

Le risque nucléaire



Henri de Choudens / Institut des Risques Majeurs

Contenu

1. Notions générales _____	1
1-1 La radioactivité _____	1
1-2 Comment nous atteignent les rayonnements _____	5
1-3 Action des rayonnements sur la matière _____	7
1-4 Action des rayonnements sur les tissus des êtres vivants _____	7
1-5 Effets des rayonnements sur l'homme _____	9
1-6 Irradiation naturelle et résultant d'activités humaines _____	12
1-7 Les normes, la réglementation de la radioprotection _____	14
2. La sécurité des installations nucléaires _____	17
2-1 Les différentes installations nucléaires _____	17
2-2 Les principes de sûreté _____	26
3. Les grands accidents nucléaires et leurs conséquences _____	33
3-1 Les accidents de criticité _____	33
3-2 Les accidents provenant d'installations ou de sources radioactives à usage médical _____	34
3-3 Les accidents provenant d'installations ou de sources radioactives à usage industriel _____	35
3-4 Les accidents à caractère militaire _____	36
3-5 Les accidents de réacteurs nucléaires _____	37
4. Déchets et effluents radioactifs [13] [14] _____	43
4-1 Définitions _____	43
4-2 Classification des déchets radioactifs _____	43
4-3 Origine et quantité de déchets produits _____	44
4-4 Conditionnement et stockage des déchets _____	46
4-5 Les effluents radioactifs _____	50
5. Les transports de matières radioactives [2] [15] _____	51
5-1 La réglementation _____	51
5-2 Les différents types de colis _____	51
5-3 La radioprotection dans l'exécution des transports _____	52
5-4 Les accidents de transport _____	53

6. Réglementation des Installations nucléaires de base (INB) et organisation de la sécurité [2] [16]	55
6-1 Les INB	55
6-2 Le contrôle de la sécurité en fonctionnement normal	56
6-3 L'organisation de crise	58
6-4 La gestion de la phase post accidentelle	61
6-5 L'information du public	61
7. Protection des matières nucléaires sensibles	63
7-1 Types de matières stratégiques et principes généraux	63
7-2 Réglementation	63
7-3 Les dispositions pour assurer la protection des matières dans les installations	64
7-4 Les transports	65
7-5 Les inspections	65
7-6 Les contrôles internationaux	65
8. La fusion nucléaire [3] [18] [19]	67
8-1 Le principe	67
8-2 Les types de confinement	68
8-3 Le projet ITER	68
9. Applications militaires [3]	70
9-1 La propulsion des navires	70
9-2 Les armes nucléaires	71
9-3 La non-prolifération [18]	72
Bibliographie	74

Liste des tableaux

Tableau 1 - Quelques radioéléments et leurs périodes de radioactivité.	3
Tableau 2 - Les unités de mesures de rayonnements.	9
Tableau 3 - Les niveaux d'irradiation naturels et résultant d'activité humaine (d'après la Société française de la radioprotection [18]).....	13
Tableau 4 - Les limites d'exposition pour les travailleurs et le public (en millisieverts par an : mSv/an).	14
Tableau 5 - Dose efficace par unité d'incorporation (DPUI) (Sv/Bq).....	15
Tableau 6 - Limites de contamination des aliments (Bq/Kg).....	16
Tableau 7 - Puissance résiduelle due à la radioactivité des produits de fission (Réacteur de 1000MWe, soit 3000 MW thermique) [5].....	22
Tableau 8 - Résultats des estimations de dose équivalente incorporée.....	41
Tableau 9 - Production de déchets (m ³).....	45
Tableau 10 - Les mesures d'intervention et les niveaux d'exposition potentielle correspondants.	60

Liste des figures

Figure 1 - Schéma d'un atome et un atome d'hydrogène.	1
Figure 2 - Noyau instable émettant des rayonnements.....	2
Figure 3 - Famille de l'Uranium 238, d'après de Choudens [2].	3
Figure 4 - Les différentes barrières aux différents rayonnements.....	5
Figure 5 - Action des rayonnements sur les tissus vivants.	8
Figure 6 - Les effets non aléatoires (ou non stochastiques).....	10
Figure 7 - Les effets aléatoires (ou stochastiques).....	11
Figure 8 - Le cycle du combustible nucléaire ©EDF.	18
Figure 9 - Une centrifugeuse pour enrichissement de l'uranium © Commission de pilotage du débat publique.....	19
Figure 10 - Schéma de fonctionnement d'un réacteur REP © ASN.	21
Figure 11 - Les trois barrières de confinement d'un réacteur © Areva.	28

Figure 12 - L'échelle internationale des évènements nucléaires.....	33
Figure 13 - Premiers résultats des estimations de dose externe en mSv sur 1589 personnes (Itate, Namie, Kawamata (Source: National institute for radiological science, Japan)).	41
Figure 14 - Coupe schématique d'un alvéole du centre de stockage TFA © Andra.....	47
Figure 15 - Le centre de stockage de la Manche qui stock les déchets FMA-VC © Areva.....	48
Figure 16 - A gauche : colis de déchets vitrifiés (HA). A droite : déchets de structure du combustible use avant conditionnement (MA-VL) © Areva.....	49
Figure 17 - Schéma de principe des installations de Cigéo © Andra.	49
Figure 18 - Etiquetage des colis de produits radioactive selon catégorie.....	53
Figure 19 - L'organisation de crise en cas d'accident nucléaire.....	59
Figure 20 - Le projet ITER (International Tokamak Experimental Reactor). Source : Site internet ITER.	69
Figure 21 - Sous-marin nucléaire lanceur d'engins (SNLE) Français (source : Encyclopédie Larousse.fr © Larousse 2013).	70
Figure 22 - La bombe H : les armes thermonucléaires (source : Moruroa).	72

1. Notions générales

1-1 La radioactivité

1-1-1 Constitution des atomes

Un atome est constitué d'un noyau autour duquel gravitent des électrons de charge électrique négative.

Le noyau est constitué de deux types de particules : les **protons** de charge électrique positive et les **neutrons** sans charge électrique. Ces particules sont appelées des nucléons.

Le nombre d'électrons et de protons dans un atome sont identiques et donc, un atome est électriquement neutre.

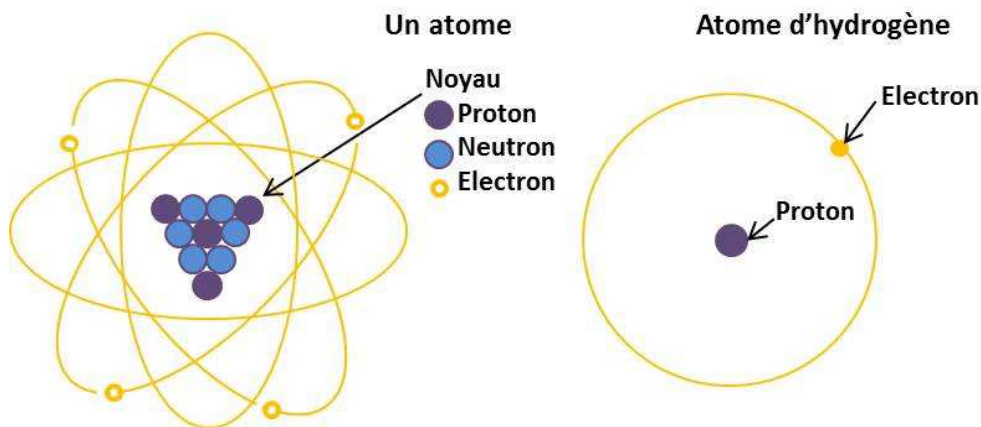


Figure 1 - Schéma d'un atome et un atome d'hydrogène.

L'atome est caractérisé par le nombre de protons qui caractérise la charge électrique de ce noyau et le nombre de nucléons (protons + neutrons) qui caractérise la masse de ce noyau (sa masse atomique).

Ainsi par exemple, l'hydrogène dont le noyau contient un proton et un neutron sera représenté ainsi : ${}^2_1\text{H}$.

L'uranium qui contient dans son noyau 92 protons et 146 neutrons, soit au total 238 nucléons sera représenté ainsi ${}^{238}_{92}\text{U}$.

Certains noyaux sont instables : ils se transforment spontanément (on dit qu'ils se désintègrent) en émettant différents types de rayonnements. Les éléments constitués d'atomes ayant des noyaux instables, sont des éléments radioactifs ou **radioéléments** ou **radionucléides**.

Deux éléments peuvent avoir dans leur noyau le même nombre de protons, mais un nombre de neutrons différents. Dans ce cas ce sont tous les deux le même élément chimique (même propriétés

chimiques) mais l'un peut être stable et l'autre radioactif. On les appelle des **isotopes**. Ainsi par exemple, on trouve dans la nature :

- Le Potassium, très répandu et présent dans tout organisme vivant qui est constitué d'un mélange de 99,998% de potassium stable et de 0,012% de Potassium 40 radioactif,
- L'Uranium naturel que l'on extrait de gisements miniers mais que l'on trouve à l'état de traces dans presque tous les sols et dans l'eau de mer, est constitué d'un mélange de 99,7% d'Uranium 238 et de 0,7% d'Uranium 235, tous deux éléments radioactifs,
- D'autres radioéléments sont produits artificiellement dans les centrales électronucléaires entre autres, par exemple : l'Iode131, le Césium137, le Plutonium239.

1-1-2 Rayonnements et période radioactive

En se désintégrant, un noyau radioactif peut émettre différents types de rayonnements :

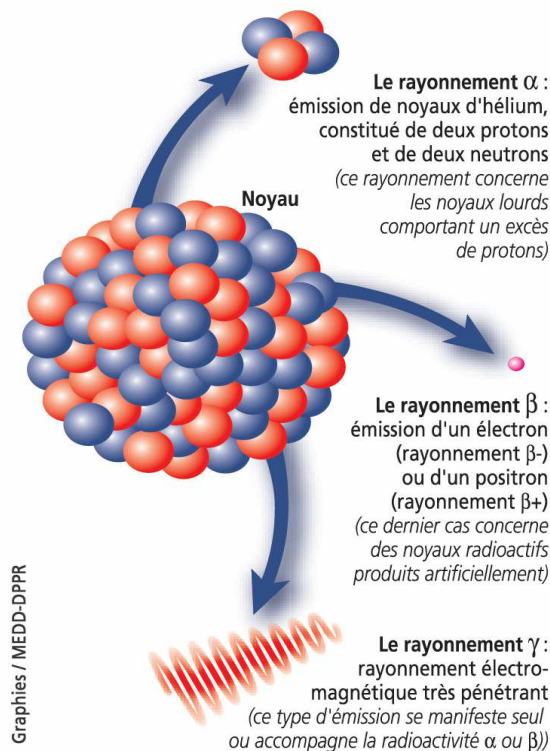


Figure 2 - Noyau instable émettant des rayonnements.

- Rayonnements **alpha (α)**, ce sont des noyaux d'Hélium (2 protons, 2 neutrons), très peu pénétrants, une feuille de papier suffit à les arrêter,
- Rayonnements **bêta (β)**, ce sont des électrons, peu pénétrant. Ils ont un parcours de quelques mètres dans l'air et sont arrêtés par quelques millimètres de métal,
- Rayonnements **X ou gamma (γ)** de même nature que la lumière ou les ondes radio ou les rayonnements électromagnétiques), très pénétrants, nécessitant, plusieurs dizaines de centimètres de Plomb ou de mètre de béton pour les arrêter.

Une matière radioactive est donc constituée d'atomes dont les noyaux ont tendance à se désintégrer dans le temps. Le temps mis par la moitié des noyaux pour se désintégrer est appelée la **période radioactive (T)**.

Ces périodes varient dans de grandes proportions suivant la nature du radioélément (Tableau 1).

Radioélément	Période radioactive (T)
Iode 131	8 jours
Césium 137	30 ans
Plutonium 239	24000 ans
Potassium 40	1,3 milliard d'années

Tableau 1 - Quelques radioéléments et leurs périodes de radioactivité.

Au bout d'une période, la radioactivité d'un élément est donc divisée par 2, au bout de 2 périodes elle est divisée par 4 et au bout de 10 périodes elle est divisée par 100.

La radioactivité disparaît donc dans le temps :

- Rapidement pour les radioéléments de période courte, et
- Très lentement pour ceux qui ont une période très longue.

1-1-3 Filiations radioactives [2]

Par désintégration de son noyau, un radioélément donne naissance à un noyau différent qui peut être lui-même radioactif et se désintégrer pour donner un troisième noyau qui peut lui-même être radioactif, et ainsi de suite jusqu'à ce qu'on arrive à un noyau stable. Une telle chaîne est appelée une filière ou une famille radioactive. Ainsi, dans le minerai d'uranium naturel, existent deux types d'Uranium : l'Uranium 238 et l'Uranium 235. Chacun de ceux-ci est la tête d'une famille. Celle de l'Uranium 238 est donnée dans la figure suivante :

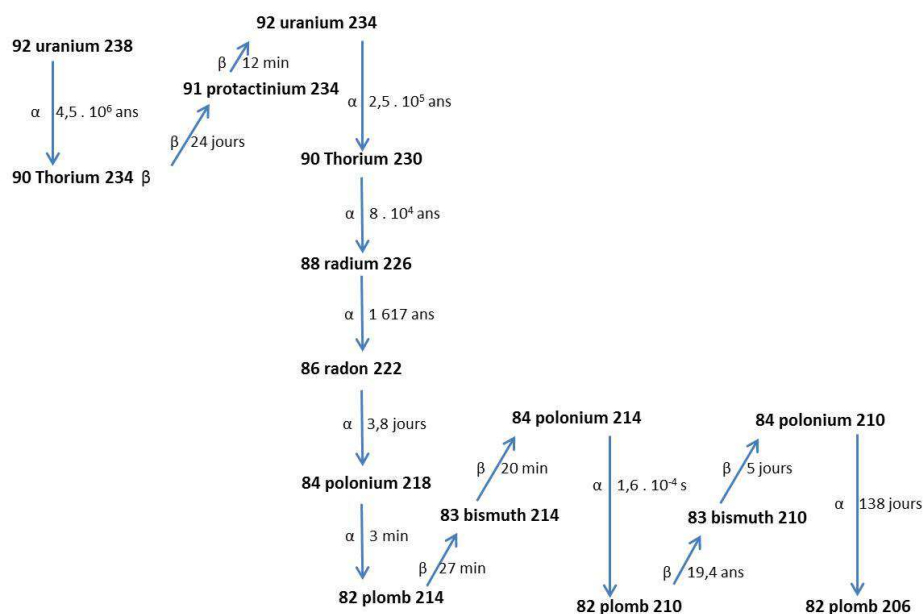


Figure 3 - Famille de l'Uranium 238, d'après de Choudens [2].

On voit que cette famille aboutit au Plomb 206 qui est stable. Dans celle-ci on trouve dans ses différents chaînons, le Radium 226 bien connu et le Radon 222 qui est un élément gazeux qui se dégage donc de tout terrain contenant des traces d'Uranium ce qui est le cas de la plupart des sols.

1-1-4 Le phénomène de fission

Certains noyaux lourds (avec beaucoup de protons et de neutrons) ont la faculté, lorsqu'ils sont heurtés par des particules lourdes, tels des neutrons, de se casser en deux voire trois morceaux. C'est le phénomène de la **fission**.

Peu de noyaux sont susceptibles de donner lieu à de telles réactions, mais c'est le cas de l'Uranium 235 que l'on trouve dans le minerai naturel d'Uranium et du Plutonium 239 qui n'existe pas à l'état naturel mais est produit par un certain nombre de réactions annexes dans les réacteurs nucléaires.

L'Uranium naturel, ne contient que 0,7% d'Uranium 235, les autres 99,3 % sont constitués d'Uranium 238. Lors des fissions, on obtient donc deux ou trois noyaux, bien entendu plus légers que le noyau de départ, mais qui sont radioactifs. En moyenne il y a production de deux neutrons qui dans certaines conditions pourront être utilisés pour produire d'autres fissions de noyaux lourds et entretenir ainsi une réaction en chaîne. C'est ce phénomène qui est utilisé dans les réacteurs électronucléaires. En effet, lors des fissions, est aussi dégagée une certaine quantité d'énergie qui apparaîtra sous forme de chaleur qui sera utilisée comme source d'énergie pour produire de l'électricité.

Le résultat d'une fission est donc :

- La production de deux ou trois noyaux légers radioactifs
- L'émission en moyenne de deux neutrons
- Un dégagement de chaleur.

1-1-5 Unités de radioactivité

L'unité qui mesure la radioactivité d'un matériau radioactif est le **Becquerel (Bq)**. On dit qu'une matière radioactive (une source radioactive) présente une radioactivité (une activité) de 1 becquerel (1Bq) lorsque, dans cette matière, un noyau se désintègre par seconde.

1 Bq = 1 désintégration par seconde.

Cette unité est très petite. L'activité d'une source radioactive s'exprimera en multiples du becquerel :

Le kilobecquerel (kBq) = 1000 Bq

Le mégabecquerel (mBq) = 1 million de Bq

Le gigabecquerel (GBq) = 1 milliard de Bq

Le terabecquerel (TBq) = 1000 milliards de Bq

On entend encore parler d'une ancienne unité de radioactivité : le curie (Ci). Le curie est la radioactivité de 1 g de radium, radioélément que l'on retrouve dans les sols avec l'Uranium. 1 g de radium est le siège de 37 milliard de désintégrations par seconde, donc :

$$1\text{Ci} = 37 \text{ milliard de becquerel, soit } 37 \text{ gigabecquerel (37 GBq)}$$

1-2 Comment nous atteignent les rayonnements

1-2-1 Irradiation externe

Une source radioactive émet des rayonnements. Si nous séjournons à proximité, ces rayonnements peuvent nous atteindre. Nous sommes soumis à une irradiation externe.

- Si nous nous éloignons de la source, l'irradiation diminue.
- Plus nous restons longtemps au voisinage de la source, plus notre irradiation sera importante.
- Si nous interposons des écrans ou si nous mettons des blindages autour de la source, nous diminuons (éventuellement nous supprimons) l'irradiation. Ces écrans ou blindages devront être d'épaisseur et de matériaux adaptés au pouvoir de pénétration des rayonnements émis par la source :
 - Une feuille de papier arrêtera les rayonnements alpha,
 - Une feuille d'aluminium de quelques millimètres nous protégera des rayonnements bêta,
 - Un ou deux mètres de béton seront en général nécessaires pour nous protéger des sources intenses de rayonnement gamma.

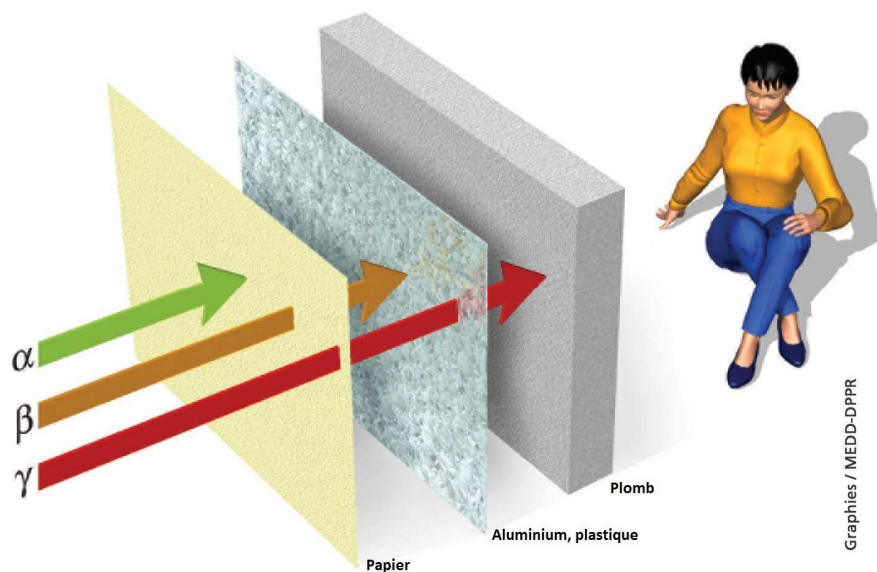


Figure 4 - Les différentes barrières aux différents rayonnements.

Donc pour se protéger d'une irradiation externe, il faut :

- Se tenir le plus loin possible de la source,
- Rester le moins longtemps possible à son voisinage,
- Interposer des écrans protecteurs entre la source et nous.

1-2-2 Contamination

Des éléments radioactifs peuvent être rejetés accidentellement dans l'air ou l'eau dans l'environnement. Dans l'air, ils sont transportés au gré des vents, souvent très loin de leur point d'émission. On a alors une **contamination de l'air ou de l'eau**. Ils peuvent se déposer sur la peau des personnes présentes sous le nuage. Ils subissent alors une contamination externe.

En respirant cet air contaminé, ou en absorbant une eau contaminée, nous absorbons une partie des éléments contaminant ces milieux. Il y a inhalation ou ingestion d'éléments radioactifs.

Une certaine quantité de particules radioactives transportées par l'air se redépose sur le sol, dans l'eau des cours d'eau ou lacs et sur les végétaux qui par ailleurs peuvent incorporer, par absorption, des radioéléments contaminant les sols. Il y a **contamination de l'environnement**.

Si nous consommons des légumes sur lesquels se sont déposés des éléments radioactifs ou qui ont poussé sur des sols contaminés, si nous consommons de la viande et le lait d'animaux qui ont vécu dans des zones contaminées ou ont été nourris par des fourrages provenant de zones contaminées, nous ingérons une partie de la radioactivité qu'ils contiennent.

Les éléments radioactifs inhalés ou ingérés circulent dans notre organisme et vont se fixer temporairement et sélectivement sur certains de nos organes. Il y a alors **contamination interne** de notre organisme.

1-2-3 Irradiation interne

Petit à petit, les éléments radioactifs fixés à l'intérieur de notre organisme, s'éliminent :

- par décroissance radioactive (d'autant plus vite que leur période « T » est courte)
- par les phénomènes biologiques naturels d'élimination de notre organisme (ils se retrouvent dans les fèces et les urines et la mesure de leur radioactivité permet de détecter une contamination interne).

Le temps mis pour éliminer la moitié de cette contamination interne par les phénomènes biologiques, est la **période biologique Tb**.

Finalement, le temps mis pour éliminer de l'organisme, la moitié de la contamination interne ; tant par la décroissance radioactive que par les phénomènes biologiques, est la **période effective Te**, période déterminée à partir de T et Tb par la relation :

$$1/T_e = 1/T + 1/T_b$$

Durant le temps où ils restent dans notre organisme, les éléments radioactifs émettant leurs rayonnements, irradient de l'intérieur les organes sur lesquels ils sont temporairement fixés. Ce temps dépend donc de la période T_e du radioélément en cause. Celle-ci peut être courte ou très longue suivant en particulier la période biologique T_b du radioélément, période liée au métabolisme de celui-ci qui est fonction de sa nature chimique (certains éléments chimiques se renouvellent rapidement, l'eau par exemple, d'autres très lentement).

1-3 Action des rayonnements sur la matière

En traversant la matière, les rayonnements émis par des sources radioactives, heurtent les noyaux des atomes constitutifs de cette matière.

Au cours de ces chocs, ils cèdent de l'énergie à ces atomes qui vont donc en être perturbés.

Ce sont ces perturbations qui sont à l'origine des dégâts causés par les rayonnements à la matière (vivante ou non) irradiée.

L'énergie cédée par les rayonnements à une matière irradiée est donc caractéristique de l'effet de l'irradiation. La quantité d'énergie cédée par unité de masse de matière irradiée est appelé la **dose absorbée (Da)**.

L'unité de dose absorbée est le gray (Gy).

- 1 kilogramme de matière irradiée aura reçu une dose absorbée de 1 gray (1Gy), lorsque les rayonnements lui auront cédé une énergie de 1 joule
- Si une dose absorbée de 1 gray est cédée à la matière irradiée en 1 heure, on dira que le débit de dose absorbée est de 1 gray par heure (1Gy/h).

Le milligray	1mGy = 1/1000 Gy
Le microgray	1 μGy = 1/1000 000 Gy
Le milligray par heure	1mGy/h = 1/1000 Gy/h

1-4 Action des rayonnements sur les tissus des êtres vivants

L'énergie cédée par les rayonnements aux tissus d'un organisme vivant, crée des dégâts dans certaines des cellules constituant ces tissus, donc un **dégât biologique**. Ces dégâts dépendent bien entendu, de la quantité d'énergie cédée, donc de la dose absorbée, mais aussi de la manière dont cette énergie est cédée.

Ainsi, à dose absorbée égale, le dégât biologique sera moins important si l'énergie est cédée aux tissus par un grand nombre de petits paquets, que par quelques gros paquets.

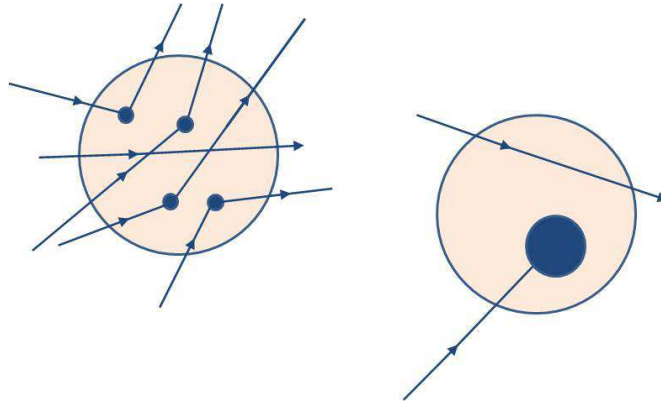


Figure 5 - Action des rayonnements sur les tissus vivants.

