

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].

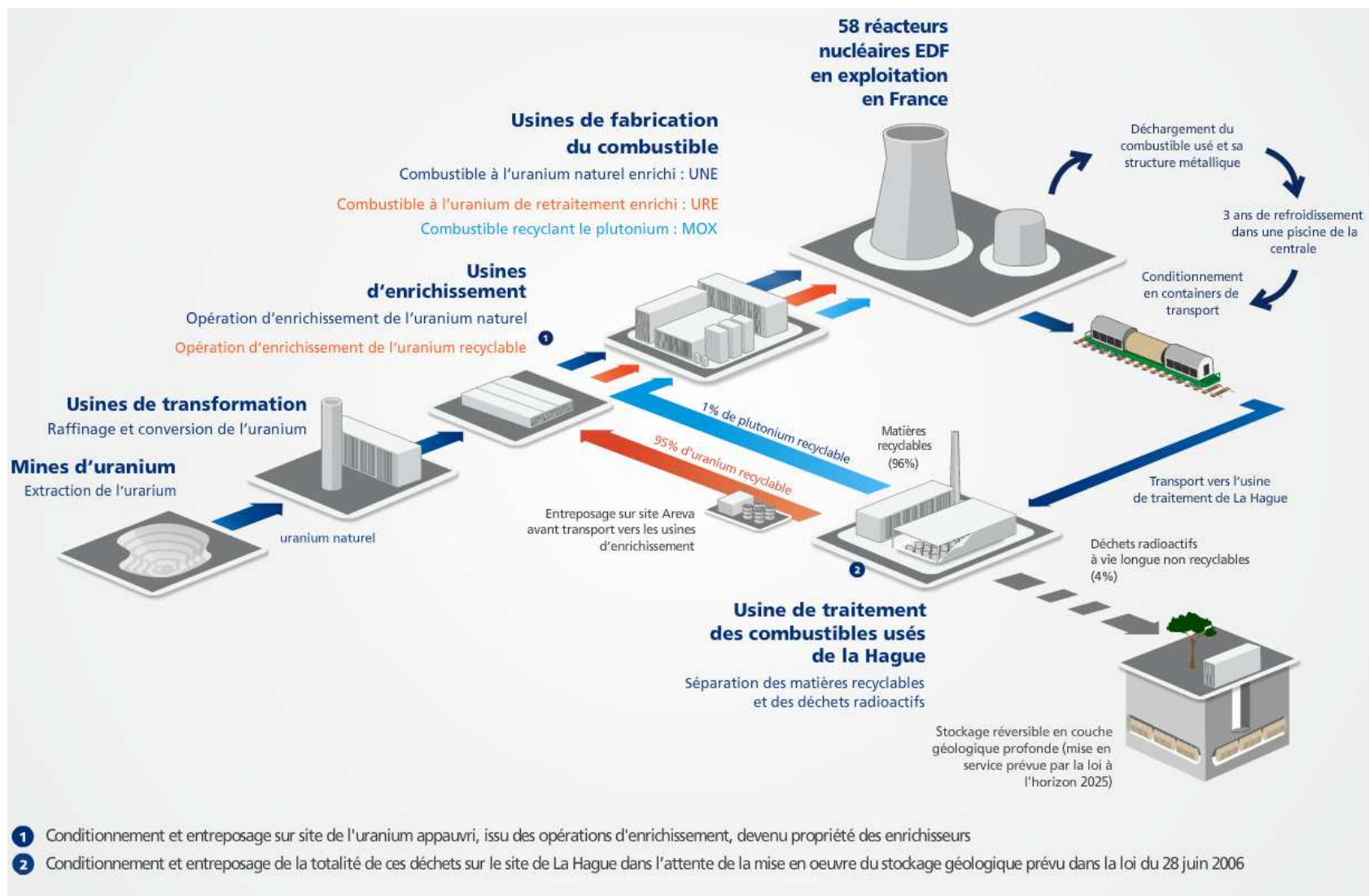


Figure 8 - Le cycle du combustible nucléaire ©EDF.

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

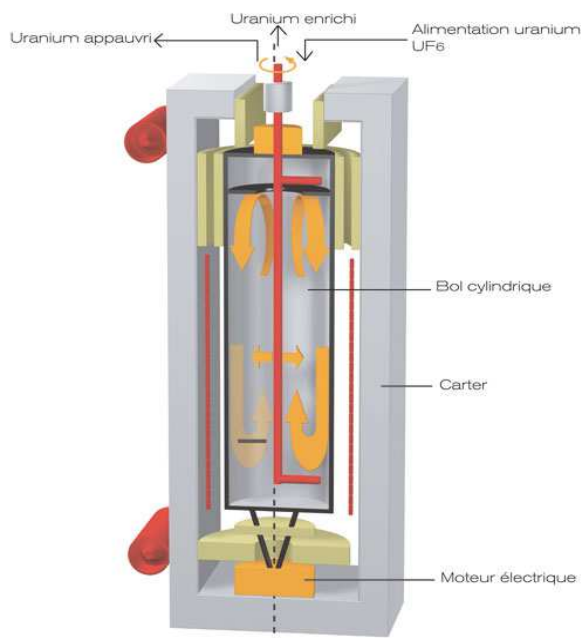


Figure 9 - Une centrifugeuse pour enrichissement de l'uranium © Commission de pilotage du débat publique.