A dose absorbée égale, les différents types de rayonnements n'auront pas la même nocivité. Ainsi les rayonnements α auront une nocivité plus forte que les rayonnements γ .

Pour tenir compte de cette caractéristique, pour rendre compte de l'effet biologique d'une irradiation, on affecte la dose absorbée d'un coefficient de pondération spécifique du type de rayonnement qui a produit l'irradiation. Ce coefficient W_r qui rend donc compte de la nocivité de chaque type de rayonnement, est par exemple :

$W_r = 1$ pour le rayonnement X et γ

$W_r = 20$ pour le rayonnement α

Ceci étant, pour chiffrer le dégât biologique provoqué par une irradiation, il existe une nouvelle grandeur appelée « **dose équivalente (H)** » est égale à la dose absorbée multipliée par le facteur de pondération du rayonnement ayant causé l'irradiation. :

$$H = D_a \times W_r$$

On voit donc qu'à dose absorbée égale, la dose équivalente pour une irradiation provoquée par un rayonnement α sera 20 fois plus grande que provoquée par un rayonnement γ .

L'unité de dose équivalente est le **sievert (Sv)** et la dose équivalente divisée par le temps durant lequel elle a été subie constitue le **débit de dose équivalente** qui s'exprime en **sievert par heure (Sv/h)**.

Lorsqu'il n'y a pas irradiation de l'organisme entier, par suite par exemple, d'une contamination interne qui s'est traduite par l'irradiation du ou des seuls organes sur lesquels le (ou les) radioélément contaminant s'est fixé, ces différents organes n'ont pas la même sensibilité à l'irradiation et le risque engendré par leur irradiation est moindre que si l'organisme entier avait été irradié au même niveau (par exemple, 1Sv corps entier est plus grave que 1Sv à la thyroïde). Pour tenir compte de cela, on introduit un coefficient de pondération supplémentaire W_t par lequel il faut multiplier la dose équivalente reçue par les organes irradiés pour rendre compte du risque biologique total ; Ce produit est appelé la **dose efficace E**.

$$E = H \times Wt = Da \times Wr \times Wt$$

La dose efficace E s'exprime elle aussi en sievert;

Exemples :

- Pour une irradiation homogène de l'organisme entier $Wt = 1$, d'où $E = H$
- Pour une irradiation du poumon, $Wt = 0,12$, d'où $E = 0,12 H$
- Pour une irradiation de la thyroïde, $Wt = 0,003$, d'où $E = 0,003 H$

Grandeurs	Unités	Définitions
Activité (A)	becquerel (Bq)	Mesure du nombre de désintégrations par seconde au sein d'une matière radioactive
Dose absorbée (Da)	gray (Gy)	Energie reçue par unité de masse dans un matériau irradié
Débit de dose absorbée (Da/h)	gray par heure (Gy/h)	Energie reçue par unité de masse dans un matériau irradié par unité de temps
Dose équivalente (H)	sievert (Sv)	Mesure du dégât biologique sur les tissus irradiés
Débit de dose équivalente	sievert par heure (Sv/h)	Dégât biologique subi par des tissus irradié par unité de temps
Dose efficace (E)	Sievert (Sv)	Dégât biologique subi par l'organisme entier pour une irradiation totale ou partielle

Tableau 2 - Les unités de mesures de rayonnements.

1-5 Effets des rayonnements sur l'homme

On distingue deux types d'effets des irradiations sur l'homme :

1-5-1 Effets non aléatoires

Les effets non aléatoires (ou encore non stochastiques) ont les caractéristiques suivantes :

- ils sont dus à de fortes doses d'irradiation
- ils n'apparaissent qu'au-dessus d'un certain seuil d'irradiation
- leur gravité augmente avec la dose d'irradiation reçue.

Les effets non aléatoires apparaissent de façon précoce après l'irradiation (de quelques heures à quelques semaines).

- En dessous de 0,25 sievert, aucun de ces effets n'apparaît
- Entre 0,25 sievert et 1 sievert, modification de la formule sanguine
- Entre 1 et 2 sievert, apparition du « mal des rayons » : malaises, nausées, vomissements.
- De 2 à 4 sieverts, nausées, vomissements, érythèmes (brulures de la peau), fièvre, agitation.
- De 4 à 6 sieverts, possibilité d'une issue fatale.
- Au-dessus de 7 sieverts, issue fatale très probable, certaine au-dessus de 10 sievert.

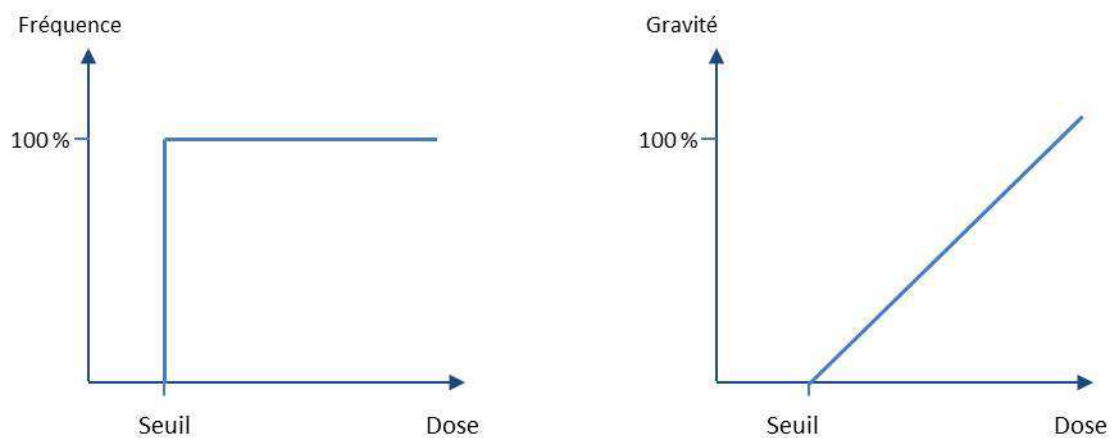


Figure 6 - Les effets non aléatoires (ou non stochastiques).

1-5-2 Effets aléatoires

Les effets aléatoires (ou stochastiques) sont ceux produits par les faibles doses (aux fortes doses ils existent mais sont masqués par les effets non aléatoires plus immédiats et potentiellement plus graves) ;

- Pour ces effets et en l'absence de certitudes scientifiques, on admet pour des raisons de sécurité, qu'il n'y a pas de seuil en dessous duquel ils ne se manifesteraient pas.
- Dans une population irradiée, ils n'apparaissent pas obligatoirement chez chaque individu, mais le nombre d'individus chez lesquels ils apparaissent, croît avec la dose d'irradiation.
- La gravité est indépendante de la dose d'irradiation, celle-ci n'étant que le facteur déclenchant l'effet.

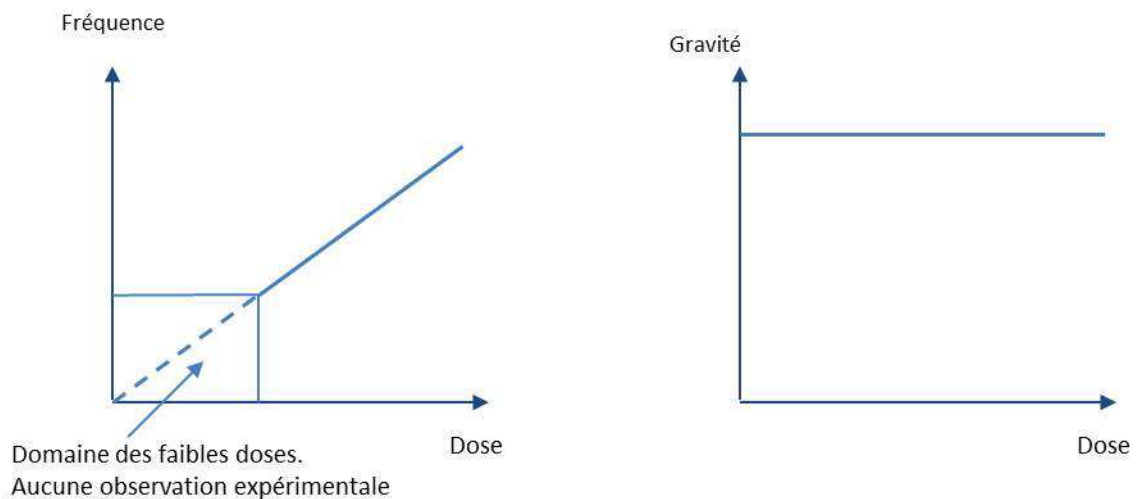


Figure 7 - Les effets aléatoires (ou stochastiques).

Les effets aléatoires sont de deux types :

- **L'induction de cancers**

L'induction de cancers parmi une population irradiée est souvent difficile à mettre en évidence, car elle se superpose au taux observé dans nos pays dans les populations non soumise à une irradiation (de l'ordre de 25%) et ils n'apparaîtront souvent qu'après des délais relativement longs après l'irradiation (de 2 à 3 ans jusqu'à plusieurs dizaines d'années). Certains sont plus précoces que d'autres, tels les cancers de la thyroïde (par suite d'une irradiation de cette glande (suite par exemple à l'inhalation d'iode radioactive émise lors d'un accident sur un réacteur), ou les leucémies.

Les observations qui ont été faites sur des populations irradiées (survivants d'Hiroshima et de Nagasaki, radiologistes, mineur des mines d'Uranium, et plus récemment, suite de l'accident de Tchernobyl) ont conduit à admettre, en prenant des marges de sécurité, que :

- la relation dose-effet était linéaire (probabilité d'apparition d'un cancer croissant proportionnellement à la dose d'irradiation subie),
- le taux d'apparition de tout type de cancer, de 1 cas parmi une population de 100 000 personnes ayant subi une irradiation de 1 millisievert.

Concernant l'apparition de cancer de la thyroïde suite à l'inhalation d'iode radioactive après un accident sur un réacteur électronucléaire, les conséquences de Tchernobyl ont montré que l'augmentation des cancers de ce type était particulièrement importante chez les enfants et les jeunes de moins de 25 ans. Ainsi des taux annuels de 12 cas pour 100 000 enfants ont été relevés dans les districts les plus touchés, alors que le taux habituel d'incidence est de 0,1 à 0,3 cas pour 100 000 enfants.

- **Les effets génétiques**

L'apparition, sous l'effet d'irradiations, d'effets génétiques est elle aussi très difficile à mettre en évidence chez une population irradiée car elle se superpose à une fréquence d'apparition naturelle d'anomalies génétiques (10% des enfants sont, à leur naissance, porteur d'une anomalie génétique, heureusement le plus souvent sans conséquence apparente).

Aucune des études faites sur des populations irradiées n'a permis de mettre en évidence de façon indiscutable, un effet génétique sur l'homme.

Un effet a cependant été observé sur des animaux irradiés à de relativement fortes doses. Dans un souci de sécurité, on admet donc que, comme pour l'apparition de cancers, la relation dose effet est linéaire et que la fréquence d'apparition d'effets génétiques parmi les deux générations qui suivent celle qui a été irradiée, est de 4 cas parmi une population de 1 million de personnes ayant subi une irradiation de 1 millisievert.

1-6 Irradiation naturelle et résultant d'activités humaines

1-6-1 Radioactivité naturelle

L'homme a de tout temps été soumis à une irradiation provenant de sources naturelles. Celles-ci sont de natures diverses :

- Les **rayonnements cosmiques** provenant de l'espace extra-terrestre et en particulier du soleil. En Europe, pour tous ceux qui vivent à une altitude voisine du niveau de la mer, ils se traduisent par une irradiation externe moyenne d'environ 0,36 millisievert par an.

Lorsqu'on s'élève, cette irradiation augmente, ainsi une personne vivant à 1500m d'altitude subira une irradiation annuelle d'environ 0,6 millisievert.

- Les **radioéléments contenus dans les sols** (Uranium, Thorium, Potassium...) provoquent en moyenne, pour chacun d'entre nous, une irradiation externe annuelle d'environ 0,4 millisievert.

Il faut noter que dans certaines régions de France ou du monde où il y a par exemple des gisements de minerais radioactifs, ces irradiations peuvent être beaucoup plus fortes.

- Les **éléments radioactifs naturels que nous inhalons** avec l'air que nous respirons (une émanation gazeuse de l'Uranium contenu dans les sols: le Radon,...), ceux que nous ingérons avec nos aliments (Potassium en particulier), provoquent chez chacun de nous en moyenne une irradiation interne annuelle d'environ 2,33 millisievert dont 1,25 millisievert du au Radon.

1-6-2 Radioactivité due aux activités humaines

De par ses activités, l'homme ajoute à ces sources naturelles, d'autres sources artificielles d'irradiation :

- Les **irradiations médicales** (radiographie, radiographie dentaire...). On estime qu'en moyenne, chaque Français subit annuellement de par ces sources, une irradiation externe d'environ 1 millisievert par an (mSv/an).
- Les **activités industrielles non nucléaires** (combustion du charbon qui contient entre autres des traces de Radium, utilisation d'engrais phosphatés qui contiennent du Potassium, télévision...), entraînent en moyenne par an une irradiation de chaque Français d'environ 0,01 mSv.
- Les **activités industrielles nucléaires** (centrales électronucléaires, usines de retraitement...) provoquent annuellement, une irradiation moyenne d'environ 0,01 mSv.
- Les **retombées des essais nucléaires atmosphériques**, entraînent actuellement une irradiation annuelle d'environ 0,1 mSv.

1-6-3 Bilan global

Il est donné dans le tableau suivant :

Exposition en millisievert	Exposition (en mSv)		
	Valeurs annuelles moyennes	Valeurs courantes en France	Valeurs extrêmes dans le monde
Radioactivité naturelle			
<u>Exposition externe</u>			
Origine cosmique	0,36	0,3 à 2	55 (cosmonautes)
Origine terrestre	0,41	0,05 à 1,5	175 (Brésil) 400 (Iran)
<u>Exposition interne</u>			
Potassium 40	0,18		
Plomb, Bismuth, Polonium	0,12		
Radon et descendants	1,26	0,2 à 60	500 (Suède)
Total	2,33		
Radioactivité due aux activités humaines			
Origine médicale	1		
Industrie nucléaire et autres	0,02		
Essais nucléaires	0,1		
Total	1,12		
Total général	3,45		

Tableau 3 - Les niveaux d'irradiation naturels et résultant d'activité humaine (d'après la Société française de la radioprotection [18]).

1-7 Les normes, la réglementation de la radioprotection

Leur respect vise à assurer la protection des travailleurs, de la population et de l'environnement contre les dangers des rayonnements ionisants.

La réglementation nationale prévoit de plus les dispositions qui doivent être prises pour protéger les travailleurs de l'industrie du nucléaire et la population autour des installations nucléaires contre leurs dangers éventuels.

Les réglementations des différents pays en la matière, sont assez homogènes d'un pays à l'autre. Ceci résulte de la manière dont elles sont élaborées.

En effet, à l'origine de ces règles, on trouve un organisme international : la **Commission internationale de protection contre les rayonnements (CIPR)**, association non gouvernementale, créée en 1928. Cette commission se tient en permanence au courant de tous les travaux mondiaux en radioprotection et en radiobiologie et après examen de leurs résultats scientifiques et réflexion, en tire des recommandations dont la pertinence a toujours été unanimement reconnue et qui sont donc reprises par divers organismes internationaux officiels, dont principalement **l'Agence internationale pour l'énergie atomique (AIEA)** dont le siège est à Vienne. En ce qui nous concerne, la Commission des communautés européenne (CEE), en tire des directives qui doivent être reprise dans les législations des Etats membres. La France applique donc ces directives.

La réglementation française en la matière, fait l'objet d'articles dans le [Code du travail](#) et le [Code de la santé publique](#), résultant du [décret 2007-1570 du 5 novembre 2007](#), pris en application de la loi sur la transparence et la sécurité nucléaire ([loi TSN 2006-286 du 13 juin 2006](#)).

Limites d'exposition aux rayonnements ionisants	Public	Travailleurs directement exposés
Limite de dose corps entier(s)	1	20
Limite de dose aux extrémités (doigts, bras, pieds)		500
Limite de dose au cristallin	15	150
Limite de dose à la peau (dose moyenne sur 1cm ²)	50	500

Tableau 4 - Les limites d'exposition pour les travailleurs et le public (en millisieverts par an : mSv/an).

Cette réglementation ne s'applique pas aux personnes exposées à des rayonnements ionisants à des fins médicales ou médico-légales, pour lesquelles, la CEE a édité la directive 97-43 du 30 juin 1997 relative à la protection des personnes contre les rayonnements ionisants lors d'exploitation à des fins médicales, directives transposées dans la législation française par le décret 2003-270 du 24 mars 2003 qui, sur ce chapitre, modifie le Code de la santé publique. Un arrêté du 12 février 2004 fixe des niveaux de référence à ne pas dépasser pour les actes de radiologie et de médecine nucléaire.

Ceci étant, la réglementation française impose pour la radioprotection, les principes suivants :

- Il faut s'efforcer, dans toute pratique mettant en jeu des rayonnements ionisants, de se tenir en dessous des limites réglementaires « Aussi bas qu'il est raisonnablement possible de le faire » (principe ALARA - As Low As Reasonably Achievable).
- Toute activité provoquant une irradiation même en dessous des limites réglementaires, doit être justifiée par le bénéfice que la population retirera de cette activité.

Les normes ci-dessus, concernent l'irradiation externe plus l'irradiation interne pouvant provenir de l'inhalation et/ou de l'ingestion d'éléments radioactifs contaminant l'environnement.

1-7-1 Dose efficace par unité d'incorporation (DPUI)

L'irradiation externe peut se contrôler relativement facilement en utilisant par exemple, des dosimètres pouvant être portés individuellement. L'irradiation interne est plus difficile à mesurer. Aussi a-t-on défini, pour chaque radioélément, la dose efficace provoquée par l'incorporation d'un Becquerel du dit radioélément. C'est ce qu'on appelle « la dose efficace par unité d'incorporation (DPUI) ». Elle s'exprime en Sievert par Becquerel (Sv/Bq ou Sv.Bq-1). A partir de la mesure ou de l'estimation du nombre de Becquerel incorporé, il est alors possible d'en déduire l'irradiation interne subie par la personne contaminée et comparer cette dose aux limites précédemment indiquées. Ces facteurs de conversion sont différents entre un nourrisson et un adulte par suite des différences dans l'alimentation et le métabolisme de ces catégories de la population.

Les DPUI en Sv/Bq recommandées par la CIPR et par l'AIEA pour quelques **radionucléides**, sont données dans le tableau suivant.

Radionucléides	Nourrissons (Sv/Bq)	Adultes (Sv/Bq)
Sr90	7,8 10 ⁻⁸	2,8 10 ⁻⁸
Iode131	1,8 10 ⁻⁷	2,2 10 ⁻⁸
Cs137	1,2 10 ⁻⁸	1,3 10 ⁻⁸
Cs134	1,6 10 ⁻⁸	1,9 10 ⁻⁸
Pu239	4,2 10 ⁻⁷	2,5 10 ⁻⁷
Am 241	3,7 10 ⁻⁷	2 10 ⁻⁷

Tableau 5 - Dose efficace par unité d'incorporation (DPUI) (Sv/Bq).

1-7-2 Contamination des aliments

Suite à l'accident de Tchernobyl, la communauté économique européenne a fixé des niveaux de contamination à ne pas dépasser dans les aliments pour leur commercialisation après un accident

nucléaire (Règlement européen 3954/87, modifié par le règlement 2218/89). Ces niveaux sont applicables en France et sont donnés dans le tableau suivant (en Bq/kg).

Radioéléments	Alimentation pour nourrissons	Produits laitiers	Autres denrées alimentaires	Liquides destinés à la consommation
Isotopes du Sr dont Sr90	75	125	750	125
Isotopes de l'Iode (dont I131)	150	500	2000	500
Isotopes du Pu dont Pu239	1	20	80	20
Autres radionucléides dont Cs137 et Cs134	400	1000	1250	125

Tableau 6 - Limites de contamination des aliments (Bq/Kg).

Suite à l'accident de Fukushima, des normes plus sévères ont été fixées pour l'importation de produits alimentaires provenant du Japon.

Des normes ont aussi été fixées pour les produits servant à l'alimentation du bétail.

2. La sécurité des installations nucléaires

2-1 Les différentes installations nucléaires

2-1-1 Le cycle du combustible

Les installations du cycle du combustible nucléaire couvrent les activités suivantes :

- extraction du minerai d'Uranium,
- extraction chimique de l'Uranium contenu dans le minerai,
- enrichissement en Uranium 235,
- fabrication des éléments combustibles pour les centrales électronucléaires,
- centrales électronucléaires,
- retraitement des combustibles usés, et
- conditionnement et stockage des déchets radioactifs.

La figure 5 (page suivante) propose un schéma du cycle du combustible nucléaire.

a) Extraction des minerais d'Uranium

Le minerai est extrait de mines situées dans différents pays (principalement Canada, Australie, Etats-Unis, Russie, Namibie, Kazakhstan, Ouzbékistan, Niger et plus modérément Chine, Gabon et l'Ukraine).

En 2009, les ressources totales estimées dans le monde (récupérables à un coût inférieur à 130 dollars US/kg), étaient de l'ordre de 5 500 000 tonnes. Les besoins en 2007 étaient de 52 000 tonnes par an [4]. Ces réserves peuvent donc subvenir aux besoins actuels pour environ un siècle, temps qui dépend bien entendu du développement à l'avenir, de l'énergie nucléaire dans le monde (prévisions certainement à revoir après l'accident de Fukushima). Ce temps serait considérablement augmenté si parmi les futurs réacteurs étaient développés les surrégénérateurs.

b) Extraction chimique de l'Uranium contenu dans les minerais

Cette opération se passe sur les sites d'extraction du minerai. Il en résulte une poudre d'oxyde d'Uranium de couleur jaune appelée le « yellow cake ». Les résidus de cette extraction constituent des stériles qui contiennent encore quelques traces d'Uranium et surtout les descendants solides de l'Uranium, avec en particulier le Radium.

Le yellow cake est transporté dans une usine de conversion (en France l'usine de Comurhex à Pierrelatte) pour y être transformé en hexafluorure d'Uranium (U6F), composé gazeux stocké dans des conteneurs spéciaux. Les besoins de la France étaient en 2010 de 8 200 tonnes et évalués à 8 330 tonnes en 2015 [4].

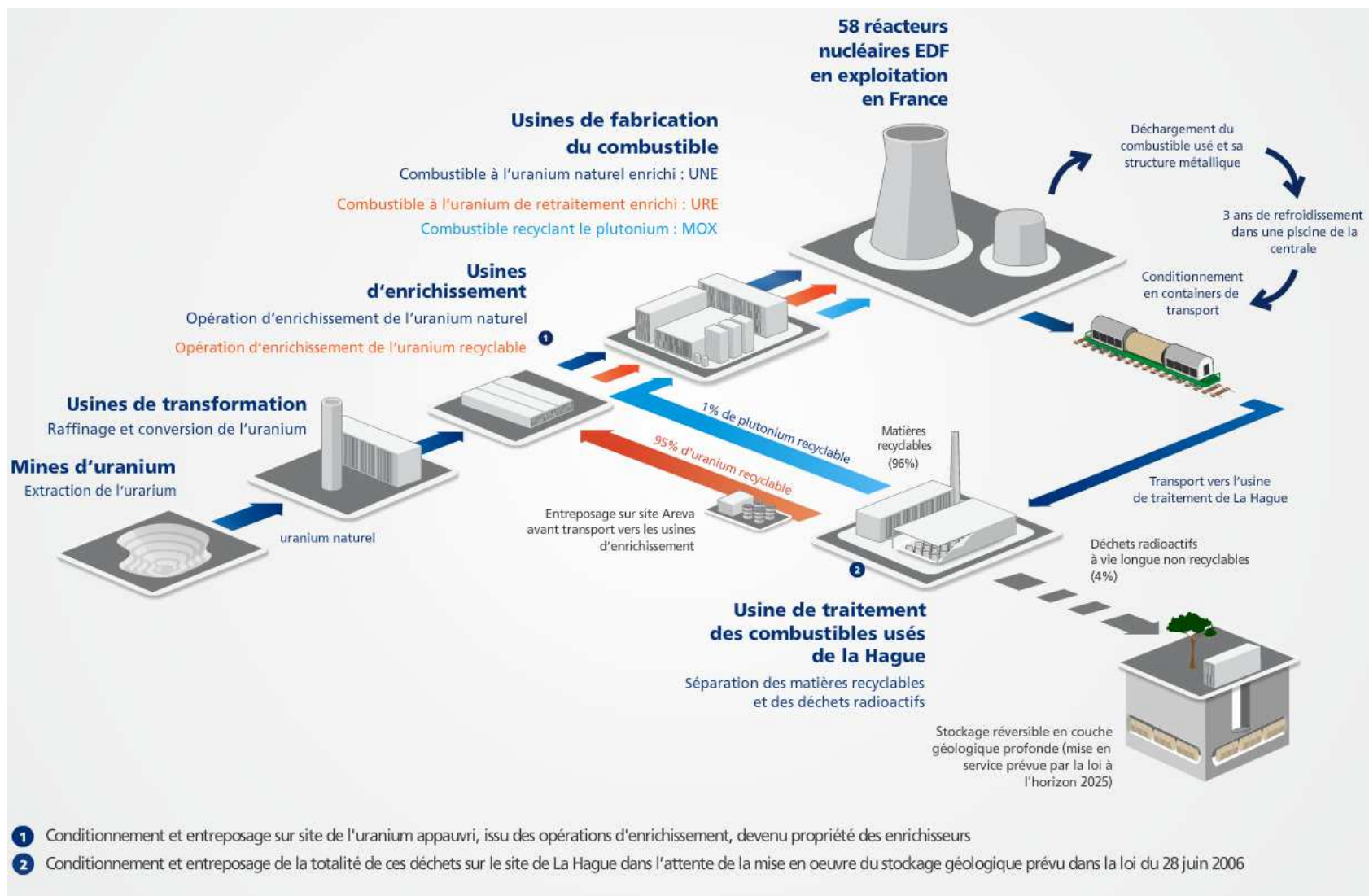


Figure 8 - Le cycle du combustible nucléaire ©EDF.

c) Enrichissement de l'Uranium en Uranium 235

L'Uranium naturel est principalement constitué d'Uranium 238, il ne contient que 0,7% d'Uranium 235. Or seul celui-ci est apte à être utilisé pour produire la fission de son noyau qui libère de l'énergie utilisable pour produire de l'électricité. L'uranium naturel ne contient pas assez d'Uranium 235 pour être économiquement utilisé dans des réacteurs électronucléaires actuels. Il faut donc enrichir l'Uranium naturel en Uranium 235 de façon à obtenir un Uranium contenant 3 à 4% d'Uranium 235 (pour des usages militaires, il faut enrichir jusqu'à 90%). En France, cette opération d'enrichissement était effectuée à Pierrelatte dans les usines d'Eurodif, par des procédés de diffusion gazeuse et aujourd'hui par la centrifugation.

Relativement peu de pays ont des installations d'enrichissement car cette opération est politiquement délicate, une usine pouvant être poussée à des enrichissements de 90%, peut alors produire un Uranium de qualité militaire. Actuellement, ont des capacités d'enrichissement : les Etats-Unis, la Grande Bretagne, la France, le Japon, la Chine, le Pakistan, l'Inde, les Pays bas, la Russie, alors que le Brésil et l'Iran ont des usines en cours de construction.

La capacité d'enrichissement s'exprime en « **unités de travail séparation isotopique** » (UTS) qui donne la mesure du travail nécessaire pour fournir de l'Uranium à un certain enrichissement. La capacité d'enrichissement de la France était de 10800 UTS/an [4]. A titre d'exemple, une centrale comme Fessenheim (900Mwe-Mégawatt électrique) consomme 100 UTS par an.

d) Fabrication des éléments combustibles nucléaires

Cette opération consiste tout d'abord, à transformer l'UF₆ gazeux enrichi en oxyde d'Uranium.

Cet oxyde d'Uranium se présente sous forme d'une poudre qui va être frittée pour obtenir de

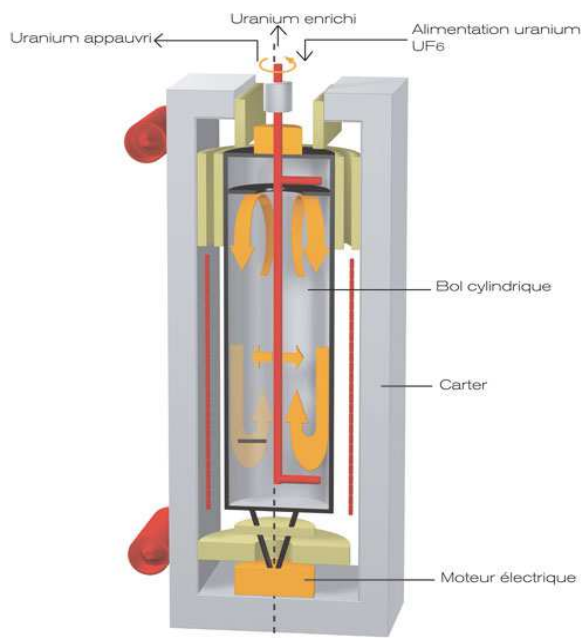


Figure 9 - Une centrifugeuse pour enrichissement de l'uranium © Commission de pilotage du débat publique.

pastilles. Celles-ci vont être empilées dans un tube en alliage de zirconium qui constituera la gaine du combustible. Ce tube est fermé par un bouchon métallique étanche et cet ensemble constitue un « crayon » de combustible. Plusieurs de ces crayons réunis constituent un assemblage combustible. Dans un réacteur EDF de 1400 MWe, il y a 205 assemblages de chacun 264 crayons.

Ce type de combustible est fabriqué en France dans les usines de la société franco-belge de combustibles nucléaires (FBFC) situées à Pierrelatte et à Romans.

Depuis quelques années, compte tenu de la production de Plutonium issu du retraitement des combustibles usés dans les centrales (comme on le verra plus loin), mais aussi des stocks de Plutonium militaire devenus superflus par suite du déclassement de certaines armes et de la

réduction des armements nucléaires, on utilise et donc on fabrique de plus en plus des combustibles nucléaires qui, à la place d'une certaine quantité d'oxyde d'Uranium enrichi, contiennent un pourcentage de Plutonium (le Plutonium 239 est comme l'Uranium 235, un matériau fissile). Ce combustible est appelé combustible Mox (mixed oxyde). On économise ainsi de l'ordre de 10 à 15% des besoins en Uranium [3]. En France, c'est l'usine Melox qui fabrique ce type de combustible. Sa capacité est de 200t par an. Les besoins de la France en 2008 étaient de 100 t/an et étaient évaluées à 120 t/an à partir de 2010 [4].

e) Les centrales électronucléaires

- Principes de fonctionnement [2]

Comme une centrale thermique classique au charbon ou au fuel, c'est une installation qui produit, à partir d'une source de chaleur, de la vapeur d'eau sous pression qui fait tourner une turbine entraînant un alternateur qui produit de l'électricité.

Dans le cas d'une centrale électronucléaire, la chaudière est le réacteur nucléaire qui utilise dans son foyer (le cœur du réacteur) le combustible à Uranium ou/et à plutonium. Ce cœur est le siège des réactions de fission de ces noyaux atomiques, réactions qui dégagent de l'énergie (d'où une source de chaleur) mais laissent un résidu de produits radioactifs qui sont en somme les cendres de cette chaudière.

Ces éléments sont par exemple de l'Iode radioactif et du Césium radioactif. Leur très forte radioactivité, présente un danger grave au cas où ils viendraient à sortir du cœur du réacteur et à se répandre en dehors des enceintes de confinement.

Dans les réacteurs mis en œuvre par EDF, la chaleur générée dans le cœur, est transmise à de l'eau que l'on fait circuler sous pression à travers ce cœur. Cette eau passe dans un échangeur de chaleur, sorte de radiateur où elle circule dans des tubes métalliques autour desquels circule de l'eau froide. Cette dernière s'échauffe donc et est envoyée dans un générateur de vapeur et c'est cette vapeur qui fait tourner la turbine entraînant l'alternateur.

Le circuit de l'eau qui traverse le cœur est appelé le circuit primaire du réacteur, alors que le circuit du générateur de vapeur est appelé circuit secondaire.

Le schéma suivant montre la constitution d'une telle centrale.

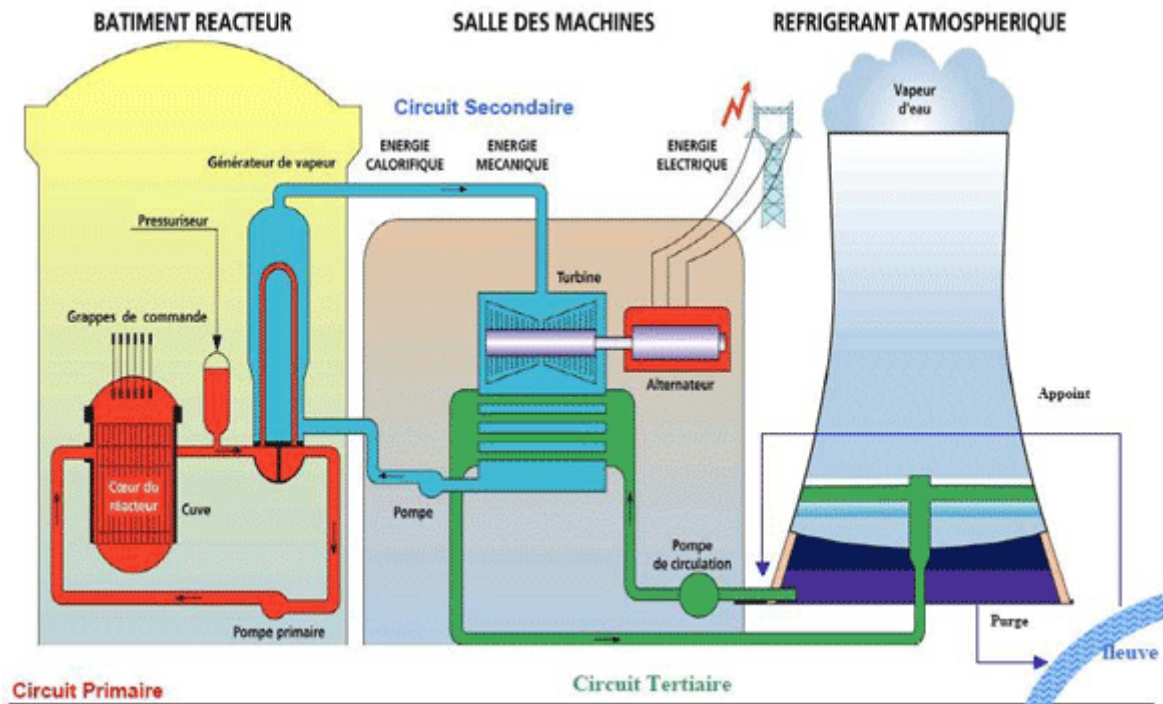


Figure 10 - Schéma de fonctionnement d'un réacteur REP © ASN.

Une particularité de ces chaudières nucléaires, provient du fait que lorsqu'on arrête les réactions de fission, donc la production d'énergie, la très forte radioactivité des produits de fission qui subsistent dans le cœur, dégage par les rayonnements émis, encore assez d'énergie pour échauffer le cœur qui les contient et le faire fondre si un refroidissement suffisant n'est pas assuré. Dans ce cas ces produits radioactifs se dispersent dans la cuve contenant le cœur et peuvent s'échapper dans l'enceinte du réacteur, puis dans l'environnement. On a alors l'accident le plus grave qui peut affecter une telle installation.

Cette puissance calorifique qui subsiste après l'arrêt du réacteur est dite : **la puissance résiduelle**. Elle diminue évidemment dans le temps suivant la décroissance des éléments radioactifs qui la génèrent. Le tableau suivant donne l'évolution dans le temps de la puissance résiduelle après son arrêt, pour un réacteur à eau sous pression de 900 MWe [5]. On voit que celle-ci reste longtemps importante (1 MW au bout d'un an). C'est cette puissance qu'il faut absolument évacuer après l'arrêt accidentel du réacteur.

Délai depuis l'arrêt	Part de la puissance thermique initiale	Puissance thermique résiduelle (MW th)
1 seconde	17%	500
1 minute	5%	150
1 heure	1,5%	45

1 jour	0,5%	15
1 semaine	0,3%	9
1 mois	0,15%	4,5
1 an	0,03%	1
10 ans	0,003%	0,1
100 ans	0,001%	0,03
1000 ans	0,0002%	0,006

Tableau 7 - Puissance résiduelle due à la radioactivité des produits de fission (Réacteur de 1000MWe, soit 3000 MW thermique) [5].

- **Les différentes filières de réacteurs**

Différents types de réacteurs ont été développés. Ils diffèrent par la nature de leur combustible, de leur fluide de refroidissement, de la configuration de leur cœur...

- En France on a développé, en premier, des **réacteurs à combustible Uranium naturel**, inséré dans un empilement de blocs de graphite et refroidis par une circulation de gaz (CO₂). C'était la filière dite « **UNGG** ». Neuf réacteurs de ce type furent construits à Marcoule, Chinon, St-Laurent-les-Eaux et les derniers à Bugey. Actuellement ils sont tous arrêtés et en cours de démantèlement. Cette filière avait été choisie car dans les années 60, la France ne disposait pas de capacités d'enrichissement de l'Uranium. Les deux premiers réacteurs (UNGG G1 et G2 à Marcoule), avaient d'ailleurs pour but principal, non de fournir de l'électricité, mais de produire du Plutonium destiné aux armes atomiques de la force de dissuasion française.

Cette filière avait l'inconvénient de nécessiter beaucoup d'Uranium naturel pour réaliser leur cœur d'où des dimensions importantes limitant la possibilité d'avoir des puissances électriques importantes, donc une bonne rentabilité économique.

- La filière de **réacteurs à eau pressurisée (REP)**. Cette filière développée entre autres aux Etats-Unis, est celle qui a été adoptée en France, tout d'abord sous licence Westinghouse, puis modifiée par l'ingénierie française. Ces réacteurs utilisent de l'Uranium légèrement enrichi (3,4%), avec refroidissement par une circulation en circuit fermé d'eau sous pression (150 bar, 300°C). Actuellement, 58 réacteurs de cette filière sont connectés au réseau. Quatre réacteurs dits de troisième génération, de ce type amélioré (réacteurs EPR) sont en construction en Finlande, France et Chine.
- La filière des **réacteurs à eau bouillante (BWR)**. Comme pour les REP, le combustible est de l'Uranium faiblement enrichi et le fluide de refroidissement de l'eau, mais que l'on laisse entrer en ébullition, la vapeur produite entraînant la turbine. Les réacteurs de Fukushima sont de ce type.

- La filière à **eau lourde- D2O** (D Deutérium : isotope lourd de l'Hydrogène). Le combustible est de l'Uranium naturel et le fluide de refroidissement de l'eau lourde. Cette filière a été développée par le Canada.
- La filière **RBMK** est une filière dérivée de la filière BWR. Elle a été développée en URSS. Tchernobyl était un réacteur de ce type. Depuis il n'y a plus de construction de réacteur de cette filière.
- La filière **surgénérateur (Fast Breeder Reactor-FBR)**. Cette filière, aussi appelée à neutrons rapides était celle du réacteur Phénix à Marcoule, Superphénix à Creys-Malleville. Le combustible est mixte : 80% d'oxyde d'Uranium enrichi, 20% d'oxyde de plutonium. Le refroidissement est assuré par du Sodium liquide. L'utilisation du Sodium présente l'avantage de pouvoir fonctionner à pression atmosphérique et d'avoir un fluide de refroidissement qui présente de très bonnes qualités pour les échanges de chaleur. Par contre, son inconvénient est qu'au contact de l'air, le Sodium s'enflamme spontanément. Toute fuite de Sodium risque donc de déclencher un incendie.

Un autre avantage de ce type de réacteur, est qu'autour du cœur, on place une couverture contenant de l'Uranium naturel, donc principalement de l'Uranium 238 (Uranium impropre à la fission). Les neutrons sortant du cœur vont provoquer sur l'Uranium 238 de cette couverture, dite « couverture fertile », des réactions qui se traduisent par la génération de Plutonium 239 qui est lui un matériau fissile, donc utilisable pour alimenter d'autres réacteurs. La production de matériau fissile est supérieure à la consommation du cœur d'où le nom de « surgénérateur » donné à ce type de réacteur. Son intérêt est ainsi qu'il permet de valoriser l'Uranium 238 qui n'est pas utilisable dans les réacteurs de l'actuelle génération. Par ce procédé on a évalué que l'on pourrait multiplier par 60 la capacité d'utilisation des réserves de minerais d'uranium naturel.

Cette filière est actuellement représentée par quelques réacteurs de démonstration en Russie et au Japon. Le prototype industriel de Creys-Malleville est en cours de démantèlement. Un projet de réacteur de ce type (projet Astrid) est en cours d'étude en France dans le cadre des études des réacteurs de quatrième génération.

- D'autres filières existent, en particulier la filière **HTR (High Temperature Reactor)** où le fluide de refroidissement est de l'Hélium porté à haute température et le combustible un mélange d'oxyde d'Uranium et d'oxyde de Thorium. Seuls deux réacteurs expérimentaux de ce type ont été construits aux Etats-Unis et en Allemagne. Des études sont menées dans le cadre des réacteurs de quatrième génération

f) Le retraitement des combustibles usés

Lors de leur fonctionnement, les réacteurs consomment l'Uranium 235 de leur combustible. Au bout d'un certain temps, il est nécessaire de décharger le combustible usé pour le remplacer.

Se pose alors la question de son devenir. Deux possibilités existent : soit le considérer comme un déchet inutilisable et le stocker dans un site spécial, soit, comme il contient encore un peu d'Uranium 235 ainsi que du Plutonium, qui s'est formé lors de son séjour dans le cœur du réacteur, considérer

qu'il est utile de récupérer ces matières qui pourront être réutilisées pour la fabrication de combustible neuf et donc de retraiter ces éléments usés pour les en extraire.

C'est cette dernière solution qui a été retenue par la France ainsi que par la Grande Bretagne, le Japon et la Russie. Existente aussi des capacités de retraitement en Inde, au Pakistan, en Israël et sont programmées en Chine et en Corée du Sud.

Avant d'être envoyé dans l'usine de retraitement, le combustible usé est entreposé pendant environ deux ans, dans une piscine de stockage située dans la centrale, afin que leur radioactivité ait substantiellement décru par disparition des radioéléments de périodes courtes (l'iode 131 par exemple).

L'opération de retraitement consiste à dissoudre les éléments combustibles, puis, par des réactions chimiques successives, à séparer l'Uranium et le Plutonium des autres éléments dont les produits de fission. Ces derniers constituent les déchets les plus radioactifs et contiennent encore quelques traces de Plutonium ainsi que d'autres radioéléments à période très longue.

Cette opération de retraitement permet donc de récupérer les produits fissiles réutilisables pour fabriquer les combustibles des centrales. Les procédés de retraitement permettant de produire du Plutonium de qualité militaire à partir de combustibles faiblement irradiés tels ceux des réacteurs de la filière UNGG, ce qui est impossible à partir des combustibles de la filière REP.

Pour la France, l'usine de retraitement est implantée à La Hague, sa capacité de retraitement est de 1700 t/an, la quantité de combustible déchargé des centrales étant de l'ordre de 1200 t/an.

g) Les déchets radioactifs

Comme on l'a vu précédemment, le retraitement des combustibles usés génère des déchets très radioactifs dont certains à durée de vie très longue et qui doivent donc être stockés de façon sûre sur des temps très importants ; voire quelques millénaires.

Ailleurs qu'en France, où les combustibles ne sont pas retraités, ils doivent être stockés dans les mêmes conditions.

Toutes les autres installations, dont les centrales électronucléaires, qui utilisent des matières radioactives, génèrent des déchets. Le démantèlement d'installations nucléaires est aussi générateur de volumes de déchets radioactifs importants.

Les problèmes de conditionnement, de transport et de stockage de ces déchets sera traité dans un chapitre spécifique de ce dossier.

2-1-2 Les utilisations industrielles

En dehors des activités industrielles liées au cycle du combustible, des générateurs de rayonnements et des radionucléides sont utilisés dans un certain nombre d'industries non nucléaires.

- C'est le cas des gammagraphes utilisés pour le contrôle des soudures de pièces ou de tuyauteries sur divers chantiers dont certains extérieurs. Ces appareils contiennent des

sources intenses de Cobalt 60 ou Iridium 192. Les contrôles peuvent aussi être effectués par radiographie avec des générateurs de rayons X.

- Des installations existent pour la stérilisation de matériels médicaux (seringues par exemple) et pour la conservation de denrées alimentaires. Là aussi, ces installations utilisent des radionucléides de très forte activité (Cobalt 60, Cs 137) ;
- Enfin, des radioéléments de faible activité et en général de période courte, sont utilisés comme traceurs, en hydrologie par exemple, comme jauges, comme marqueurs.
- A noter pour mémoire, une utilisation de sources de faible activité d'Américium 241 dans les pointes de paratonnerres, ainsi que du Radium puis du Tritium dans les cadrans lumineux de montres, boussoles et autres appareils. Ces utilisations ont finalement été interdites.

2-1-3 Les utilisations médicales

Elles sont de trois types :

- **La radiologie** est la pratique la plus ancienne et la plus répandue. Elle utilise des générateurs de rayons X pour l'exploration du corps humain. Chacun de nous subit en moyenne chaque année, un examen radiologique et/ou dentaire.

Les doses délivrées dépendent du type d'examen pratiqué. Elles ont tendance à diminuer avec le perfectionnement des appareils et des techniques. A titre d'exemple, la dose efficace moyenne pour une radiographie du thorax était en 2002 de 0,05mSv. Elle était en moyenne de 0,01 mSv pour un examen panoramique dento-maxillaire [6].

- **La médecine nucléaire** recouvre différentes pratiques médicales : diagnostic, scintigraphie, thérapie. Les radioéléments utilisés sont nombreux et en général de périodes courtes : l'iode 131 pour les explorations thyroïdiennes (période 13,2h), le Technecium99m (période 6h), le plus utilisé pour certain diagnostics, d'autres radioéléments divers en hématologie, pneumologie et pour l'imagerie médicale par tomographie par émission de positons (électrons de charge positive). A titre d'exemple, en France, une scintigraphie du cœur (myocarde) au Technecium 99m délivre environ 8 mSv [6].
- **La radiothérapie** ayant un but curatif, elle délivre des doses élevées aux tumeurs dans un but d'éradication. Elle utilise divers type d'appareils fournissant divers types de rayonnements : sources de Cobalt ou de Césium, rayons X, accélérateurs d'électrons pour des irradiations externes, implantation au niveau de la tumeur de sources radioactives pour une radiothérapie interne (curie thérapie Iridium192, Iode125...).

2-1-4 Les centres de recherche

Ils travaillent avec, ou utilisent des installations sources de rayonnements, et des sources radioactives non scellées. La plupart sont des centres du Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA). Les Universités et le CNRS possèdent aussi des laboratoires et des installations nucléaires. Strasbourg possédait à Kronenbourg un centre d'études équipé d'un petit réacteur de recherche qui a été arrêté. Caen possède un important accélérateur de particules. Ces

centres Université-CNRS sont principalement équipés d'accélérateurs de particules et travaillent avec des sources de faible activité, surtout dans certains laboratoires de biologie. Les risques engendrés sont faibles et concernent surtout le personnel de ces laboratoires : risque d'irradiation avec les générateurs X ou les accélérateurs, risque de contamination lors des manipulations de sources non scellées et risque lié à la gestion des déchets.

Les centres du CEA possèdent des installations nucléaires beaucoup plus importantes : réacteurs de recherche, laboratoires dits « laboratoires chauds », traitant des éléments de radioactivité très intense (éléments combustibles nucléaires irradiés, fabrication de combustibles nouveaux, procédés de retraitement des combustibles usés, fabrications militaires...). Ces centres sont répartis en plusieurs endroits du territoire. Ce sont des centres civils : Saclay, Cadarache, Marcoule, Grenoble et Fontenay aux Roses (ces deux derniers étant maintenant dénucléarisés, leurs installations en cours de démantèlement), et des centres militaires : Bruyère-le-Chatel, Valduc, le Cesta, le Ripault.

Enfin, l'armée et tout particulièrement la Marine, disposent de sous-marins à propulsion nucléaire, armés de missiles à tête nucléaire, basés principalement à Brest (Île Longue), port où ces navires sont armés et entretenus. Toulon accueille aussi quelques-uns de ces bâtiments. L'armée de l'air met en œuvre deux escadrons de chasseurs bombardiers (Mirage 2000 et Rafales) pouvant être équipés de missiles à têtes nucléaires. Ces escadrons sont basés à Istre et St Dizier [3].

2-1-5 Les transports de matériaux radioactifs

Le nombre de transports de ce type est important sur le territoire français. Ils sont souvent internationaux. Ils vont de l'expédition de sources radioactives de faible activité, tels les expéditions de radioéléments à usage médical, jusqu'aux transports de matériaux hautement radioactifs : combustibles usés des centrales électronucléaires, déchets issus du retraitement de ces combustibles (à noter que l'usine de retraitement des combustibles de La Hague a des contrats de retraitement avec plusieurs pays étrangers et ceux-ci prévoient le retour vers ces pays des produits réutilisables extraits : Uranium, Plutonium, mais aussi des déchets fortement radioactifs générés par ces opérations, d'où des transports internationaux importants).

Les dispositions prises pour assurer la sécurité de ces transports sont données dans le chapitre consacré à cette activité.

2-2 Les principes de sûreté

Il est nécessaire, en préliminaire, de faire une clarification de vocabulaire. On entend souvent parler de sûreté, sécurité, sans vraiment connaître clairement la signification de chacun de ces termes :

- La loi du 13 juin 2006 sur la transparence et la sécurité des matières nucléaires indique dans son article 1 « *la sûreté nucléaire est l'ensemble des dispositions techniques et des mesures d'organisation relatives à la conception, la construction, le fonctionnement, l'arrêt et le démantèlement des installations nucléaires de base, ainsi qu'au transport des substances radioactives, prises en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets* ».

- La sécurité a un domaine plus large. Elle regroupe la sûreté telle que définie ci-dessus et la radioprotection, c'est à dire, l'ensemble des règles, des procédures et des moyens de prévention et de surveillance visant à empêcher ou à réduire, les effets nocifs des rayonnements ionisants produits sur les personnes directement ou indirectement atteintes, y compris les atteintes portées à l'environnement. La sécurité englobe donc aussi les mesures propres à assurer la protection des travailleurs et de la population en situation de fonctionnement normal, incidentel, ou accidentel, le contrôle des rejets et le traitement des déchets.
- La sûreté des installations a donc pour objectif de rendre les défaillances les plus improbables possibles. Cependant, on admet que le risque nul n'existant pas, malgré toutes les mesures prises, un accident peut se produire. On recherche alors pour chaque installation tous les accidents **possibles** et les conséquences qu'ils engendreraient. Compte tenu de ces conséquences, on détermine les moyens et les dispositions propres à les minimiser. Cette conception de la sûreté appliquée en France est dite « **non déterministe** ». Tous les accidents, y compris les plus pénalisants sont pris en compte sans préjuger des circonstances qui pourraient en être la cause. Par ailleurs, sont menées des études sur la probabilité de survenance d'un événement grave (fusion du cœur d'un réacteur par exemple), en déterminant la ou les chaînes d'événements pouvant aboutir à l'accident, et la probabilité de défaillance de chaque élément de cette chaîne. Ceci permet de voir quels sont les éléments les plus soumis à défaillance dans cette chaîne et ainsi, porter en priorité sur eux les efforts à engager pour en améliorer la fiabilité. Cette approche de la sûreté est dite « **déterministe** ». Ces deux approches sont complémentaires et menées en parallèle.

2-2-1 La sûreté des réacteurs nucléaires

En application des principes de sûreté indiqués ci-dessus, toutes les mesures sont prises pour éviter que des accidents, y compris le plus graves (la fusion du cœur), puissent se produire. Cependant, on considère qu'ils peuvent arriver (principe déterministe). On met donc en place les dispositions propres à affronter de telles situations. Ces dispositions répondent au principe de « la défense en profondeur ».

a) La défense en profondeur

En vertu de ce principe, à la conception de l'installation, sont prévus cinq niveaux de défense indépendants les uns des autres, chacun de ces niveaux devant successivement limiter les conséquences de la défaillance du précédent.

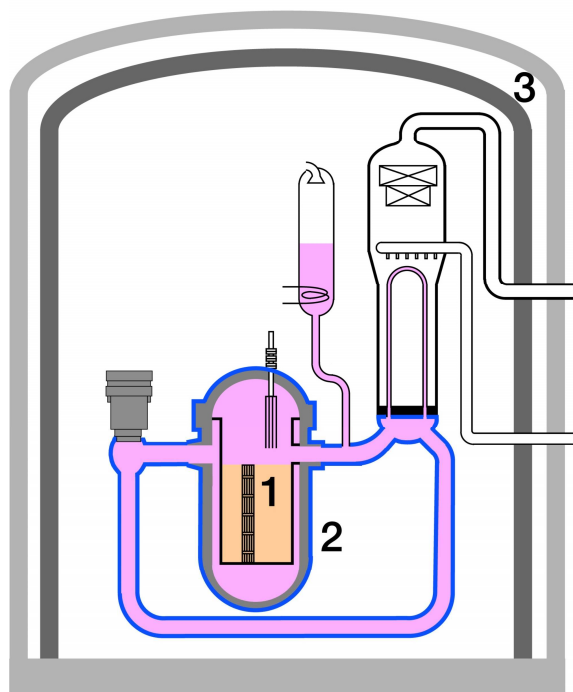
- **1^o niveau** - vise à éviter les anomalies de fonctionnement et la défaillance des systèmes.
- **2^o niveau** - vise à maintenir l'installation dans un fonctionnement autorisé ou à l'y ramener s'il y a défaillance des dispositifs du précédent niveau.
- **3^o niveau** - vise à la maîtrise des accidents en supposant une défaillance des deux précédents niveaux conduisant à des défauts graves de l'installation. Des systèmes n'ayant aucun rôle dans le fonctionnement normal, se déclenchant automatiquement, ont été prévus pour éviter la fusion du cœur du réacteur.

- **4° niveau** - suppose que, malgré tout, il y a fusion du cœur, sont donc mises en place les dispositions nécessaires pour limiter les rejets de gaz et d'effluents radioactifs à l'extérieur. Le maintien de l'intégrité de l'enceinte du réacteur relève de ces dispositions.
- **5° niveau** - comporte les mesures prises pour limiter les conséquences pour la population et l'environnement en cas de rejets importants. Les plans d'urgence (PPI – plan particulier d'intervention) relèvent de ce niveau.

b) Les barrières de confinement

Une des applications du principe de défense en profondeur consiste à interposer entre les produits hautement radioactifs contenus dans le cœur du réacteur et l'extérieur, un certain nombre de barrières indépendantes les unes des autres.

Dans les réacteurs français de type REP, ces barrières sont les suivantes :



- 1) **1° barrière** est la gaine du combustible, tube métallique étanche, dans lequel sont empilées les pastilles de combustible (Oxyde d'Uranium légèrement enrichi ou Oxyde d'Uranium plus Oxyde de Plutonium),
- 2) **2° barrière** est constituée par la cuve (en acier de 22 cm d'épaisseur) et le circuit primaire de refroidissement du cœur, où circule l'eau sous forte pression (150 bar), et
- 3) **3° barrière** est constituée par l'enceinte du réacteur (double enceinte, l'une en béton précontraint de 1,2 m d'épaisseur, l'autre en béton armé de 0,55 m d'épaisseur).

Figure 11 - Les trois barrières de confinement d'un réacteur © Areva.

c) la résistance aux agressions extérieures

Les dispositifs de sûreté doivent éviter en toutes circonstances les conséquences pour l'extérieur d'un accident grave. En particulier, elles doivent permettre de résister à toute agression venant de l'extérieur du réacteur.

Les objectifs de sûreté en de tel cas sont donc :

- mettre et maintenir à l'arrêt le réacteur ;
- assurer un refroidissement du cœur permettant d'évacuer la puissance résiduelle et ainsi éviter sa fusion ; et
- confiner les produits radioactifs pouvant être émis.

Les agressions extérieures prises en compte sont les suivantes :

- **Résistance aux séismes** - le site d'implantation d'un réacteur doit avoir donné lieu à une étude de sismicité :
 - 1) on considère le séisme de magnitude maximum historique de la province sismique (SMHV, séisme maximum historique vraisemblable),
 - 2) on ramène l'épicentre sous l'installation à 7 km de profondeur,
 - 3) on évalue les effets du SMHV (dans l'échelle MSK) et on considère que l'installation doit résister à un séisme maximum de sécurité (SMS) défini comme un séisme SMHV + 1 (dans l'échelle des effets).
- **Risques inondation** - une prise en compte de l'inondation au moins centennale, doit être faite de façon que non seulement le réacteur mais aussi les installations extérieures, tout particulièrement les alimentations électriques de secours ne soient pas rendues inopérantes.
- **Risques industriels extérieurs** - suivant son implantation, un réacteur peut être situé à une distance plus ou moins grande d'autres installations industrielles à risques, voire de voies de communication où circulent des transports de produits dangereux. Le réacteur doit être protégé contre les risques ainsi engendrés et tout particulièrement contre le risque explosion (l'enceinte doit en général pouvoir supporter une surpression de 50 mbar).
- **Risques de chute d'avion** - l'enceinte des réacteurs EDF est conçue pour résister à l'impact direct d'avions de type « Mirage 5 », de 13 t. Bien évidemment on évite de construire des réacteurs au voisinage d'aéroports, la majorité des accidents aériens se produisant au décollage ou à l'atterrissage. Ceci étant, l'enceinte n'est pas faite pour résister à l'impact direct d'un gros avion de ligne.
- **Risques extérieurs conjugués** - le récent accident de Fukushima a montré qu'il était nécessaire d'examiner la sûreté des réacteurs en cas de survenance concomitante d'événements extrêmes. L'accident de Fukushima a, en effet, été dû à la conjonction d'un séisme de très forte magnitude, suivi d'un tsunami engendré par le séisme, de très forte amplitude. Compte tenu de la sismicité de la France métropolitaine et de son environnement maritime, de tels phénomènes d'aussi grande ampleur sont peu plausibles mais un enchaînement, d'autres événements très graves, séisme suivi d'une rupture de barrage par exemple, doivent être envisagés. C'est ce qui, entre autres, fait l'objet actuellement d'examen de la part de l'exploitant et de l'Autorité de sûreté nucléaire.

2-2-2 La sûreté des autres installations

Du point de vue sûreté, ce sont **les usines de retraitement des combustibles nucléaires** usés qui possèdent un potentiel de risques notable. En France, de telles installations existent, à l'échelon industriel à La Hague, et à une échelle plus orientée vers la recherche et les prototypes, à Marcoule.

Le risque principal provient de la manipulation d'éléments très fortement radioactifs résultant du traitement de ces combustibles. Ce traitement consiste à découper les crayons de combustible, puis à les dissoudre chimiquement et à séparer chimiquement les différents composants pour récupérer la partie réutilisable (Uranium et Plutonium). Les résidus, contenant tous les produits de fission qui ont été produit par les fissions dans le cœur des réacteurs, produits hautement radioactifs avec des radioéléments à vie très longue dont quelques traces de Plutonium (une séparation chimique n'a jamais un rendement de 100%), constituent des déchets qu'il faut conditionner puis entreposer avant envoi dans les sites de stockage existant ou à venir (site de stockage pour déchets de forte activité et à vie longue en cours d'étude).

Au cours de ces traitements, les risques consistent en une irradiation et une contamination pour le personnel et des risques de rejet à l'extérieur d'effluents liquides et/ ou gazeux. De plus, ces usines entreposent, comme on l'a vu, des matériaux fissiles (U, Pu). Ceux-ci doivent être stockés dans des conditions très particulières du point de vue quantité en un lieu donné et dans les conteneurs, ainsi que du point de vue de la géométrie à la fois du conteneur et de l'espacement entre ceux-ci. En effet une quantité suffisante de matériau fissile (Pu, U enrichi), rassemblée dans une géométrie inappropriée, peut conduire au déclenchement de réactions de fission en chaîne, se traduisant par un fort dégagement d'énergie et donc à une explosion. Ce phénomène est appelé une excursion critique et un accident de criticité. De telles explosions très violentes pourraient rompre l'étanchéité des enceintes et canalisations et provoquer une contamination de l'environnement. Elles auraient des conséquences graves pour l'installation, son personnel et éventuellement l'environnement.

Les principes de sûreté de ces installations sont identiques à ceux des réacteurs, à savoir l'interposition de barrière entre les produits radioactifs et l'extérieur. La sûreté repose donc sur les différentes enceintes de confinement, parois épaisses en béton par exemple pour se protéger contre l'irradiation, enceintes maintenues en dépression par rapport à l'extérieur pour éviter la sortie de poussières radioactives, filtration des ventilations et enceinte des bâtiments. De plus, comme on l'a vu précédemment, des dispositions particulières doivent être prises pour éviter les accidents de criticité. Celles-ci consistent :

- à limiter les quantités de matériaux fissiles contenus dans les divers récipients ou circulant sous forme liquide dans les canalisations chargées de les véhiculer ;
- à utiliser des géométries spéciales dites sûres du point de vue criticité, pour ces conteneurs et canalisations ; et
- à s'assurer de l'absence à une bonne distance des conteneurs de matériaux à forte teneur en hydrogène (eau par exemple) dont la présence autour de matériaux fissiles favorise en leur sein, la multiplication de réaction de fission en chaîne.

Les mines d'Uranium et les usines de traitement des minerais, présentent principalement des risques de contamination pour leur personnel : Radon inhalé pour les mineurs (gaz radioactif descendant de l'uranium et se dégageant des minerais), contamination par les poussières ou les poudres. La protection contre ces risques, repose sur une forte ventilation des galeries de mines, des enceintes de confinement dans les installations de traitement des minerais et une tenue spéciale pour les personnels (masques de protection des voies respiratoires entre autres, par exemple).

D'autre part, l'extraction de l'Uranium à partir du minerai, laisse un résidu important de stériles qui contiennent les descendants solides de l'Uranium qui se sont produits au cours du temps et particulièrement du Radium. Ces stériles doivent donc être stockés de façon à ne pas répandre ces produits dans l'environnement. Des contrôles de celui-ci sont donc nécessaires.

Les usines d'enrichissement de l'Uranium utilisent un composé gazeux de l'Uranium : l'héxafluorure d'Uranium (UF₆). Ce gaz se décompose au contact de l'atmosphère qui contient toujours un peu de vapeur d'eau, en produisant de l'acide fluorhydrique, gaz très corrosif donc très toxique. L'un des risques principaux des installations de fabrication de l'UF₆ et de l'enrichissement est donc celui d'une fuite de ce gaz vers l'extérieur. Le principe de sûreté d'interposition de plusieurs barrières est aussi appliqué ici. Deux barrières existent : les conteneurs et canalisations dans lesquels sont contenu l'UF₆ et les structures des bâtiments qui abritent les appareils. La nature des matériaux au contact de l'UF₆ doit être particulièrement choisie et l'absence d'humidité absolue. Enfin le risque criticité doit être traité de la même façon que pour les usines de retraitement, tout spécialement pour l'entreposage des conteneurs du produit fini.

Les usines de transformation de l'Uranium et de fabrication des combustibles nucléaires comme on l'a vu dans le chapitre (2.1.C), ces usines transforment l'oxyde d'Uranium (yellow cake) en hexafluorure d'uranium (UF₆) qui alimente les usines d'enrichissement de l'Uranium. Après enrichissement, l'uranium enrichi est utilisé dans des usines de fabrication des combustibles nucléaires à usage des centrales électronucléaires. Les principes de sûreté appliquées à ces installations sont identiques à celles appliquées dans les usines d'enrichissement.

Les autres installations - Les laboratoires utilisant des produits radioactifs qui sont en général de faible activité, présentent surtout des risques de contamination pour le personnel qui les manipulent. La sûreté de ces manipulations, repose sur le confinement des produits et sur les tenues spéciales du personnel. D'autre part, doit être assurée la gestion des déchets engendrés qui ne doivent pas pouvoir être rejetés dans l'environnement (voir chapitre 4, sur les déchets radioactifs).

Les applications médicales et tout particulièrement la radiothérapie présentent des risques d'irradiation externe pour le personnel manipulant ces appareils. La sûreté est assurée par la configuration des enceintes des appareils d'irradiation. Celles-ci sont conçues avec des dispositifs de sécurité qui empêchent la mise en route des appareils si du personnel est présent à l'intérieur. Les parois sont constituées de matériaux d'épaisseur suffisante pour que l'appareil étant en marche, les rayonnements diffusés en soient suffisamment atténués. Enfin les conditions d'irradiation des patients doivent être telles que seule la zone à traiter reçoive la dose qui a été calculée comme nécessaire et que le reste du corps ne s'en trouve pas irradié. Ceci repose sur les calculs qui permettent de délimiter la dose à irradier et des caches qui protègent les parties avoisinantes. Enfin, il est nécessaire que les réglages de l'appareil conduisent à la délivrance de la dose prévue. Ceci

repose sur les dispositions de maintenance de ces appareils qui doivent être vérifiés et étalonnés périodiquement.

Des dispositions identiques en ce qui concerne les enceintes et leur sécurité, sont adoptées pour assurer la sûreté des installations d'irradiations industrielles.

Toutes ces installations ne présentent pas de risque notable pour l'environnement :

- L'utilisation de gammagraphes pour le contrôle par radiographie de soudures se fait souvent à l'extérieur de bâtiments (contrôle des soudures de canalisations par exemple). Le risque est que lors de l'opération, la source de forte intensité contenue dans le gammagraphe, étant sortie automatiquement de celui-ci par l'intermédiaire d'un flexible qui l'amène au contact de la soudure à vérifier. Le système destiné à la ramener automatiquement dans son conteneur, ne fonctionne pas. Si l'opérateur ne s'est pas aperçu de ce dysfonctionnement, il risque de s'approcher de l'appareil et de subir une irradiation grave provoquée par cette source qui est hors de ses protections. Par ailleurs, il peut se produire l'éjection de la source hors du flexible qui la conduit et celle-ci va donc se perdre dans l'environnement créant un secteur où va exister un danger d'irradiation pour les personnes y circulant. La sûreté est assurée par les consignes de sécurité à appliquer par l'opérateur qui est muni de détecteurs de rayonnements, lui permettant de vérifier qu'après l'opération, l'ambiance radioactive autour de l'appareil est redevenue normale.
- La sûreté des déchets et des transports de matériaux radioactifs est traitée dans les chapitres spécifiques qui leur sont consacrés.

3. Les grands accidents nucléaires et leurs conséquences

On peut distinguer différentes catégories d'accidents :

- 1) Les accidents de criticité,
- 2) Les accidents provenant d'installations ou de sources radioactives à usage médical,
- 3) Les accidents provenant d'installations ou de sources radioactives à usage industriel,
- 4) Les accidents à caractère militaire, et
- 5) Les accidents de réacteurs.

Pour rendre compte vis-à-vis du public, de la gravité d'un accident nucléaire, une échelle à 7 niveaux a été instaurée à l'échelon international par l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), c'est l'échelle INES.

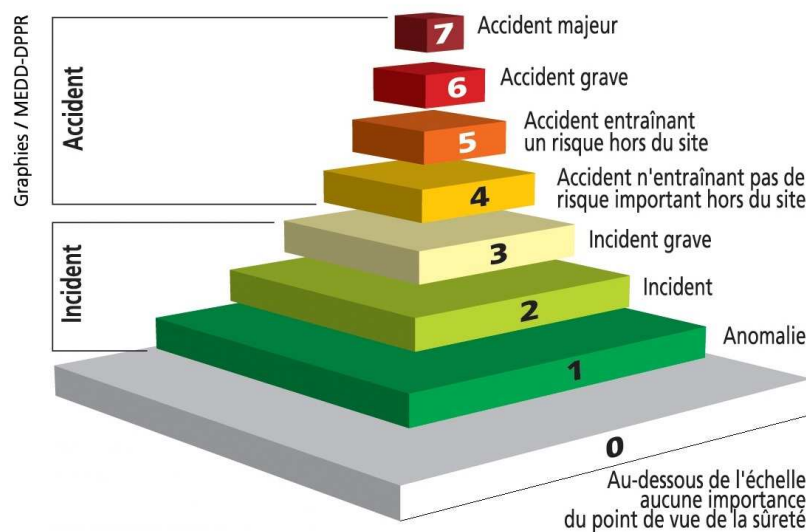


Figure 12 - L'échelle internationale des évènements nucléaires.

3-1 Les accidents de criticité

Ils se produisent lorsque des matériaux fissiles se trouvent rassemblés en quantité suffisante dans une structure géométrique et un environnement inadéquat.

Comme on l'a déjà indiqué, les conséquences en sont une explosion violente avec émission d'un rayonnement intense et éjection dans l'environnement de l'installation d'éléments radioactifs produits par les fissions.

Ce type d'accident s'est surtout produit au début de l'ère nucléaire (1945). Actuellement, les dispositions de sûreté pour prévenir de tels accidents ont minimisé ce risque.

Le plus notable, est celui survenu le **24 octobre 1958 à Vinca en ex-Yougoslavie**, par suite d'un réglage défectueux de son combustible, au démarrage d'un petit réacteur expérimental. Six personnes furent gravement irradiées. Les victimes furent traitées à l'Institut Curie à Paris et subirent une greffe de la moelle osseuse, ce qui fut le premier traitement de ce type pour les irradiations graves. Cinq personnes survécurent, l'une décéda.

Le dernier en date est survenu au **Japon à Tokaimura le 30 septembre 1999** où par suite d'une erreur durant une opération de conversion d'UF6 enrichi en UO₂, pour la fabrication de combustible pour les centrales nucléaires, une excursion de criticité se produisit. 49 personnes furent irradiées dont trois gravement. L'on déplora un décès. Le public fut évacué dans un rayon de 350 m autour de l'installation et confiné dans un rayon de 10 km. Cet accident fut classé au niveau 4 dans l'échelle INES.

3-2 Les accidents provenant d'installations ou de sources radioactives à usage médical

Le premier accident de ce type relaté est celui survenu à l'hôpital de **Plymouth (Grande Bretagne) en fin 1961** où, par suite d'un mauvais réglage d'un appareil de radiothérapie, 11 malades subirent des doses de l'ordre de 60 Sv au niveau de la peau, d'où l'apparition d'érythèmes et d'ulcérations.

Un accident particulièrement significatif est celui survenu le **6 décembre 1983 à Ciudad-Juarez au Mexique**. Le conteneur d'une source de Co60 utilisée dans un appareil de gammathérapie est vendu à un ferrailleur. Ce conteneur contient la source sous forme de 6000 grains de cobalt. Par suite d'une rupture du conteneur lors de son transport, un certain nombre de grains vont se répandre dans le camion et sur la chaussée. Le ferrailleur va revendre le conteneur métallique qui contient encore un certain nombre de grains, à une fonderie fabriquant diverses pièces qui sont alors contaminées. Ces pièces sont commercialisées au Mexique et aux USA. Leur contamination est fortuitement découverte aux Etats-Unis en février 1984. Toutes les pièces contaminées ont pu être récupérées et renvoyées au Mexique. Cinq employés du ferrailleur subirent des doses importantes (entre 3 et 7 Gray étalés sur deux mois) sans apparement de conséquences graves. Dans la ville, 4000 personnes environ subirent des doses non négligeables qu'il ne fut pas possible d'évaluer.

L'accident le plus grave survint le **13 septembre 1987 à Goiana au Brésil** où fut récupéré dans une clinique désaffectée, un appareil de radiothérapie contenant une source de Césium 137. L'appareil fut vendu à un ferrailleur qui le démantela et, ignorant le danger, découpa la source. Le Cs137 présent dans la source sous forme de chlorure de Césium en poudre, se répandit dans l'environnement et contamina les personnes qui avaient manipulé l'appareil et la source, ou avaient séjourné à proximité. Ces personnes subirent des irradiations importantes externes et internes par inhalation et ingestion de poudre. Vingt personnes présentant les symptômes d'irradiation grave furent hospitalisés. Quatre décédèrent, les autres durent subir des interventions chirurgicales lourdes. Une contamination fut retrouvée dans une large zone de l'agglomération : 200 personnes furent évacuées et certaines maisons démolies, certains produits alimentaires retirés de la

consommation. La décontamination dura jusqu'en mars 1988. L'impact psychologique se fit sentir dans tout un secteur géographique pourtant éloigné de Goiana (les denrées, matériaux, matériels, provenant de cette ville furent l'objet de suspicion, voire de rejet de la part de la population).

Plusieurs accidents ont eu lieu lors de traitements de patients par radiothérapie, par suite d'un réglage défectueux de l'appareil, principalement des accélérateurs utilisés actuellement très largement pour ces traitements. Les victimes en sont les patients qui, subissent en général un surdosage.

Les accidents suivant sont donnés à titre d'exemple :

Un premier accident grave de ce type survint en **décembre 1990 à Saragosse en Espagne**. Découvert dans un délai de dix jours, il entraîna des surdosages d'un facteur 3 à 10 sur 27 patients. 12 décès furent imputés à ce surdosage.

En France, plusieurs accidents de ce type se sont produits [7] : Les cas suivants sont donnés à titre d'exemple.

- **A Epinal, entre mai 2004 et mai 2005**, 24 patients ont subis des surexpositions de 20% supérieure à la dose prescrite. Cinq décès sont survenus dont la cause ne peut être imputée à cette surexposition ou à leur maladie.
- Au **CHU de Toulouse, entre avril 2006 et avril 2007**, 145 patients subirent une surexposition lors de leur traitement d'irradiation avec un accélérateur dont l'étalonnage avait été défectueux lors de sa mise en service. Les 18 décès constatés à ce jour, le furent pour des patients atteints de maladies très graves dont le pronostic était défavorable. Ils ne peuvent donc pas être attribués de façon sûre à la surexposition.

3-3 Les accidents provenant d'installations ou de sources radioactives à usage industriel

Ils proviennent en général de sources de Co60 ou Ir192 contenues dans des gammagraphes utilisés pour des contrôles de soudures. Ces sources peuvent sortir de façon fortuite de leur conteneur, être égarées et trouvées par des personnes qui ne connaissent pas les dangers de les manipuler sans précaution. C'est le cas d'accidents survenus en 1962 à Mexico et en 1963 en Chine où des sources égarées de Co60 provoquèrent la mort de respectivement 4 et 2 personnes suite à une exposition importante au rayonnement émis par la source.

De la même façon, à Sétif en Algérie, en mai 1978 des sources d'Iridium 192 contenues dans un gammagraphe, éjectées hors de leur conteneur sans que les opérateurs ne s'en aperçoivent, sont récupérées par des enfants. 22 personnes furent irradiées gravement (radiodermes, amputations). On déplora un décès.

Les installations d'irradiation industrielles pour stérilisation de matériels et conservation de produits alimentaires sont aussi la source d'accidents potentiels. Un cas typique est celui survenu en **août 1991 à Forbach en France**. L'installation était équipée d'un accélérateur linéaire. Une panne dans le

système d'aération de la casemate contenant cet appareil d'irradiation, incita trois techniciens à y pénétrer pour remédier à la panne alors que l'accélérateur n'était pas entièrement arrêté (Haute tension maintenue). Deux techniciens subirent des irradiations cutanées graves (dose à la peau estimée à 40 Sv et 9 Sv), conduisant à des brûlures au 3ème degré qui laissèrent d'importantes séquelles.

3-4 Les accidents à caractère militaire

Le développement d'armes nucléaires et leur maintien opérationnel ne se sont fait que moyennant un certain nombre d'accidents dont beaucoup très préjudiciable pour l'environnement.

Accident d'essai d'armes aux îles Marshall - Cet accident s'est produit lors des premiers essais par les américains, de bombes thermonucléaires en mars **1954**, sur l'atoll de Bikini. La cause en fut une mauvaise appréciation de la puissance de la bombe et de conditions météorologiques défavorables. Les retombées radioactives atteignirent quatre îlots des îles Marshall. Les 239 habitants subirent une irradiation externe et une contamination interne principalement par inhalation d'iode radioactif. Par la suite, un excès de cancers de la thyroïde chez les enfants fut constaté. D'autre part, 23 hommes d'équipage d'un bateau qui naviguait dans la zone interdite, subirent des irradiations graves, l'un d'entre eux décéda.

Accident dans un complexe militaire de l'Oural en Russie - Cet accident survint le 29 septembre **1957** dans le complexe militaire soviétique de Tchéliabinsk, dans une installation de retraitement de combustibles irradiés. Les effluents très radioactifs résultant de ce retraitement étaient directement rejetés dans la rivière Tetcha, d'où une très forte contamination de cette rivière et des lacs en aval. A partir de 1957, ces effluents furent stockés dans des cuves pour attendre la décroissance des radioéléments à période courte.

L'accident fut provoqué par une réaction chimique spontanée à l'intérieur d'une de ces cuves avec un fort dégagement d'énergie et donc une violente explosion. Il en résultat d'une dispersion dans l'environnement d'importants éléments radioactifs, avec un nuage s'élevant jusqu'à 1000 m d'altitude.

La zone contaminée s'étendit sur plus de 300 km dans la direction du vent. 10 000 habitants furent évacués, 27 villages disparurent. Les conséquences pour la santé de ces populations furent lourdes : depuis 1950, 1 000 maladies chroniques dues aux rayonnements, 37 leucémies dans un groupe de 17 200 habitants (excès de 40%), excès de mortalité de 20%.

L'accident fut tenu secret par les autorités soviétiques et ne fut connu qu'en décembre 1988.

Perte en mer de sous-marins nucléaires ou d'armes nucléaires - Cette catégorie d'accidents concerne le naufrage en mer de sous-marins nucléaires ou de navires dotés de missiles nucléaires, ainsi que la chute d'aéronefs transportant des bombes nucléaires. Ces accidents furent relativement nombreux et ne sont pas forcément tous répertoriés.

Accidents d'avions transportant des armes nucléaires au-dessus de territoires - Le premier survint en janvier **1966** lorsque deux avions américains transportant quatre bombes thermonucléaires,

s'écrasèrent au-dessus du village de **Palomarés en Espagne**. Deux bombes furent récupérées intactes, les deux autres furent détruites par leur chute. Elles contenaient du Plutonium sous forme métallique qui prit feu, générant une contamination atmosphérique et une contamination du sol sur 126 ha en partie habités et en partie cultivés. Les parties du sol les plus contaminées furent décapées, enlevées et envoyées pour stockage aux Etats-Unis. La contamination interne des habitants concernés fut évaluée à partir de mesures sur un échantillon de 124 personnes. Pour cinq personnes les plus contaminées, la dose engagée pour 50 ans fut estimée entre 0,15 et 0,2 Sv.

Un autre accident de ce type se produisit en **1968**, lorsqu'un bombardier américain transportant des bombes thermonucléaires, s'écrasa à Thulé dans le **Groenland**. Ces bombes furent détériorées et une partie de la matière fissile : du Plutonium 239, se répandit sur la glace. Au dégel, elle se déposa sur le sol ou passa dans l'eau de mer. Les mesures ultérieures ne détectèrent pas de contamination des végétaux, des animaux et des poissons.

3-5 Les accidents de réacteurs nucléaires

Le premier accident de ce type ayant des conséquences pour l'environnement, survint à **Winscale en Grande Bretagne le 8 octobre 1957** sur un réacteur de type graphite-gaz de 200 Mw thermiques. Au cours d'une opération particulière, la température du graphite monte anormalement. Pour y pallier, un circuit d'air de refroidissement est mis en route. Ceci a pour effet de déclencher l'incendie de l'Uranium du combustible, après que les gaines de ce combustible se soient rompues. L'incendie n'est stoppé que le 10 octobre. Des gaz radioactifs sont rejetés par la cheminée du réacteur durant 14 heures, principalement de l'iode radioactif dont des traces furent détectées dans une partie de l'Europe du nord. En Grande Bretagne, le lait fut déclaré impropre à la consommation sur une zone de 580 km². Deux millions de litre de lait furent rejetés à la mer.

Historiquement, deux autres accidents méritent d'être mentionnés :

Celui survenu le **3 janvier 1961** sur le petit réacteur expérimental **SL1 à Idaho-Falls (USA)**. Ce réacteur à Uranium très enrichi (93%) à eau bouillante, était censé être un prototype de réacteur générateur d'électricité. Il avait divergé la première fois en 1958 et au moment de l'accident, il était à l'arrêt. Les barres de contrôle étaient en cours de remontage et les opérateurs actionnèrent probablement trop rapidement ces barres, d'où une divergence brutale du réacteur et explosion. Les trois opérateurs décédèrent. La contamination de l'environnement fut faible et indétectable au niveau des habitants les plus proches (à 8,5 km du site).

Celui survenu le **21 janvier 1969** sur le petit réacteur prototype de centrale électronucléaire situé à **Lucens en Suisse**. Ce prototype de 10 Mw électriques avait peu fonctionné et était en cours de redémarrage. Une cause indéterminée, probablement une brèche dans le circuit primaire, entraîna la dépressurisation du cœur, un manque de refroidissement et une fusion partielle de celui-ci. Compte tenu du peu de temps de son fonctionnement, le cœur ne contenait que peu de produits de fission et ceux-ci étaient de périodes courtes. Les émissions de ces produits furent en grande partie confinées dans la caverne à l'intérieur de laquelle le réacteur avait été construit. Les rejets à l'extérieur furent faibles. Le réacteur fut démantelé de 1969 à 1973.

Le premier accident sur une centrale électronucléaire de forte puissance survint le **28 mars 1979** sur la centrale de **Three Miles Island en Pennsylvanie (USA)**, à 5 km de la ville de Middeltown (9000 habitants) et 16 km d'Harrisburg (68 000 habitants, capitale de l'état).

Le réacteur était de type PWR (REP) de 900 Mwe. L'accident eut pour cause au départ, une opération de maintenance qui déclencha l'arrêt d'urgence du réacteur, puis une suite de dysfonctionnement et de réactions inappropriées des opérateurs qui conduisirent à un arrêt du refroidissement du cœur qui se trouva dénoyé dont une bonne partie entra en fusion, d'où émission de produits de fission radioactifs dans l'enceinte du réacteur, ainsi qu'une formation d'hydrogène. Une explosion de cet hydrogène se produisit dans l'enceinte qui heureusement n'en fut pas endommagée. Finalement un refroidissement du cœur fut rétabli dix heures après le début de l'accident et au bout de seize heures, la situation était maîtrisée.

La résistance de l'enceinte, dimensionnée de façon suffisante, évita des rejets importants dans l'environnement. Ces rejets faibles ne conduisirent qu'à des expositions inférieures à 1mSv pour des personnes séjournant aux limites du site. Cependant, l'inquiétude des populations environnantes fut grande et les conséquences économiques importantes. En effet, le réacteur est hors d'usage et les opérations de démantèlement puis de déclassement de la centrale ne sont pas encore terminées (ce n'est que cinq ans après l'accident que les exploitants purent avoir un premier accès à l'intérieur de l'enceinte).

3-5-1 L'accident de Tchernobyl

Cet accident survint le **26 avril 1986** sur un réacteur électronucléaire de type à eau bouillante situé en Ukraine à une centaine de kilomètres de Kiev. Il est certainement celui qui eut le plus de conséquences pour l'environnement, conséquences qui perdurent encore actuellement.

Les causes en furent, au départ, une opération particulière nécessitant la mise du réacteur dans une configuration délicate. Cette opération fut effectuée dans la hâte par les opérateurs pressés de la terminer et pour ce faire, shuntant un certain nombre de sécurités.

Ceci, ajouté à des caractéristiques rendant ce type de réacteur instable dans certaines circonstances, produisit une augmentation incontrôlée de sa puissance et une explosion du cœur du réacteur. L'absence d'enceinte globale de confinement se traduisit par l'éjection dans l'atmosphère des débris en feu du cœur, alors que plusieurs foyers d'incendie se déclaraient à l'air libre, dans ce qui restait de l'enceinte. Les services d'incendie intervinrent d'urgence mais sans protections particulières, subirent des expositions importantes (vingt-deux décédèrent en quelques jours). Les opérations pour éteindre les incendies puis refroidir l'ensemble et limiter les rejets dans l'atmosphère, durèrent jusqu'au 10 mai.

Par la suite, le réacteur accidenté fut recouvert par une enceinte de béton (le sarcophage). Actuellement, ce premier sarcophage construit dans la hâte, se détériore et la construction d'une nouvelle enceinte est prévue.

Les conséquences pour l'environnement, les intervenants et la population furent graves :

- Pour intervenir sur le réacteur, un grand nombre de travailleurs furent employés. Entre 600 000 et 800 000 personnes travaillèrent dans un rayon de 30 km autour de la centrale. Actuellement, on constate chez ces « liquidateurs » un surcroît du taux de maladies diverses (cardiovasculaires, digestives, bronchites chroniques ...), ainsi qu'un vieillissement accéléré des organismes.
- Pour la population, 135 000 personnes résidant à moins de 30 km de la centrale furent évacuées plus ou moins tardivement. La petite ville de Pripjat, située à 3 km du réacteur est définitivement abandonnée. 270 000 personnes continuent à vivre dans des zones contrôlées car contaminées où elles sont susceptibles de recevoir des doses de 5 mSv par an. Cinq à six millions d'habitants de Russie, Ukraine, Biélorussie, vivent dans des zones où subsiste une certaine contamination.
- La zone de 30 km est une zone interdite pour le séjour, environ 2 millions d'hectares de terres agricoles ont été contaminés et environ 260 000 hectares déclarés inaptes à toute culture.
- Du point de vue santé, dans la population (hors liquidateurs), ce sont les cancers de la thyroïde chez les enfants et les adolescents qui ont été les premiers à apparaître à partir de 1990, soit quatre ans de latence. Le taux d'incidence, pour les enfants de moins de 15 ans était, avant l'accident de 0,1 à 0,3 cas pour 100 000 enfants, il est passé, dans les régions les plus touchées, à 12 cas pour 100 000. Pour les adultes, le nombre de cancers de la thyroïde est aussi en augmentation. Pour les autres types de cancers, à ce jour, il ne semble pas y avoir d'augmentation perceptible, mais il est nécessaire de continuer à suivre ces populations, le temps de latence d'apparition de certains cancers pouvant être long.

Les rejets radioactifs s'étant effectués jusqu'à haute altitude, ils furent transportés très loin au gré des vents et touchèrent la majorité de l'Europe. Les pays les plus à l'est et les pays scandinaves furent les plus concernés.

En France, l'Est fut la région la plus touchée. Les évaluations faites par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) indiquent qu'en moyenne, entre 1986 et 2006, les habitants de l'est de la France auraient reçu une dose efficace de l'ordre de 4,5 mSv. Actuellement, la dose annuelle serait de l'ordre de 0,015 mSv [8], [9], [11]. Concernant les enfants, la dose reçue à la thyroïde par l'Iode 131, pour un enfant de 1 an, évaluée par l'IRSN [10] [11] se situerait entre 7 et 13 mSv. Le nombre de cancers induits par cette surexposition est difficile à évaluer. L'IRSN indique qu'entre 1991 et 2015, le nombre de cancers spontanés de la thyroïde serait d'environ 900 parmi 2,3 millions d'enfants de moins de 15 ans lors de l'accident, résidant dans l'est de la France et que le nombre de cancers en excédent, imputables aux retombées, se situerait entre 7 et 55 cas. Bien évidemment, ces valeurs ne sont que des moyennes. Or la radioactivité s'est déposée sur le territoire de façon très hétérogène suite tout particulièrement à la répartition des précipitations pluvieuses qui favorisent le dépôt des particules et des aérosols. De ce fait, on a constaté dans l'Est et en Corse, la présence de « points chauds » où les personnes séjournant dans de tels secteurs, pourraient avoir reçu des doses plus importantes. Sont aussi à prendre en compte, les habitudes alimentaires de ces régions, qui peuvent conduire à l'ingestion de radioéléments à partir de la consommation de légumes ou de viande d'animaux ayant poussé ou vécu dans ces secteurs contaminés.

3-5-2 L'accident de Fukushima

Le **11 mars 2011**, un séisme violent (8,9 sur l'échelle de Richter) dont l'épicentre était situé en mer au large de la côte Nord-est de l'île japonaise de Honshu, secoue cette côte où sont implantées les six centrales électronucléaires du site de Fukushima-Daichi. Le séisme provoque un tsunami avec des vagues se déplaçant à grande vitesse et dont la hauteur augmente au voisinage de la côte, où la profondeur est plus faible. La hauteur en arrivant sur la côte a été évaluée à un maximum de 14 mètres.

Séisme et tsunami dévastent 400 km de côtes sur une profondeur de plusieurs kilomètres, détruisant 130 000 bâtiments et causant 20 000 morts et 6 000 blessés. Sur le site de Fukushima-Daichi, trois des six réacteurs étaient à l'arrêt, et le séisme déclenche l'arrêt automatique des trois autres. La vague du tsunami arrive ultérieurement et inonde le site sous cinq mètres d'eau, coupant toutes les alimentations électriques, noyant les diesels de secours et balayant les réservoirs de secours des réacteurs de 1 à 4. Les réacteurs 5 et 6, plus récents, avaient été construits sur des plateformes surélevées et leurs diesels de secours furent préservés permettant ainsi de sauver ces deux réacteurs.

Les quatre autres n'ont donc plus de moyens électriques pour alimenter les pompes assurant la circulation de l'eau de refroidissement des cœurs. Faute de pouvoir évacuer la puissance résiduelle des cœurs présente dans tout réacteur à l'arrêt, ceux-ci s'échauffent, l'eau résiduelle s'évapore, la vapeur produit l'oxydation des gaines des combustibles avec formation d'hydrogène, alors que les gaines se fissurent, laissant se dégager une partie des radioéléments formés dans le combustible au cours du fonctionnement du réacteur (gaz rares, iode, césium principalement).

L'atmosphère gazeuse ainsi formée dans la cuve (vapeur d'eau et hydrogène) fait monter la pression dans celle-ci et il est décidé de la faire baisser en envoyant ces gaz à l'extérieur par la cheminée via le dispositif d'éventage prévu à cet effet.

Une partie des gaz relâchés va pénétrer dans le hall des réacteurs qui se trouvent alors avec une atmosphère chargée en hydrogène. Une explosion se déclenche soufflant le haut des bâtiments 1, 3 et 4. A noter que ce sont les halls de type industriel qui ont été soufflés et non les cuves et les enceintes de confinement de ces cuves.

Dans les enceintes de confinement, les cœurs non refroidis se mettent à fondre, transperçant le fond des cuves et commençant à attaquer le béton du radier de l'enceinte. Par ailleurs, pour une cause inconnue, l'enceinte de confinement du réacteur 2 présente des défauts et est probablement la cause de la plus grande partie des rejets radioactifs à l'extérieur.

Plusieurs moyens ont été mis en œuvre pour rétablir le refroidissement des cœurs endommagés, dont le pompage d'eau de mer depuis l'extérieur et ce n'est qu'après un délai long que les autorités ont pu assurer que la situation sur le site était maîtrisée.

Dès le 12 mars, les autorités japonaises ont fait évacuer les 80 000 personnes séjournant dans un rayon de 20 km autour des réacteurs afin de limiter leurs expositions. Les habitants dans la zone 20 à 50 km ont reçu l'instruction de rester le plus possible chez eux et le 22 avril, dans une langue de terre

plus fortement contaminée, dans le nord-ouest, située entre 30 et 50 km, il a été conseillé aux habitants de l'évacuer.

Des surfaces importantes, jusqu'à 50 km des centrale dans le nord-ouest, ont été contaminées. Environ 600 km² ont été contaminés à plus de 600 kBq/m² en Cs137, contamination qui subsistera de façon durable à moins que des opérations de décontamination ne soient entreprises.

L'eau de mer a été contaminée suite aux rejets atmosphériques et aux fuites d'eau contaminée utilisée pour le refroidissement de secours des cœurs. Des mesures destinées à arrêter ces écoulements ont alors été pris.

Du point de vue de l'irradiation des populations, une étude menée sur 10 000 personnes venant des zones touchées, a montré que la plupart, sur cinq mois, avaient intégré des doses dues à l'incorporation de radioéléments, inférieures à 1 mSv, alors que la dose due à l'irradiation externe n'avait pas dépassé 15 mSv, la majorité ayant reçu des doses comprises entre 1 et 4 mSv [12].

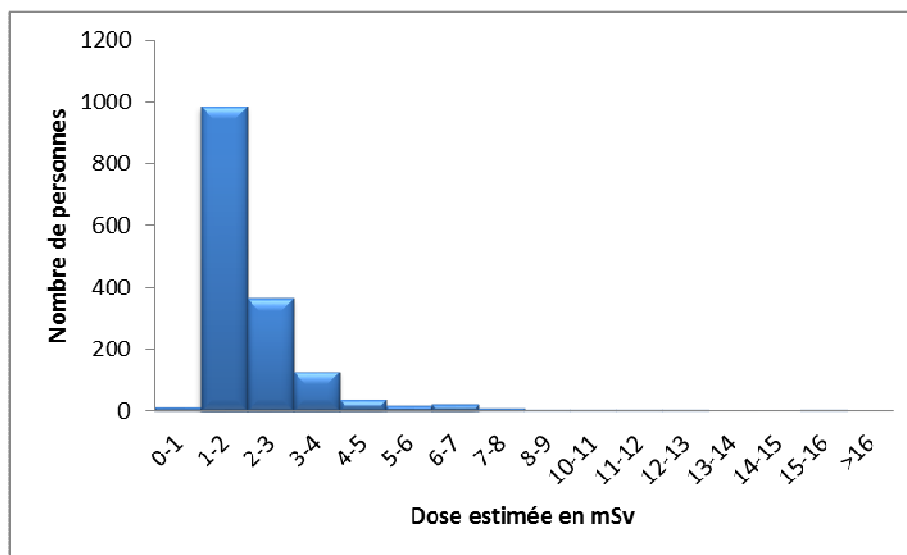


Figure 13 - Premiers résultats des estimations de dose externe en mSv sur 1589 personnes (Iitate, Namie, Kawamata (Source: National institute for radiological science, Japan)).

Doses	< 1 mSv	1-2 mSv	2-3 mSv	>3 mSv	Total
Nombre de personnes	9159	12	9	2	9182
<ul style="list-style-type: none"> - 9182 personnes ont eu une estimation de contamination interne entre le 27/06 et le 30/11/2011 - 43% d'hommes, 57% de femmes - 2821 enfants de 10 à 19 ans - 3566 enfants de 4 à 9 ans 					

Tableau 8 - Résultats des estimations de dose équivalente incorporée.

Les intervenants, agissant pour le compte des exploitants des centrales ont reçu des doses plus importantes mais, apparemment, en dessous des seuils donnant lieu à l'apparition des symptômes

d'une irradiation aigüe. De l'ordre de 19 500 travailleurs ont été concernés. Six travailleurs ont reçu des doses supérieures à 250 mSv, avec une dose maximale pour un travailleur de 679 mSv. 167 ont été exposés à des doses supérieures à 100 mSv.

Les décontaminations des zones évacuées vont être entreprises. La zone couvrant plus de la moitié de ces territoires où l'exposition se situerait entre 20 et 50 mSv/an demandera des opérations de décontamination s'étendant sur plusieurs années et ne sera autorisée au retour que lorsque l'exposition sera en dessous de 20 mSv/an. Quant à certaines zones où l'exposition dépasserait 50 mSv/an, elles seront déclarées inhabitables temporairement.

Pour le démantèlement des réacteurs accidentés, les opérations pourraient durer une trentaine d'années.

En ce qui concerne la France, compte tenu de l'éloignement par rapport au Japon, les retombées ont été très faibles et à la limite du mesurable (d'après l'IRSN, 0,1 à 2 mBq/m³ d'air en iode et 0,01 à 0,2 mBq/m³ en césium).

Les circonstances de cet accident ont conduit en France, à lancer des études complémentaires sur la sûreté des installations nucléaires, pour tout particulièrement, examiner la sûreté de ces installations face à des situations extrêmes hors de celles qui ont été envisagées lors de leur conception. Les conclusions ont été que :

- La sûreté des installations en France est suffisante pour ne pas exiger l'arrêt immédiat de l'une d'entre elles.
- Les installations doivent être protégées de tout événement même très improbable.

L'exigence absolue, est d'assurer en toutes circonstances même extrêmes, le refroidissement des cœurs des réacteurs, ainsi que le maintien en eau des piscines d'entreposage des combustibles usés. Pour cela, l'ASN a demandé aux exploitants de prévoir la préservation en toutes circonstances, des moyens de secours ultimes d'alimentation en eau de refroidissement des cœurs (diesels, réserves de carburant, pompes). D'autre part, l'ASN a demandé la mise en place par EDF, d'une force d'action rapide nucléaire (FARN) constituée d'équipes spécialisées munies d'équipements transportables (par hélicoptère en particulier) de génération d'électricité et de pompage, aptes à intervenir très rapidement sur un site accidenté en tout temps.

4. Déchets et effluents radioactifs [13] [14]

4-1 Définitions

En principe, n'est considéré comme déchet, que tout élément qui n'est pas susceptible d'être valorisé. Un tel élément est alors qualifié de « déchet ultime ». Une loi du 13 juillet 1992 définit ce qu'est un déchet ultime et les déchets radioactifs relèvent de cette définition : « **est ultime, un élément résultant ou non du traitement d'un déchet qui n'est plus susceptible d'être traité dans les conditions techniques et économiques du moment et notamment par extraction de la part valorisable ou par réduction de son caractère polluant ou dangereux** ».

Cette définition est importante dans le cas des déchets radioactifs, car elle entraîne le fait que les combustibles usés des centrales électronucléaires qui contiennent des éléments valorisables (Uranium, Plutonium) et techniquement extractibles ne sont donc pas des déchets ultimes. Dans ce cas, ce ne sont que les résidus des opérations de retraitement des combustibles usés qui sont des déchets ultimes et doivent être traités comme tels.

La question se pose de savoir à partir de quelle valeur de radioactivité, un élément doit être considéré comme radioactif. Il n'existe pas de consensus international sur ce sujet. Certains pays ont défini des seuils dits de « libération » en dessous desquels on ne considère plus la matière comme radioactive. La France n'a pas adopté cette solution et considère que dans une installation nucléaire de base, toute matière sortant d'une zone classée nucléaire, est considérée comme matière radioactive.

Enfin, en matière de conservation des déchets nucléaires, on distingue d'une part « **l'entreposage** » qui consiste à conserver provisoirement le déchet, et le « **stockage** » qui consiste à le déposer à titre définitif, dans des installations spécialisées.

4-2 Classification des déchets radioactifs

Plusieurs paramètres doivent être pris en compte pour classer les déchets radioactifs. Tout d'abord deux grandes catégories sont distinguées suivant leur nature physique : **les déchets solides et les déchets liquides**. Leur traitement sera évidemment différent en fonction de leur nature :

- Le principe de traitement des déchets liquides est de les concentrer, jusqu'à n'obtenir qu'un résidu solide contenant toute leur radioactivité, résidu qui pourra alors être traité comme tous les déchets solides.
- Pour les déchets solides, deux paramètres vont permettre de les classer :
 - leur niveau de radioactivité, et
 - la durée de vie des éléments radioactifs qu'ils contiennent.

Ceci étant, il existe cinq catégories de déchets radioactifs :

- Les déchets de très faible activité (TFA),
- Les déchets de faible et moyenne activité à vie courte-durée de vie inférieure à 31 ans (FMA-VC),
- Les déchets de faible activité à vie longue-durée de vie supérieure à 31 ans (FA-VL),
- Les déchets de moyenne activité à vie longue (MA-VL), et
- Les déchets de haute activité (HA).

4-3 Origine et quantité de déchets produits

Les déchets TFA proviennent principalement du démantèlement d'installations nucléaires et d'industries classiques utilisant des matériaux naturellement radioactifs. Leur niveau de radioactivité spécifique est inférieur à 100 Bq/g et ils contiennent des radioéléments à vie courte et/ou à vie longue. En 2010 la quantité de ces déchets était de 360 000 m³ et leur volume devrait atteindre 1 300 000 m³ en 2030.

Les déchets FMA-VC proviennent principalement du fonctionnement et de la maintenance des installations nucléaires de base, ainsi que des laboratoires de recherche, des hôpitaux et d'opérations de démantèlement. Les radioéléments qu'ils contiennent, sont par exemple du Cs137, du Co 60. Leur radioactivité spécifique est comprise entre 100 Bq/g et 1 000 000 Bq/g. En 2010 la quantité de ces déchets était de 800 000 m³ et est estimée pour 2030 à 1 200 000 m³.

Les déchets FA-VL ont plusieurs origines :

- les déchets de graphite provenant des premières centrales électronucléaire françaises à Uranium naturel-graphite-gaz qui sont actuellement démantelées. Ils contiennent comme élément à vie longue, du C14 (durée de vie 5 700 ans) ;
- les déchets radifères provenant principalement du traitement des minerais d'Uranium pour la fabrication des combustibles des centrales électronucléaires. Ils contiennent principalement du Radium et/ou du thorium, éléments à vie longue ;
- les déchets de type divers : anciennes sources radioactives scellées (paratonnerres, détecteurs d'incendie...), anciens objets radioactifs (aiguilles de radium, montres et autres appareils à cadrans luminescents au radium...).

En 2010 la quantité existante de ces déchets était de 87 000 m³ et 133 000 m³ sont prévus pour 2030.

Les déchets MA-VL proviennent des structures métalliques entourant le combustible nucléaires et ayant séjournés dans les cœurs des réacteurs. Ces structures sont découpées lors des opérations de retraitement de ces combustibles. Ces déchets sont aussi constitués de tous les composants ayant séjourné dans ou à proximité des cœurs de réacteurs.

Leur activité est comprise entre 1 million et 1 milliard de Bq/g et ils contiennent des radioéléments à vie longue.

En 2010 le volume existant était de 40 000m³ et devrait atteindre 49 000 m³ en 2030.

Les déchets HA ont pour origine principale le retraitement des combustibles usés. Ceux-ci sont en effet dissous chimiquement pour permettre une extraction des éléments réutilisables : Uranium, Plutonium. Après les opérations d'extraction, le résidu liquide constitue cette catégorie de déchets qui sont très radioactifs car ils contiennent les produits de fission créés dans le cœur des réacteurs (Cs137, Cs134, Sr 90 par exemple), ainsi que des radioéléments à vie longue (Neptunium237, Américium241, Curium 234...) et quelques traces résiduelles d'Uranium et de Plutonium.

Ces déchets contiennent la majeure partie de la radioactivité de tous les déchets nucléaires (92%). Leur très forte radioactivité se traduit entre autres, par un dégagement de chaleur dont il faut tenir compte lors de leur conditionnement, leur entreposage et leur stockage.

Le volume de déchets de ce type existant en 2010 était de 2 700 m³ et serait de 5 300 m³ en 2030.

Finalement, les prévisions de production de déchets nucléaires en m³ sont récapitulées dans le tableau suivant [14].

	Pour 2020	Pour 2030
HA	4 000	5 300
MA-VL	45 000	49 000
FA-VL	89 000	133 000
FMA-VC	1 000 000	1 200 000
TFA	762 000	1 300 000
Total général	1 900 000	2 700 000

Tableau 9 - Production de déchets (m³).

Ces prévisions établies par l'Agence Nationale pour les déchets radioactifs (ANDRA) partent des hypothèses suivantes :

- une durée de vie des centrales de 50 ans ;
- un retraitement de tous les combustibles usés ; et
- un parc de 58 réacteurs plus l'EPR en construction.

Ces chiffres sont donc bien évidemment sujets à variation suivant la politique retenue en matière de production d'électricité par l'énergie nucléaire.

4-4 Conditionnement et stockage des déchets

4-4-1 Principes de gestion des déchets radioactifs

La gestion des déchets radioactifs a évolué au cours du temps. Depuis plus de 40 ans, la France a fait le choix du stockage industriel comme solution pour les gérer de manière durable et sûre. L'Andra est chargée de gérer l'ensemble des déchets radioactifs français et de concevoir les centres qui permettent de les isoler de l'homme et de l'environnement le temps que leur radioactivité ait suffisamment diminué et qu'elle ne présente plus de risque. Le parcours typique d'un déchet radioactif est le suivant :

- Conditionnement : Après avoir été triés selon leurs caractéristiques, les déchets sont traités (compactage, incinération, solidification...) puis conditionnés, par le producteur, dans des colis conçus pour empêcher la dispersion de la radioactivité qu'ils contiennent.
- Entreposage : Avant d'être stockés, ou en attendant la création d'un centre adapté, les déchets sont provisoirement entreposés dans des bâtiments dédiés, le plus souvent sur les sites où ils sont produits.
- Stockage : Après avoir vérifié leur conformité, les colis de déchets sont stockés par l'Andra dans des centres adaptés à leur dangerosité et à l'évolution de cette dangerosité dans le temps. Le rôle de ces centres est d'isoler les déchets radioactifs aussi longtemps qu'ils présentent un risque pour l'homme et l'environnement. Ces sites sont protégés contre les intrusions et surveillés. Des mesures dans l'environnement permettent de vérifier qu'il n'y a pas de fuite décelable de radioactivité dans cet environnement.

Il est par ailleurs à noter que l'exploitation des installations nucléaires doit être conduite dans l'objectif de concentrer et de confiner la radioactivité dans les déchets solides en limitant, dans des conditions techniques et économiques acceptables, leur volume et leur toxicité. Les exploitants doivent prendre toute disposition, dès la phase de conception, pour limiter les rejets de l'installation.

Déchets TFA - Ces déchets sont mis dans des sacs ou dans des casiers métalliques. Certains voient leur volume réduits par compactage (déchets plastiques ou métalliques), ou sont solidifiés par évaporation par exemple et reprise des concentrats qui contiennent la radioactivité (eaux polluées, boues).

Depuis 2003, ces déchets ainsi conditionnés, sont stockés dans un centre spécial, géré par l'Andra, situé à Morvilliers dans l'Aube. Les déchets sont identifiés et stockés en surface dans des alvéoles creusées à quelques mètres de profondeur dans une couche argileuse. Lorsqu'elles sont remplies, ces alvéoles sont fermées puis recouvertes d'une couverture imperméable comprenant une membrane imperméable, un mètre d'argile ainsi qu'un drain. Ce centre est conçu pour recevoir 650 000 m³ de déchets ; fin 2011 y étaient stockés 203 400 m³.

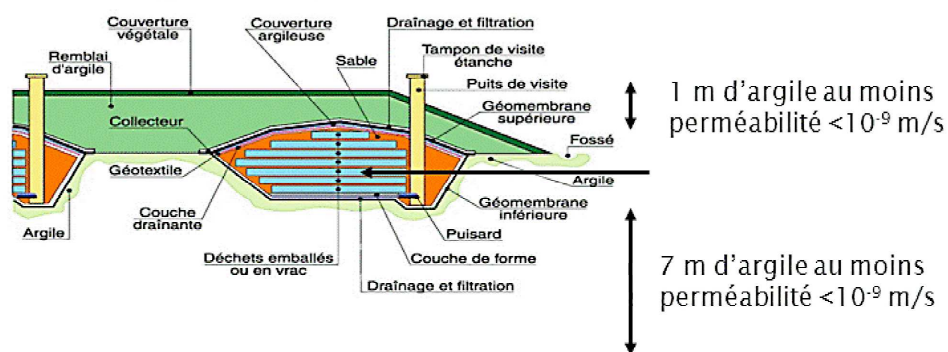


Figure 14 - Coupe schématique d'un alvéole du centre de stockage TFA © Andra.

Déchets FMA-VC - Ces déchets sont éventuellement solidifiés (liquides) ou compactés. Ils sont placés dans des conteneurs en métal ou en béton puis enrobés avec du béton. Ainsi conditionnés, les déchets sont stockés en surface dans un centre situé à Soulaïnes dans l'Aube dans des ouvrages en béton armé. Une fois remplis, les ouvrages sont fermés par une dalle de béton dont l'étanchéité est assurée par un revêtement imperméable. À la fin de l'exploitation, une couverture, composée notamment d'argile, sera placée sur les ouvrages pour assurer le confinement des déchets à long terme.

Le premier centre pour les déchets de ce type est situé dans la Manche à La Hague. Il a été fermé en 1995 et recouvert de plusieurs couches de matériaux destinés à protéger les ouvrages, notamment contre les eaux de pluie. Il fait l'objet d'une surveillance régulière par l'Andra pour suivre son évolution et contrôler son impact sur l'environnement.

Un nouveau centre de stockage, à Soulaïnes est ouvert depuis 1992. Sa capacité de stockage est de 1 million de m^3 . Compte tenu des prévisions actuelles de production de déchets de ce type, il devrait pouvoir y accueillir les déchets pour une période de 50 ans soit donc jusqu'en 2042. Fin 2011, 255 000 m^3 y étaient stockés.

La surveillance des centres de stockage des déchets de ce type devra être maintenue pendant le temps nécessaire à la décroissance de leur radioactivité jusqu'à des niveaux d'impact négligeables. Une phase dite de surveillance, fixée conventionnellement à 300 ans est ainsi prévue, avec des réexamens périodiques de la sûreté des installations surveillées.



Figure 15 - Le centre de stockage de la Manche qui stock les déchets FMA-VC
© Areva.

Déchets FA-VL - Ces déchets sont principalement des déchets anciens. Ils sont entreposés sur les sites où ils ont été produits en attendant la création d'un site de stockage adapté à leur nature. Un tel site est à l'étude par l'ANDRA.

Déchets MA-VL et HA - Compte tenu de la période très longue des radioéléments qu'ils contiennent, leur confinement doit pouvoir être assuré durant des dizaines de milliers d'années.

Les déchets MA-VL peuvent être compactés (déchets métalliques) et/ou enrobés dans un mortier. Les déchets de concentrats d'évaporateur, boues, résines échangeuses d'ions, sont directement cimentés dans les conteneurs métalliques. Pour certains déchets sous forme de boues ou non cimentables de par leur composition chimique, on peut utiliser un enrobage de bitume. Les conteneurs de stockage peuvent être métalliques ou en béton.

Les déchets HA se présentent sous forme liquide et sont très fortement radioactifs. Ceux-ci sont dans un premier temps calcinés ce qui en réduit le volume et concentre la radioactivité dans le calcinat. Celui-ci est alors mélangé dans un pot métallique avec des adjuvants de vitrification. L'ensemble est porté à une température de fusion de 1100°C au moins et est ainsi vitrifié. Le verre ainsi constitué immobilise les radioéléments de façon très sûre dans le temps. Il est coulé dans un conteneur en inox.



Figure 16 - A gauche : colis de déchets vitrifiés (HA). A droite : déchets de structure du combustible use avant conditionnement (MA-VL) © Areva.

La politique française de gestion de ces déchets, est de les stocker dans un site en profondeur. Actuellement ce site est à l'étude. Pour ce faire, un laboratoire souterrain a été construit à Bure (Meuse-Haute Marne) dans une formation argileuse de perméabilité très faible vis-à-vis de l'eau.

En attendant les résultats de ces études qui pourraient amener à la réalisation de l'ouvrage de stockage géologique (**Centre industriel de stockage géologique - CIGEO**), les colis de déchets conditionnés sont entreposés sur leurs lieux de production (principalement Marcoule et La Hague), dans des installations spéciales d'entreposage provisoire.

Le centre de stockage CIGEO devra être conçu pour un stockage réversible, pendant toute sa durée d'exploitation, c'est-à-dire au moins 100 ans, permettant donc la reprise et le reconditionnement éventuels de ces déchets si la société le souhaite.

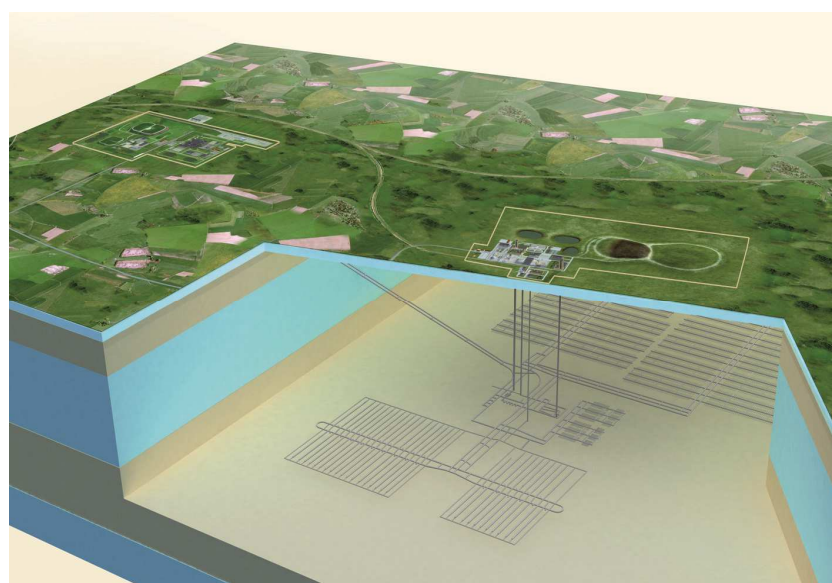


Figure 17 - Schéma de principe des installations de Cigéo © Andra.

Par ailleurs, les recherches se poursuivent afin de minimiser la production de déchets HA. En particulier sont étudiés des procédés de séparation poussée permettant d'extraire outre l'uranium et

le plutonium d'autres radioéléments aujourd'hui considérés comme des déchets. Des techniques de transmutation par réactions nucléaires induites par des neutrons rapides émis par des réacteurs à neutrons rapides, aussi en cours d'études, permettraient alors de transformer une partie de ces radioéléments à vie très longue en radioéléments à vie courte.

4-5 Les effluents radioactifs

Sous ce terme, on entend les rejets gazeux et liquides qui présentent des traces de radioactivité à un niveau suffisamment faible pour que leur rejet dans l'environnement, conformément à la Réglementation en vigueur et avec les autorisations nécessaires soient possible. Ces autorisations se concrétisent par un arrêté pris à la suite d'une étude de leurs conséquences sur l'environnement. Des limites annuelles en Bq sont imposées, ainsi que des conditions dans lesquelles doivent être effectués ces rejets (limites de l'activité spécifique de chaque rejet en Bq/m³, conditions de débits du rejet et du débit du cours d'eau pour les rejets en rivière...). Des contrôles de radioactivité dans l'environnement sont imposés à l'exploitant et l'ASN par le biais de l'institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) qui effectue ses propres prélèvements et mesures. Ces arrêtés sont pris au niveau national après avis de l'ASN et donnent lieu à enquête publique. Les radioéléments rejetés sont principalement des produits de fission et d'activation (Cs137, Co60, H3...).

Les effluents gazeux proviennent principalement des réacteurs nucléaires et de l'usine de retraitement de La Hague. Les principaux radioéléments rejetés sont des gaz rares (Krypton, Argon) et du Tritium. Ils sont soumis à des règles semblables à celles applicables aux rejets liquides.

5. Les transports de matières radioactives [2] [15]

5-1 La réglementation

Les matières radioactives font partie, pour leur transport, de la catégorie « matières dangereuses ». 600 000 transports sont effectués chaque année en France. Ils sont donc soumis à la réglementation de transport des matières dangereuses (TMD), avec des spécifications techniques propres à ces matières radioactives.

Ces spécifications ont été élaborées par l'Agence Internationale pour l'Energie Atomique (AIEA) et incorporées dans des conventions européennes (ADR pour la route, RID pour les voies ferrées, MDG pour les transports maritimes, ADN pour les transports par voie fluviale, annexe 18 à la convention de Chicago relative à l'aviation civile). Elles sont alors obligatoirement reprises dans les réglementations nationales, donc en France, par exemple, l'arrêté TMD du 29 mai 2009 pour la route.

Cette réglementation traite de la conception des colis transportés et des modalités de ces transports.

- Différents types de colis sont définis en fonction des caractéristiques des produits transportés : nature physique, type de radioélément, activité dans le colis et activité spécifique du produit. Ainsi sont définis pour chaque radionucléide deux niveaux d'activité qui sont les seuils permettant de déterminer le type d'emballage à utiliser :
 - Le niveau A1 pour les radionucléides sous forme non aisément dispensables, dits « sous forme spéciale » (solides compacts) ;
 - Le niveau A2 pour les radioéléments sous forme aisément dispensables (liquide, gaz, poudre).
- Les procédures de chargement et de déchargement, la signalisation du véhicule, les contrôles de contamination du chargement et du véhicule, les contrôles d'irradiation au contact du véhicule et à proximité du chargement, les documents de bord.

Le contrôle du respect de cette réglementation est confié à l'ASN. Le but des règles qu'elle fixe est d'assurer qu'en cas d'accident, aucune conséquence dommageable pour la population et l'environnement n'en résultera, ce qui est assuré par la qualité des emballages.

5-2 Les différents types de colis

900 000 colis de matières radioactives sont transportés chaque année en France. Ceux-ci sont classés en différentes catégories comme indiqué précédemment :

- **Les colis exceptés** - Ils concernent le transport de matières contenant de très faible quantité de produits radioactifs (inférieures au millième de A1 ou A2). Ils n'ont pas à respecter de

spécifications particulières quant à leur tenue en situation accidentelle. Ils doivent cependant respecter des spécifications de radioprotection permettant d'assurer que le rayonnement autour du colis est très faible.

- **Les colis de type A** - Ils concernent les transports de matières radioactives de moindre activité (inférieure à A1 ou A2). Ils doivent répondre aux spécifications suivantes :
 - Résistance à une chute de 1 m 20 sur une surface rigide.
 - Étanchéité sous aspersion d'eau pendant 1h.
 - Non pénétration par une barre de 6 kg tombant d'une hauteur de 1m.

Sont ainsi transportés, par exemple, dans des colis de type A, les matières uranifères venant des mines d'Uranium (en particuliers de l'étranger), les radioéléments à usage médical,...

- **Les colis de type B** - Ces colis sont utilisés pour le transport de matière hautement radioactives (supérieure à A1 ou A2) : combustible irradiés des centrales électronucléaires, sources fortement actives, Plutonium, déchets radioactifs HA, combustibles neufs pour les centrales.

Un tel emballage doit résister à toutes les conditions accidentelles possibles. Il doit être agréé par le ministère en charge des Transports après avoir satisfait aux tests suivants :

- Résistance sans déformation suite à une chute de 9m sur une surface solide ;
- Résistance à une chute de 1m sur un poinçon ;
- Résistance en étant plongé durant une demi-heure au sein d'un feu provoquant une température d'au moins 800°C ;
- Pour les emballages de combustibles irradiés, étanchéité pour une immersion d'au moins 8 heures sous 15 m d'eau.

Des conditions spéciales sont imposées aux navires devant transporter des combustibles irradiés, des matières fissiles, des déchets HA (double coque, moteurs et alimentations électriques doublées).

5-3 La radioprotection dans l'exécution des transports

Les emballages ont pour but, comme indiqué précédemment, de prévenir, en cas d'accident, une dispersion dans l'environnement, de la matière radioactive transportée.

En situation normale, ces emballages et les véhicules doivent éviter toute exposition aux rayonnements des personnes du public séjournant ou passant auprès du véhicule. Ils doivent aussi préserver de l'exposition, les travailleurs amenés à manipuler les colis.

Pour les colis de type B, sont fixées deux limites :

- Quant à l'irradiation externe : 2 mSv au contact du colis et du véhicule, 0,1 mSv à 1 m du véhicule.
- Quant à la contamination résiduelle (après décontamination), 0,4 Bq/m² pour les radioéléments émetteurs B, G, 0,04 Bq/m² pour les émetteurs A.

Une signalisation spécifique doit être apposée sur les colis et les véhicules, permettant de connaître la nature et les dangers présentés par la matière transportée.

Enfin, les colis exceptés doivent cependant présenter un débit de dose à leur surface inférieur à 5 mSv par heure.



Figure 18 - Etiquetage des colis de produits radioactive selon catégorie.

5-4 Les accidents de transport

Relativement peu d'accidents de transport, atteignent un niveau de classement de l'échelle internationale INES (en France, 2 événements classés au niveau 1 en 2008, 8 en 2009).

Les événements les plus fréquents, concernent le dépassement des limites de contamination surfacique des colis ou des véhicules, par suite d'une décontamination insuffisante avant départ.

La majorité des accidents (un à deux accident par an, en France), compte-tenu de la conception des emballages, ne conduit pas à un relâchement de matière radioactive dans l'environnement et n'ont, du point de vue radioactif, que des conséquences limitées sur l'homme et l'environnement [16].

Parmi les accidents répertoriés par l'IRSN, les plus significatifs sont les suivants :

- **Gare de Montpellier, septembre 1983** - Collision entre un train et un chariot à bagages chargé de colis de type A à usage médical. Le ballast est légèrement contaminé et a été décontaminé. Pas de contamination de personnes.
- **Mer du Nord, août 1984** - Le cargo « Montlouis » transportant des fûts d'héxafluorure d'Uranium fait naufrage au large des côtes belges. Les fûts ont été récupérés mais certains présentaient des défauts d'étanchéité. Quelques kilogrammes de produit se sont répandus dans la mer, sans conséquence décelable pour l'environnement par suite de la grande dilution du produit dans la mer.

- **Lally-en-Val, Juin 1987** - Un camion transportant un colis de combustibles irradiés voit sa remorque se déporter dans le fossé. Le colis bascule dans le sol. Il est récupéré sans que son étanchéité et les protections n'aient été affectées.
- **Les Adrets (Var), janvier 1998** - Des colis transportant des solutions d'iode radioactif sont écrasés dans la camionnette qui les transportait lors d'un accident sur l'autoroute A8. L'asphalte contaminé a été enlevé.
- **Valogne (Manche), printemps 1998** - Des cas de contamination supérieure aux normes, sont détectés sur des wagons et des conteneurs de combustibles usés provenant de centrales électronucléaires françaises, expédiés à l'usine de retraitement de La Hague. Après enquête auprès des travailleurs concernés SNCF, COGEMA (actuellement AREVA), il a été constaté que les doses reçues dues à ces contaminations, sont restées inférieures à 1mSv (limite de l'irradiation annuelle pour la population). Cet événement a mis en évidence des lacunes dans les contrôles de contamination des matériels. L'ASN a interdit la poursuite de tels transports tant que des mesures plus strictes de contrôle n'aient été mises en œuvre. Ces mesures ayant été prises et approuvées par l'ASN, celle-ci a donné fin juin 1998, l'autorisation de reprendre ces transports.
- **RN 4, avril 2007** - Une camionnette transportant un colis de type B contenant une source de Cs 137 de forte activité entre en collision avec un poids lourd et prend feu. Les chauffeurs des deux véhicules sont décédés. L'IRSN se rend sur les lieux pour effectuer des contrôles d'irradiation et de contamination lors de la récupération et l'évacuation du colis. Ces contrôles montrent que la matière radioactive est restée totalement à l'intérieur de l'emballage dont l'enceinte de protection contre l'irradiation n'a pas été dégradée.

6. Réglementation des Installations nucléaires de base (INB) et organisation de la sécurité [2] [16]

6-1 Les INB

Suivant leur importance et les risques présentées, les installations nucléaires, entrent soit dans une rubrique particulière des installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE), soit, pour les plus importantes, dans la catégorie des installations nucléaires de base (INB).

Le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 modifié par le décret 2007-83 du 11 mai 2007 et le décret 2001-73 du 19 janvier 2011 donne la définition et les critères qui déterminent le classement en INB d'une installation. Ainsi sont classés INB :

- Les réacteurs nucléaires ;
- Certains accélérateurs de particules ;
- Les installations de préparation, d'enrichissement, de fabrication, de traitement ou d'entreposage des déchets qu'elles provoquent lorsqu'elles dépassent un certain seuil ;
- Les autres installations de traitement ou d'entreposage de déchets radioactifs dépassant un certain seuil ;
- les installations dans les quelles peuvent être détenues des substances radioactives lorsque leur quantité dépasse une certaine valeur ;
- Les installations dans lesquelles peuvent être détenues, au-delà d'un certain seuil, des matières fissiles.

Ces dernières installations ne sont classés INB qu'au-dessus d'un certain seuil de quantité ou d'activité de la totalité de la matière mise en œuvre. En dessous de ces seuils, l'installation est classées ICPE.

Les INB sont soumises à une réglementation spécifique et à la réglementation sur la radioprotection telle qu'exposée au paragraphe 1-7 (Chapitre 1).

Au titre du décret précité, la création d'une INB est soumise à une autorisation délivrée par un décret suite à des rapports délivrés par le ministère en charge de l'Environnement et le ministère en charge de l'Industrie. La demande de création doit être accompagnée d'un dossier comprenant une étude d'impact et une étude de danger. Ces études techniques, sont examinées par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) et par les groupes d'experts de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN). Les ministères concernés : santé, agriculture, transports, travail sont consultés. La demande est alors soumise à une enquête publique.

Suite à l'autorisation de création, l'installation doit faire l'objet d'une autorisation de mise en service provisoire délivrée par l'ASN sur demande de l'exploitant qui, pour ce faire, doit fournir un rapport de sûreté provisoire, les règles générales d'exploitation et un plan d'urgence interne (PUI, description de l'organisation interne qui se mettrait en place en cas d'incident ou d'accident). Ces dossiers sont examinés par l'IRSN et un des groupes d'experts de l'ASN. Le décret d'autorisation de mise en service provisoire fixe un délai au bout duquel, un examen de l'expérience de fonctionnement est effectué et après fourniture d'un rapport de sûreté définitif, des règles d'exploitation et du PUI définitifs, l'autorisation de mise en service définitive peut être donnée.

Un réexamen de la sûreté des installations est effectué tous les dix ans par l'ASN, à l'issue duquel, l'autorité de sûreté délivre, avec éventuellement un certain nombre de recommandations, l'autorisation de continuer l'exploitation pour dix ans supplémentaires.

Enfin, en vue de l'arrêt définitif d'une installation et son démantèlement, une procédure d'examen et de définition des conditions dans lesquelles ces opérations doivent être effectuées, est instruite par l'ASN. Tout particulièrement, doit être défini l'état dans lequel sera laissé le site en fin de démantèlement.

Le fonctionnement d'une INB nécessite en général, le rejet d'effluents liquides et gazeux faiblement radioactifs et/ou chimiques. Une procédure identique à la demande de création de l'installation est mise en œuvre auprès de l'ASN et, après enquête publique, donne lieu, par arrêté ministériel, à une autorisation de rejet. Celle-ci fixe :

- Les limites des prélèvements de fluides et de rejet ;
- Les moyens d'analyse, de mesure, de contrôle et de surveillance des rejets et de l'environnement ;
- Les comptes rendus à fournir aux autorités ; et
- L'information du public.

A noter que les ICPE nucléaires ou non, situées à l'intérieur du site d'une INB sont soumises aux contraintes liées à la réglementation des INB et doivent donc figurer dans les dossiers de création et de demande d'autorisation de rejet de l'INB et contrôlées par l'ASN.

6-2 Le contrôle de la sécurité en fonctionnement normal

Le responsable premier d'une installation en est l'exploitant et, en matière de transport, l'expéditeur. Ceci étant, le responsable de la délivrance des diverses autorisations mentionnées précédemment, est, bien entendu, l'Etat. Pour ce faire, dans un souci de transparence et d'impartialité, il exerce ce pouvoir en s'appuyant sur un organisme indépendant : l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) citée précédemment.

- **L'ASN** - Elle assure le contrôle de la sûreté et de la radioprotection des installations nucléaires de base, des transports et de toutes les installations et activités comportant un risque d'exposition à des rayonnements ionisants, y compris les installations à but médical. Elle assure ce contrôle par des inspecteurs et peut sanctionner les infractions voire, si nécessaire, faire arrêter une installation. Elle assure la surveillance radiologique de l'environnement et participe à l'organisation de crise en cas d'accident nucléaire. Enfin, elle organise l'information du public.

Pour assurer la transparence et l'impartialité de son action, l'ASN est un organisme indépendant de l'Etat et des exploitants nucléaires, financé par une taxe sur les INB. Elle est dirigée par un collège de cinq commissaires qui définit la politique générale de l'organisme. Trois commissaires sont nommés par le Président de la République et un par chaque assemblée parlementaire. Le Président de la République nomme parmi eux le Président de ce collège. Ces commissaires sont nommés pour six ans et sont irrévocables. Le collège rend compte de son action au Parlement et rend ses positions publiques. Un Directeur général organise et dirige les services de l'ASN avec autour de lui un comité exécutif (COMEX) constitué des responsables des Directions de l'organisme.

Les activités de l'ASN sont décentralisées dans des divisions territoriales dirigées par un délégué territorial et implantées dans certaines Directions régionales de l'environnement de l'agriculture et du logement (DREAL), dont le Directeur assure la fonction de délégué territorial. Ce sont à ces divisions qu'appartiennent les inspecteurs qui effectuent les contrôles dans les installations nucléaires implantées dans le périmètre de leur division.

- **Les appuis techniques de l'ASN** -
 - **L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN)** - C'est un établissement public à caractère industriel et commercial placé sous la tutelle de plusieurs ministères. Il exerce les missions d'expertise et de recherche dans le domaine de la sûreté et de la radioprotection, particulièrement pour la surveillance radiologique de l'environnement
 - **Les groupes d'experts** - sur les problèmes de sûreté nucléaire et de radioprotection, l'ASN consulte des groupes d'experts dits « groupes permanents ». Ils sont constitués de personnes reconnues pour leur compétence dans un domaine particulier du domaine de l'action de l'ASN. Certains sont choisis par l'IRSN, d'autres sur propositions des exploitants nucléaires. Il y a actuellement quatre groupes permanents : réacteurs nucléaires, laboratoires et usines, déchets nucléaires, transports de matières radioactives. Existe en plus une commission centrale des appareils sous pression qui constitue le groupe permanent dans le domaine des équipements sous pression nucléaires. De même le haut conseil de la santé publique joue ce rôle pour la radioprotection.
- **Autres acteurs** -
 - **L'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques** - dans le domaine nucléaire, il suit et contrôle l'action du gouvernement.

- **Le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaire (CCSIN)** - Il a un rôle consultatif sur tout ce qui touche au nucléaire et particulièrement à l'information du public en ces domaines. Dans sa composition, il compte entre autres des représentants des associations de défense de l'environnement et des syndicats de salariés.
- **La Commission interministérielle des installations nucléaires de base (CIINB)** - Composée de représentants de tous les ministères concernés, elle donne son avis sur tous les textes réglementaires concernant les INB.
- **Le Haut conseil de la santé publique** - C'est un organisme consultatif auprès du Ministre en charge de la santé. Il comporte un secteur radioprotection qui, comme indiqué précédemment, joue le rôle de groupe permanent auprès de l'ASN.
- **Les commissions locales d'information (CLI)** - Elles ont été créées par circulaire du Premier Ministre du 15 décembre 1981. La loi sur la transparence nucléaire (TSN) leur a donné un statut réglementaire.

Une CLI doit être créée par le Président du Conseil Général auprès de chaque INB de son département (une CLI peut être commune à plusieurs INB). Elle comprend les Maires des communes concernées (situées dans le cercle où s'applique le PPI), le représentant du Conseil Général, les parlementaires, les représentants des groupements de communes concernés, les représentants des associations de défense de l'environnement, des syndicats de salariés des INB, des professions médicales, des intérêts économiques, ainsi que de personnes qualifiées. Les représentants des services de l'Etat, dont l'ASN ainsi que ceux de l'exploitant, y participent avec voix consultative. La CLI est présidée par le Président du conseil général ou par un de ses élus qu'il désigne.

La CLI a pour rôle de suivre les activités de l'INB, d'informer le public, d'assurer la concertation en matière de sûreté et de radioprotection et d'impact des activités de l'installation sur les personnes et l'environnement.

La concertation et la diffusion d'avis communs aux CLI, a conduit celles-ci à créer une Association nationale des comités et commissions locales d'information (ANCCLI).

6-3 L'organisation de crise

- **Au niveau local** - En cas d'accident radiologique, au niveau local, les interventions relèvent de l'exploitant et du Préfet, si l'accident risque de déborder ou déborde du périmètre du site accidenté.
- **L'exploitant** - Le Directeur de l'établissement accidenté, doit prendre toutes les mesures nécessaires pour assurer la remise en sûreté de son installation et la protection du personnel. Pour ce faire, chaque INB doit établir un plan d'urgence interne (PUI) qui définit l'organisation interne et les moyens mis en œuvre pour faire face à l'accident. Il doit

informer le Préfet de la survenue de l'accident et de son évolution possible en indiquant particulièrement si celui-ci a affecté ou risque d'affecter l'extérieur de son établissement.

- **Le Préfet** - Il est responsable, dans son département de la protection des personnes et des biens et doit donc prendre, en cas d'accident, toutes les mesures nécessaires pour ce faire. Dans les départements où existent des INB, il doit dans le cadre du plan ORSEC départemental traitant de tous les risques existant dans le département, avoir fait élaborer pour chaque INB, un plan particulier d'intervention (PPI) qui définit l'organisation qu'il mettrait en place en situation accidentelle.

Averti par l'exploitant de la survenue d'un accident, il suit son évolution et si l'accident a débordé ou risque de déborder à l'extérieur du site de l'installation, il déclenche le PPI.

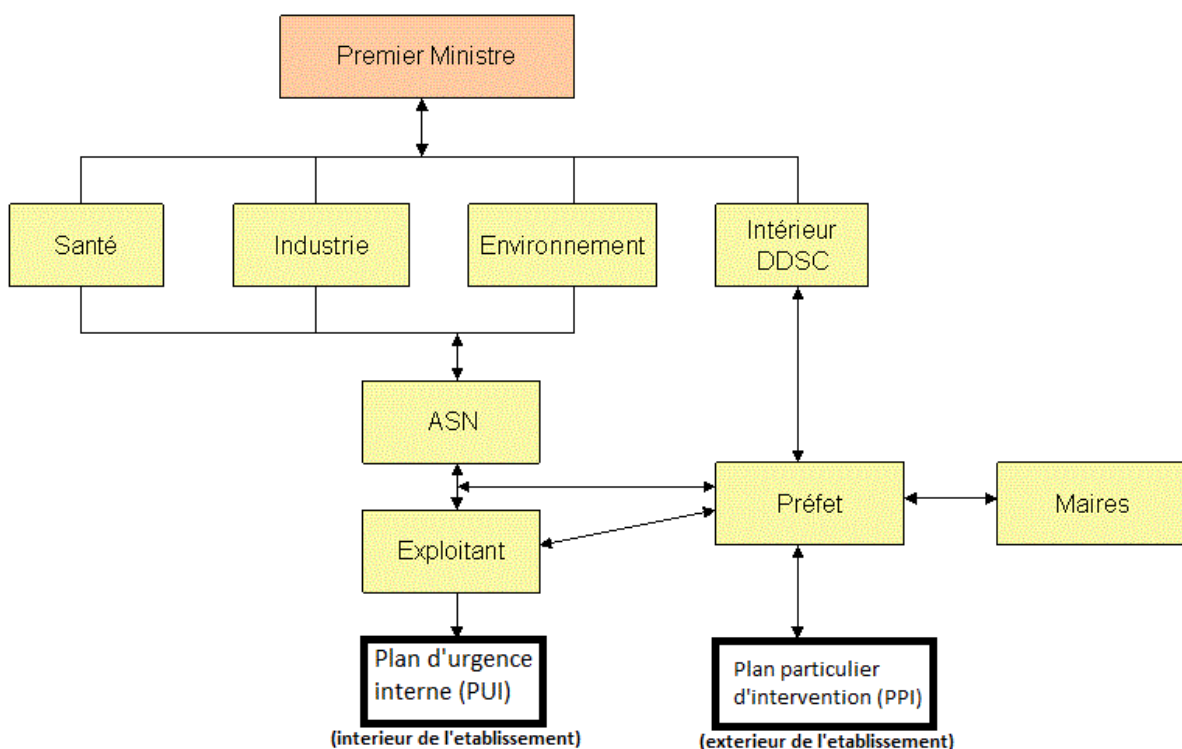


Figure 19 - L'organisation de crise en cas d'accident nucléaire.

Concernant la population, il est prévu dans les PPI, une zone d'évacuation éventuelle dans un rayon de 5 km autour d'une centrale accidentée, ainsi qu'une zone de mise à l'abri dans un rayon de 10 km. Il pourrait y avoir une mesure éventuelle, décidée par le Préfet, de prise des comprimés d'iode stable que des campagnes de distribution ont donnés à tous les foyers dans cette zone. Des dépôts de tels comprimés sont envisagés dans tout le territoire pour le cas où il serait jugé nécessaire d'en faire prendre à la population, au-delà de cette zone des 10 km. Ces comprimés devraient être approvisionnés par les maires des communes concernées dans des centres de stockage dans chaque département et distribués aux foyers sous la responsabilité du Maire.

Niveaux d'intervention	Type de dose	Valeur
Mise à l'abri	Dose efficace	10 mSv
Prise d'iode stable	Dose à la thyroïde	50 mSv
Evacuation	Dose efficace	50 mSv

Tableau 10 - Les mesures d'intervention et les niveaux d'exposition potentielle correspondants.

Au niveau national - c'est le Premier ministre qui est responsable de l'action gouvernementale. Il met en place et fait réunir :

- **Une cellule inter ministérielle de crise (CIC)** qui regroupe les représentants des différents ministères concernés et qui est chargée de conseiller le Premier Ministre sur les décisions à prendre.
- **Le comité interministériel de crises nucléaires (CICNR)** qui regroupe les Ministres concernés et est chargé d'élaborer les positions gouvernementales et les dispositions à prendre.
- **La Direction générale de la sécurité civile et de la gestion des crises (DGSCGC)** du ministère de l'Intérieur, qui dispose d'un centre opérationnel de gestion interministérielle de crise (COGIC) ; qui coordonne l'action des moyens nationaux de secours. Bien entendu, il tient informé le Président de la République.
- **L'ASN** met en œuvre un centre de crise pour assister l'exploitant en s'assurant du bien-fondé des dispositions qu'il prend et en lui formulant des recommandations. Elle met en place une cellule de communication pour organiser l'information du public.

Les autorités utilisent d'autre part, l'appui d'un certain nombre d'organismes :

- **L'IRSN** qui dispose d'un centre technique de crise (CTC) pour procéder à l'évaluation des rejets possibles, d'une cellule mobile d'intervention pour aller effectuer des prélèvements et des mesures dans l'environnement, des laboratoires d'analyse, qui permettent d'effectuer des mesures plus fines sur les échantillons prélevés.
- **Météo-France** qui met en place une cellule de crise pour fournir les prévisions météorologiques (direction et vitesse des vents, précipitations à venir...), afin de permettre à l'IRSN de prévoir la dispersion des éléments radioactifs éventuellement relâchés ;
- **Le CEA et AREVA** peuvent apporter leur assistance à l'aide de leurs moyens d'intervention existant dans les zones d'intervention de premier échelon (ZIPE) attribuées à chacun de leurs centres.

6-4 La gestion de la phase post accidentelle

Cette phase d'une crise, débute lorsque l'accident est maîtrisé et que l'organisation de l'urgence est levée. Cette phase met en jeu de multiples acteurs car elle a à traiter de nombreux et différents problèmes, dont, de façon non exhaustive :

- Evaluer la contamination de l'environnement et l'exposition subie par les personnes,
- Décider le devenir pour les territoires contaminés,
- Assurer l'hébergement, à plus ou moins long terme, des populations éventuellement évacuées et définir les conditions pour leur retour dans leur habitation,
- Assurer le suivi sanitaire et psychologique des habitants concernés,
- Assurer l'enlèvement et décider le devenir des déchets radioactifs, et
- Assurer l'indemnisation des dommages.

Actuellement, il n'existe pas d'organisation formelle pour la gestion de cette phase et une organisation serait mise en place au cas par cas suivant les besoins. Des travaux sont actuellement en cours au niveau national et international pour élaborer une doctrine et des dispositions organisationnelles. L'ASN mène ce travail à travers un **comité directeur pour la gestion de la phase post accidentelle d'un accident nucléaire ou d'une situation radiologique (CODIRPA)**, dont des groupes de travail traitent chacun d'un de problèmes rencontrés lors de cette phase. Ce comité a remis son rapport final à l'ASN en octobre 2012 où sont faites un certain nombre de recommandations pour la gestion de cette phase post accidentelle.

6-5 L'information du public

L'information du public doit être faite de façon préventive, afin qu'il connaisse les risques auxquels il est soumis, les mesures prises pour les prévenir ou en minimiser les conséquences, les mesures prises pour le protéger, la manière dont il serait alerté et les consignes qu'il aurait à adopter.

Ces éléments font l'objet d'un dossier établi par le Maire : le **dossier communal sur les risques majeurs (DICRIM)** qui, mis à dispositions des habitants, leur donne tous ces renseignements sur tous les risques affectant le territoire de la commune, dont le risque nucléaire, s'il y a lieu.

L'information sur les risques existant dans le confinement d'un PPI d'une installation nucléaire, doit, comme pour les risques industriels, donner lieu à une campagne renouvelable tous les cinq ans à l'initiative de l'exploitant, sous contrôle du préfet.

Enfin, les CLI, comme indiqué précédemment, ont pour rôle de recueillir l'information sur la vie de l'installation, les incidents survenus, les dispositions de sécurité et de relayer cette information auprès de la population.

En cas de crise, l'alerte à la population est donnée par une sirène émettant le signal normalisé au niveau national, relayée (en particulier dans les secteurs ou bâtiments où ce signal est inaudible), par

des moyens communaux. De plus en plus, pour ce faire, les communes utilisent de systèmes téléphoniques d'appel en masse. Durant la durée de l'accident, c'est le Préfet au niveau local, qui est responsable de l'information de la population. Il le fait en particulier par le biais des radios locales avec lesquelles il a une convention lui permettant d'y intervenir en absolue priorité. Ceci justifie la consigne « mettez-vous à l'écoute de la radio ». Il informe les Maires qui peuvent relayer cette information auprès de leurs administrés.

Au niveau national, c'est le Premier ministre, qui est responsable de l'information de la Nation, par le biais de tous les médias nationaux : radio, télévision, presse. S'il le juge nécessaire, bien entendu, le Président de la République intervient dans ces médias pour informer la population.

L'ASN informe sur la gravité de l'accident qu'elle classe dans l'un des niveaux de gravité de l'échelle internationale INES, mise en vigueur par l'Agence Internationale pour l'énergie atomique (AIEA) (Figure 12).

7. Protection des matières nucléaires sensibles

Un certain nombre de matières nucléaires sont dites sensibles ou stratégiques car elles pourraient être utilisées pour la réalisation d'engins nucléaires explosifs ou pour des actions terroristes. Des dispositions doivent donc être prises par les détenteurs, utilisateurs de telles matières, tant dans leurs installations que lors de leur transport, afin qu'elles ne puissent être détournées.

7-1 Types de matières stratégiques et principes généraux

Ce sont :

- Les **matières fissiles** : Uranium 235, Uranium 233, Plutonium 239, permettant de réaliser le cœur d'un engin explosif à fission.
- Les **matières fusibles** : Deutérium (hydrogène lourd), Tritium, nécessaires pour la fabrication d'un engin thermonucléaire.
- Les **matières fertiles** qui, par enrichissement ou irradiation sous flux de neutrons et réactions nucléaires, permettent de produire les matières précédentes : Uranium naturel, Thorium, Lithium 6.

A noter que certaines de ces matières ne sont pas radioactives : Deutérium, Lithium 6.

Le principe général pour la protection de ces matières est d'avoir, à chaque instant, la connaissance précise de la nature, la quantité et la localisation de la matière présente dans une installation habilitée à en recevoir, ainsi que dans les transports effectués. Ceci implique que l'opérateur utilisant de telles matières dans son établissement, doit suivre avec précision leurs entrées et sorties, ainsi que leurs mouvements à l'intérieur de son installation pour y connaître à chaque instant leur localisation. Il doit avoir mis en place des barrières physiques propres à protéger ces matières de toute intrusion cherchant à les dérober.

7-2 Réglementation

Les principes à mettre en œuvre pour prévenir et éventuellement détecter rapidement toute disparition de matières, sont données dans le Code de la défense (partie législative, articles L.13 33 à L.13 14).

Toute activité mettant en jeu des matières stratégiques, doit faire l'objet d'une autorisation délivrée par le Haut fonctionnaire de défense et de sécurité (HFDS) du ministère en charge de l'Industrie. La demande de l'exploitant doit être assortie d'un dossier donnant tous les éléments sur la nature, la quantité de matière utilisée, la nature de leur utilisation, les dispositions prises pour leur protection tant physiques qu'organisationnelles, et si nécessaires les mesures prises pour l'exécution de leurs

transports. Ces dossiers sont instruits par le Service de sécurité des infrastructures économiques et nucléaires (SEIN) placé sous l'autorité du HFDS et de l'IRSN.

Le Code de la défense indique les contrôles administratifs et techniques qui permettent de s'assurer que la réglementation est respectée. Ces contrôles sont effectués par des inspecteurs spécialisés habilités par le HFSD, appartenant au DEIN et à l'IRSN. Les inspections portent sur la comptabilité des matières, les dispositions de suivi des mouvements, les protections physiques existantes et les dispositions prises pour les transports.

7-3 Les dispositions pour assurer la protection des matières dans les installations

7-3-1 Protection Physique

- Les matières doivent faire l'objet d'un confinement qui doit empêcher tout mouvement de matière non justifié et non autorisé par leur détenteur officiel, qui a dû être nominativement désigné dans l'autorisation de détention.
- Une surveillance doit être organisée pour vérifier l'absence de toute sortie anormale de matière hors de son confinement, ainsi que la comptabilité des matières.
- Des dispositifs matériels doivent protéger les matières de toute intrusion et acte de malveillance.

7-3-2 Suivi et comptabilité

Pour chaque établissement et toute installation dans l'établissement où se trouvent de telles matières, un suivi des mouvements de celle-ci doit être organisé, afin d'avoir à chaque instant, une connaissance de la quantité et de la nature des matières détenues dans chacune d'entre elles. Des inventaires périodiques doivent être faits pour vérifier l'exactitude de cette comptabilité. Un inventaire annuel doit faire l'objet d'un compte rendu envoyé pour analyse au SEIN et à l'IRSN.

Toute anomalie doit être immédiatement signalée au SEIN et à l'IRSN ainsi qu'à la police et la gendarmerie s'il y a soupçon de vol ou de détournement.

Les variations des quantités de matières détenues, suite à des entrées ou sorties doivent être signalées à l'IRSN qui assure une comptabilité centralisée de ces matières.

7-3-3 Etude de sécurité

Le détenteur de matières, particulièrement sensibles à cause de leur utilisation potentielle pour la fabrication d'armes nucléaires (Uranium enrichi, Plutonium), doit effectuer une étude de sécurité permettant d'apprécier l'efficacité et la fiabilité de l'ensemble du dispositif de protection mis en place pour en prévenir le vol. Cette étude, analysée par le SEIN et l'IRSN, conditionne la délivrance de l'autorisation ministérielle de détention.

7-4 Les transports

Ces opérations sont particulièrement sensibles aux risques de vol ou d'action terroriste.

La prévention

Les dates et itinéraires des transports sont confidentiels. Ils ne peuvent être effectués que par des transporteurs agréés par le ministère en charge de l'Industrie. Ils sont par ailleurs soumis à la réglementation des transports de matières dangereuses (TMD), avec une formation spécifique des conducteurs particulièrement sur la conduite à tenir en cas d'agression. Chacun de ces transports est escorté par la gendarmerie.

Les emballages

Ils doivent, bien entendu, répondre aux règles de sûreté imposées par la réglementation des TMD. En plus, ils ont été testés pour résister à des conditions plus sévères dues à des actes de malveillance.

Les véhicules

Ils doivent avoir été agréés par le ministère en charge de l'Industrie, au vu des moyens mis en place pour protéger l'équipage et pour alerter les forces de l'ordre en cas d'événement. En fin d'étape, le véhicule doit stationner dans un établissement spécialement agréé pour cela, par le ministère en charge de l'Industrie.

7-5 Les inspections

Les inspections dans les établissements, effectuées comme indiqué précédemment par des inspecteurs du SEIN et de l'IRSN, ont pour but de s'assurer du respect de la réglementation, de la comptabilité de l'exploitant, de la conformité de l'inventaire avec cette comptabilité, du bon fonctionnement des équipements de protection physique, et des procédures en cas d'incident. Les inspecteurs disposent de moyen de mesure pour vérifier que les valeurs des quantités de matières annoncées dans la comptabilité de l'exploitant sont bien exactes.

Des inspections sont de même, effectuées sur les transports. Celles-ci sont inopinées et portent sur divers thèmes tant administratif que sur le déroulement du transport et tout particulièrement les conditions de stationnement lors des étapes.

7-6 Les contrôles internationaux

Dans le cadre de ses engagements internationaux, tout particulièrement le traité de non-prolifération, la France est soumise, pour la gestion des matières stratégiques, à des contrôles par l'Agence internationale pour l'énergie atomique (AIEA) et par la commission européenne pour l'énergie atomique (EURATOM).

L'AIEA

L'objectif de l'AIEA est de garantir l'utilisation à de seules fins pacifiques de ces matières afin d'éviter la prolifération d'armements atomiques. A ce titre, les pays non dotés d'armes nucléaires et ayant

signé le traité de non-prolifération, ont acceptés de soumettre au contrôle de l'AIEA, un certain nombre d'activités pouvant favoriser la dissémination de matières et équipements pouvant servir à la confection d'armes nucléaires. L'application de cet accord est vérifiée par des inspections périodiques de l'Agence. La France, bien que n'appartenant pas à la catégorie des nations non pourvues d'armes nucléaires, a souscrit au traité de non-prolifération et est soumise à un certain nombre d'inspection de l'AIEA. Les matières et installations à usage de la Défenses nationale ne sont pas soumises à ces inspections.

EURATOM

Comme pour l'AIEA, les matières relevant de la Défense nationale ne sont pas soumises au contrôle d'EURATOM. La France doit placer sous ce contrôle, les matières stratégiques qu'elle déclare utiliser dans des objectifs ne relevant pas de la Défense nationale. Des inspecteurs d'EURATOM vérifient périodiquement la conformité des déclarations avec l'existant dans les établissements. Ces inspections sont souvent couplées avec celles de l'AIEA.

8. La fusion nucléaire [3] [18] [19]

8-1 Le principe

Pour la production d'énergie, on utilise, comme on l'a vu (Chapitre 1 : Notions générales), la fission de noyaux atomiques lourds (Uranium, Plutonium) qui, en se brisant sous le choc de neutrons, dégagent de l'énergie.

Il est d'autre part, possible de générer une émission d'énergie en provoquant la fusion entre eux, de deux noyaux légers. Le dégagement d'énergie est d'ailleurs plus important pour une réaction de fusion que pour une réaction de fission.

Le principe est donc de rapprocher deux noyaux jusqu'à ce qu'ils fusionnent. Le problème est que tous les noyaux d'atomes ont une charge électrique positive et que deux corps de même charge se repoussent et ceci d'autant plus fortement qu'ils sont proches. Pour vaincre cette force de répulsion entre les deux noyaux, le seul moyen est de les porter à une température assez élevée pour que la force d'agitation thermique qui les anime alors, devienne plus forte que la force de répulsion. Malheureusement, les températures nécessaires sont excessivement élevées et ceci d'autant plus que l'on a affaire à des noyaux lourds. Des températures relativement plus basses sont nécessaires avec des noyaux légers. C'est pourquoi les réactions de fusion utilisées expérimentalement actuellement se font avec des isotopes de l'Hydrogène, élément atomique le plus léger.

La réaction utilisée est celle qui fait fusionner un noyau de Deutérium avec un noyau de Tritium. Pour que la réaction soit possible, il faut porter ces noyaux à une température de l'ordre de 100 millions de degrés. Il est évident que pour y parvenir, il faut fournir beaucoup d'énergie, d'où la nécessité de provoquer beaucoup de fusions afin que l'énergie dégagée soit supérieure à celle que l'on a dépensé pour les produire. Le mélange où se produisent les fusions est donc constitué de noyaux de Deutérium et de Tritium. Il constitue ce qu'on appelle un plasma (à noter que pour fabriquer un plasma, il faut d'abord débarrasser les atomes de Deutérium et de Tritium du cortège électronique qui les entoure. Ceci ne pose pas de problème mais nécessite aussi une certaine consommation d'énergie).

Il est évident qu'aux températures nécessaires (le chauffage ne pose pas de problèmes techniques insolubles), aucun métal ne résisterait. Aussi faut-il maintenir le plasma en suspension sans contact avec l'enveloppe qui le confine durant un temps appréciable comme indiqué précédemment, pour avoir un rendement énergétique positif.

De telles réactions ont depuis longtemps été réalisées en laboratoire à très petite échelle. La première utilisation concrète a malheureusement été la réalisation de la bombe H qui est un engin extrêmement complexe, comme ce sera vu dans le chapitre suivant (Chapitre 9).

L'avantage de la fusion, si elle peut aboutir à la production industriellement d'électricité, vient du fait qu'elle utilise comme matière première le Deutérium très abondant dans la nature car il existe dans l'eau. Cependant, il nécessite aussi l'emploi de Tritium qui n'existe pas dans la nature et qu'il est nécessaire de fabriquer à partir de Lithium qui lui, est beaucoup moins abondant dans la nature.

D'autre part, le procédé qui ne met en jeu que des quantités relativement faible de produits radioactifs (le Tritium), n'est générateur que de faibles quantités de déchets radioactifs et n'est pas susceptible d'accidents graves du type de ceux survenus sur des réacteurs à fission.

8-2 Les types de confinement

8-2-1 La fusion par confinement magnétique

C'est le procédé le plus avancé actuellement et qui sera utilisé dans l'installation ITER dont il sera question plus loin.

Les ions constituant le plasma ont des trajectoires courbes lorsqu'ils sont soumis à un champ magnétique. Le principe est donc de faire suivre à ce plasma une trajectoire fermée grâce à un champ magnétique adéquat.

Un des dispositifs expérimenté depuis plusieurs années, est le « Tokamak ». Pour confiner le plasma qui a naturellement tendance à se disperser, il faut des champs magnétiques très intenses, d'où une dépense d'énergie importante qui s'ajoute à celle nécessaire pour chauffer le plasma. Un critère dit « critère de Lawson » indique à partir de quelle valeur le produit densité du plasma par température de celui-ci, est suffisant pour que l'énergie produite par les fusions est supérieure à celle dépensée. Tout le problème est donc d'avoir pendant un temps appréciable, un plasma suffisamment chaud et dense pour dépasser ce seuil. Jusqu'à ce jour, ceci n'a pu être obtenu que durant des temps très courts.

8-2-2 La fusion par confinement inertiel

Ce procédé consiste à porter à très haute pression et très haute température, un petit volume de Deutérium et de Tritium pendant un temps très court. Ceci est obtenu grâce à des faisceaux Laser de forte puissance convergent sur une petite bille de mélange, bille qui implose sous l'effet de la température portée à 100 millions de degrés, produisant des réactions de fusion et le dégagement d'énergie correspondant. Pour être exploité, ce procédé nécessite d'avoir une cadence de tir suffisante et de savoir récupérer l'énergie produite. Actuellement, en France, une installation de démonstration est en cours de réalisation au centre d'étude du commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) du CESTA près de Bordeaux. D'autres installations de ce type sont en construction au Etats-Unis et au Japon.

8-3 Le projet ITER

ITER (International tokamak experimental reactor) est une installation qui doit apporter la démonstration que la fusion contrôlée, grâce à une stabilisation du plasma par confinement magnétique, est possible. Le but visé est d'obtenir une stabilisation de plusieurs minutes avec un plasma répondant au critère de Lawson et permettant de dégager de cinq à dix fois plus d'énergie qu'il n'en a été consommé.

ITER n'est donc pas le prototype d'un réacteur industriel. Il préfigure, si ses résultats sont concluants, un tel prototype dont la réalisation serait l'étape suivante. ITER devrait être terminé vers 2016. Les

premiers résultats ne sont pas attendus avant 2030, ce qui fait qu'un réacteur industriel ne pourrait voir le jour que dans au moins une cinquantaine d'années.

Une telle installation de par sa complexité et les techniques de pointe qu'elle utilise, est d'un coût hors de portée d'un seul Etat (coût estimé actuellement 16 milliards d'euros).

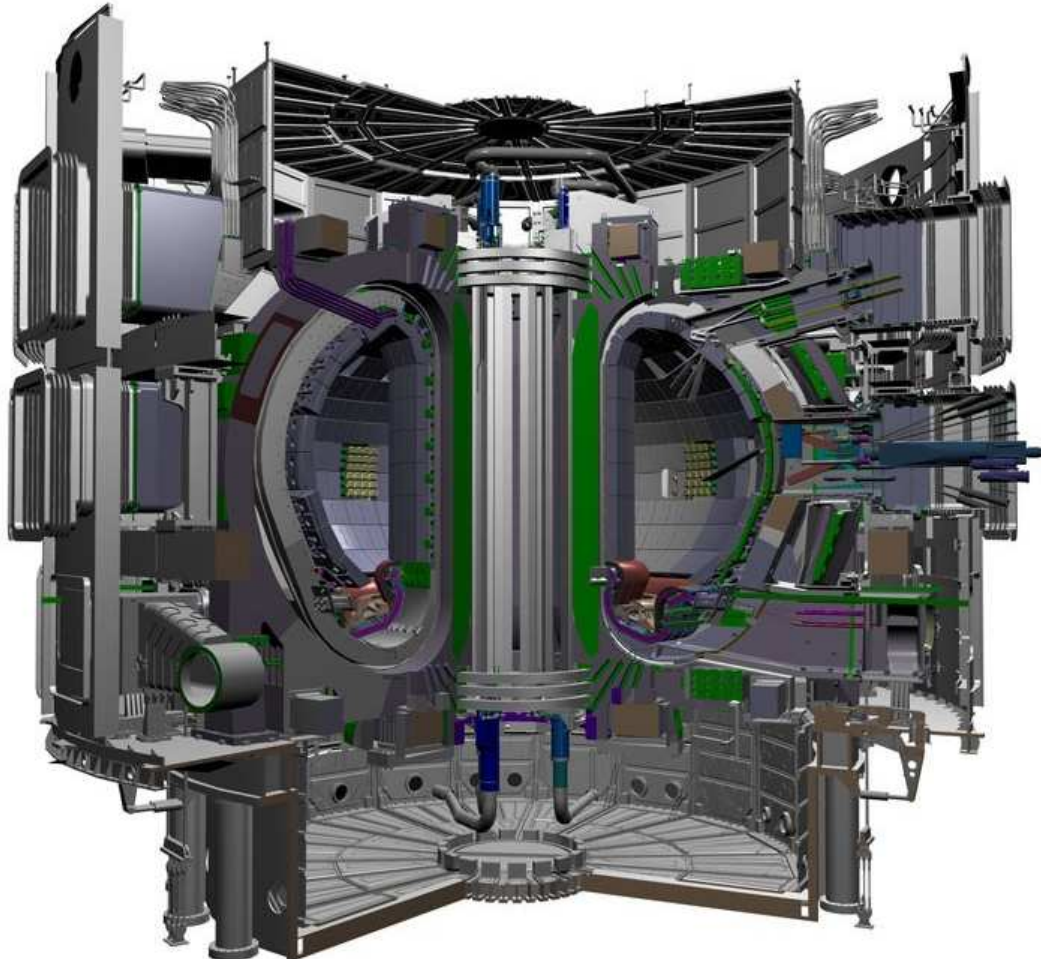


Figure 20 - Le projet ITER (International Tokamak Experimental Reactor). Source : [Site internet ITER](#).

C'est pourquoi le projet en cours de réalisation en France à Cadarache, est financé internationalement : 45% pour l'Europe dont la France, le reste par les autres partenaires : les Etats-Unis, la Chine, la Corée du sud, le Japon, la Russie, l'Inde.

Les problèmes à résoudre sont délicats. En dehors du confinement du plasma durant un temps suffisant, se posent entre autres, le problème de la résistance des matériaux frappés par un flux de neutrons de forte énergie produits lors des réactions de fusion, le maintien de la pureté du plasma (impuretés et Hélium produit par les réactions de fusion), extraction de l'énergie libérée.

ITER constituera le plus gros Tokamak construit dans le monde.

9. Applications militaires [3]

Elles touchent, deux domaines :

- la propulsion des navires et
- les armes nucléaires.

9-1 La propulsion des navires

L'utilisation de réacteurs nucléaires sur des navires a été envisagée très tôt, compte tenu des avantages qu'elle peut apporter, principalement en ce qui concerne l'autonomie qui pourrait permettre une navigation sur de longues périodes sans avoir besoin d'un rechargement en combustible. Les inconvénients sont cependant importants : nécessité d'installations portuaires spéciales pour la maintenance du réacteur, le chargement et le déchargement du combustible nucléaire, la récupération et le traitement des effluents et déchets, les risques d'accident en mer. Pour ces raisons, la seule application civile a été la construction de brise-glaces à propulsion nucléaire par la Russie.

Par contre, du point de vue militaire, la propulsion nucléaire est utilisée dans les sous-marins où le fonctionnement d'un réacteur nucléaire permet une navigation de longue durée en immersion sans avoir besoin de refaire surface, avec une navigation discrète. La propulsion nucléaire a aussi été utilisée pour quelques navires de guerre de surface tel que sur le porte-avions « Charles de Gaulle » (en France).

L'utilisation de réacteurs sur les sous-marins, nécessite des réacteurs très compacts, de puissance de l'ordre de 50 Mwe. Le schéma d'un sous-marin français, est donné ci-après.

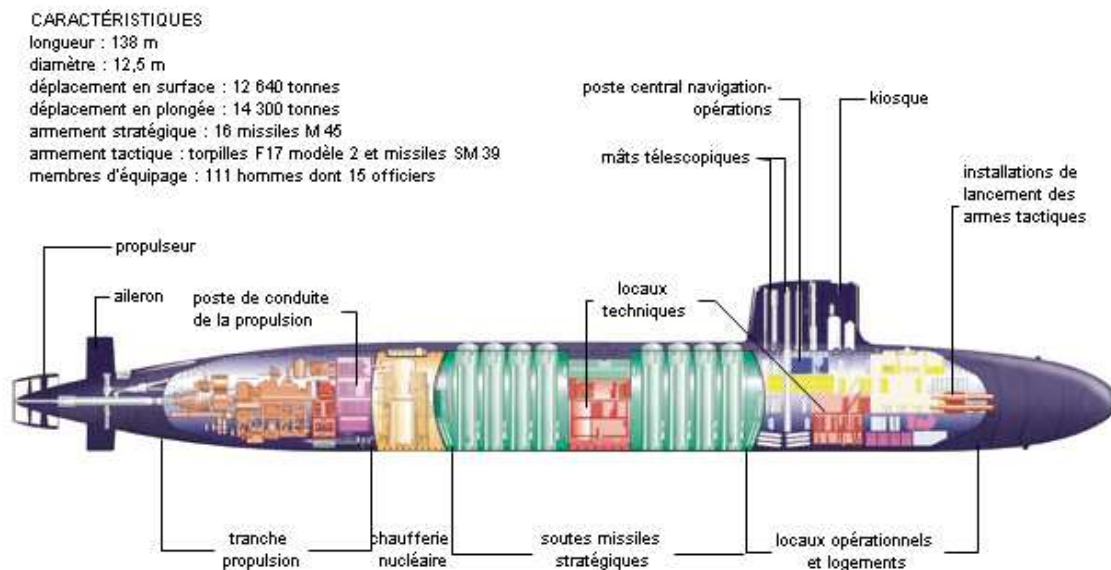


Figure 21 - Sous-marin nucléaire lanceur d'engins (SNLE) Français (source : Encyclopédie Larousse.fr © Larousse 2013).

9-2 Les armes nucléaires

Deux types d'armes ont été développés. La plus ancienne est la bombe à fission où bombe A. Les plus évoluées sont les bombes à fusion où bombes H

9-2-1 La bombe A

Son principe est de déclencher en un temps très court, une réaction de fission en réalisant dans une configuration donnée, une masse critique d'un matériau fissile.

Les matières fissiles pouvant être utilisées sont l'Uranium très fortement enrichi en U235 (à plus de 90%) et le Plutonium 239. Ce sont de telles bombes qui ont été utilisées par les USA à Hiroshima et Nagasaki, lors de la seconde guerre mondiale.

Si le principe d'une telle bombe est relativement simple, sa réalisation demande un certain nombre de conditions, principalement, avoir des capacités d'enrichissement de l'Uranium ou avoir des capacités de production de Plutonium, c'est-à-dire, des réacteurs nucléaires, puisqu'il est un sous-produit de leur fonctionnement. Il faut avoir aussi des capacités de retraitement des combustibles de ces réacteurs pour en extraire le Plutonium. Ceci explique les restrictions internationales faites à la vente par les pays qui disposent de telles installations, des matériels nécessaires à ces opérations.

Si donc un pays possède des capacités d'enrichissement de l'Uranium et/ou la possibilité de produire du Plutonium, techniquement, la réalisation d'une bombe A est alors relativement facile.

Une bombe A contient une masse de matière fissile suffisante pour devenir critique, c'est-à-dire apte à déclencher une réaction en chaîne lorsqu'on lui donnera une configuration géométrique adéquate. Ceci est obtenu par le déclenchement de l'explosion d'un explosif chimique qui comprime la masse de matière fissile et rend ainsi la configuration critique. La réaction nucléaire dure une microseconde et la température atteint plusieurs millions de degrés.

9-2-2 La bombe H (thermonucléaire)

Ce type d'arme est beaucoup plus puissant que le précédent, mais sa réalisation est beaucoup plus complexe. En effet, le principe est d'utiliser la fusion d'éléments légers, Deutérium et Tritium, qui, comme on l'a vu dans le chapitre précédent dégage beaucoup plus d'énergie que la fission. Le problème est de porter les matières fusibles à des températures extrêmement élevées. Ces températures sont obtenues dans une bombe thermonucléaire par une amorce qui est, elle-même, une bombe A. On voit donc la complexité de la structure d'un tel engin qui pour être élaborée, demande des calculs qui nécessitent l'utilisation d'un ordinateur très puissant.

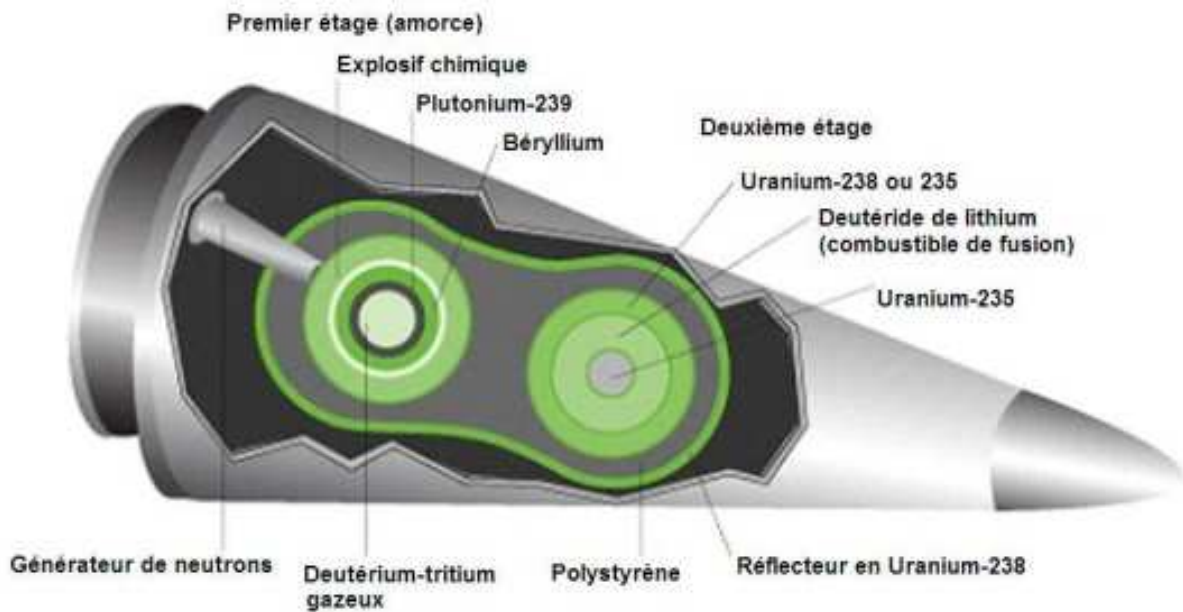


Figure 22 - La bombe H : les armes thermonucléaires (source : [Moruroa](#)).

9-3 La non-prolifération [18]

Devant la gravité pour le monde de l'utilisation de telles armes et la frénésie qui, après la seconde guerre mondiale, s'était emparée de beaucoup de pays pour développer un tel armement afin d'assurer leur sécurité en vertu de ce que l'on a appelé « la dissuasion », les nations se sont entendues pour signer un traité de non-prolifération (TNP) destiné à empêcher la multiplication de ces armes, puis, ultérieurement, un traité d'interdiction des essais nucléaires (TIEC). La surveillance du respect de ces traités a été confiée à l'AIEA.

Le TNP élaboré en 1968, a été signé par 188 pays sur 191 et a réduit le risque d'un conflit nucléaire. Il distingue les pays qui se sont dotés de l'arme nucléaire avant 1967 qui s'engagent à ne pas aider d'autres pays à s'en doter et à réduire leur arsenal. Les autres pays s'engagent à ne pas fabriquer de telles armes. Trois pays qui n'ont pas signé ce traité se sont dotés d'armes nucléaires, ce sont Israël, l'Inde et le Pakistan. Certains autres pays cherchent à contourner le traité ce qui provoque des crises internationales comme on l'a vu avec la Corée du nord et actuellement, avec l'Iran.

Le TICE a été signé en 1996 par 176 pays qui s'engagent à ne pas effectuer d'essais nucléaires dans l'environnement (atmosphériques ou sous-terrain). Les pays dotés d'armes nucléaires perfectionnent cependant celles-ci en ayant recours à des expériences de simulations d'explosions en laboratoire.

Des accords de désarmement ont été signés entre 1991 et 1993 entre les USA et l'URSS. Le but en est de ramener le nombre d'ogives nucléaires de chacun de ces deux pays à 3 500. En 2008, le nombre d'ogives détenues par les cinq pays en possédant était selon [18] :

- Russie : 16 000,
- USA : 10 000,

- France : 350,
- Grande Bretagne : 250, et
- Chine : 200.

Quant aux trois pays non signataires du TNP, il est difficile d'évaluer le nombre d'ogives dont ils disposent. On les évalue à :

- Israël : 100,
- Inde : 50,
- Pakistan : 60, et
- Corée du Nord : peut être une dizaine.

Le démantèlement des têtes nucléaires, prévues par les accords de désarmement, n'est d'ailleurs pas sans poser quelques problèmes, ne serait-ce que pour le devenir des matières stratégiques que contenaient ces armes.

Bibliographie

- [1] De Choudens, H., (2002). *Mémento du risque nucléaire*. Publication de l'Institut des Risques Majeurs.
- [2] De Choudens, H., (2000). *Le risque nucléaire*. Editions Tec & Doc.
- [3] Tertrais, B., (2011). *Atlas mondial du nucléaire*. Editions autrement.
- [4] Agence pour l'énergie nucléaire, (2008). *Données sur l'énergie nucléaire*. Publication de l'AEN.
- [5] Libmann, J., (1996). *Eléments de sûreté nucléaire*. Les éditions de la physique.
- [6] Gambini, D.J. & Granier, R., (2007). *Manuel pratique de radioprotection – 3^{ème} édition*. Editions Tec & Doc Lavoisier.
- [7] IRSN (dossier internet, accédé en novembre 2012). *Dossier les accidents de radiothérapie*. Publication de l'IRSN [Accessible à : http://www.irsn.fr/fr/base_de_connaissances/sante/applications-medicales/radiotherapie/accidents-radiotherapie/pages/sommaire.aspx]
- [8] Renaud, Ph, Beaugelin, K., Maubert, U., Ledenvic, Ph., (1997). *Les conséquences radioécologiques et dosimétriques de l'accident de Tchernobyl, en France – Rapport IPSN 97 – 3/11/1997*.
- [9] Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaire (1997). *Les taches de contamination radioactives sur le territoire français – note introductive – réunion du 16/12/1997*.
- [10] IRSN., (2011). *Tchernobyl, 25 ans après*. Collection thématique. Fontenay-Aux-Roses : IRSN.
- [11] Renaud, Ph., Champion, D., Brenot, J., (2008). *Les retombées radioactives de l'accident de Tchernobyl sur le territoire français*. Editions Tec & Doc Lavoisier.
- [12] Société Française d'Énergie Nucléaire. L'accident de Fukushima et ses conséquences. Faits, explications et commentaires. In *Revue Générale Nucléaire*, N° 2 mars-avril 2012, p.107-117.
- [13] Bonin, B., (2011). *Les déchets nucléaires - état des lieux et perspectives*. EDP sciences.
- [14] ANDRA, (2012). *Inventaire national des matières et déchets radioactifs - rapport de synthèse – 2012*.
- [15] ASN, (2012). La sûreté des transports de substances radioactives. *Revue contrôle* No 193, mars 2012.

- [16] IRSN, (dossier internet, accédé en novembre 2012). Transports de matières radioactives, les incidents et accidents. [Accessible à : http://www.irsn.fr/FR/base_de_connaissances/Installations_nucleaires/transport/transport-matiere-radioactive/Pages/5-incidents-accidents.aspx]
- [17] Les techniques de l'ingénieur, (2012). *Sûreté et protection nucléaires*, Paris : Techniques de l'Ingénieur, 340 p. 9. [Dossier accessible sur abonnement à : <http://www.techniques-ingenieur.fr/>]
- [18] Safa, H., (2001). *Qu'est-ce que l'énergie nucléaire ?* Editions EDP sciences, collection bulles de sciences.
- [19] Reuss, O. (2012) *Parlons nucléaire*. La documentation française.
- [20] Société française de la radioprotection (s.d.) *La radioactivité dans l'environnement*. SFRP, [accessible à : <http://www.sfrp.asso.fr/spip.php?rubrique28>]