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.

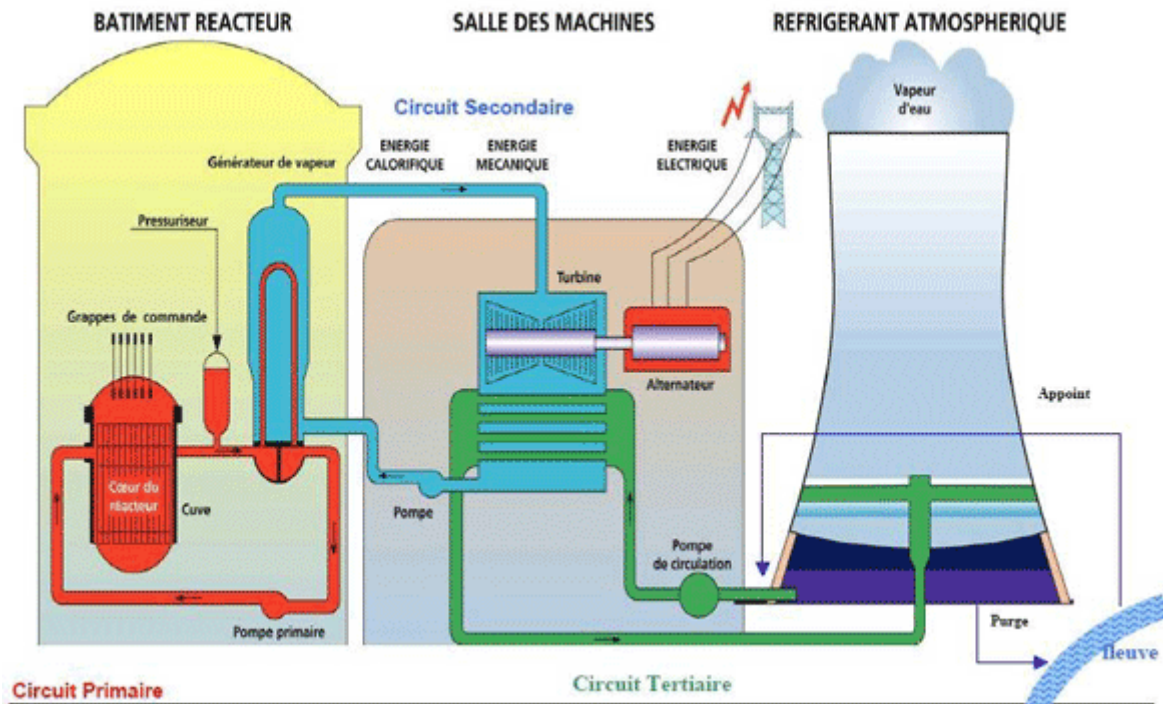


Figure 10 - Schéma de fonctionnement d'un réacteur REP © ASN.

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 usagés 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.

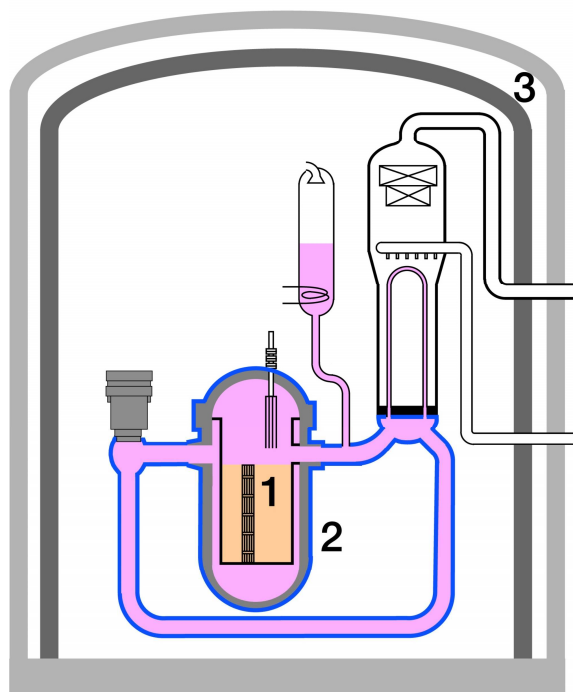
- **1^o niveau** - vise à éviter les anomalies de fonctionnement et la défaillance des systèmes.
- **2^o niveau** - vise à maintenir l'installation dans un fonctionnement autorisé ou à l'y ramener s'il y a défaillance des dispositifs du précédent niveau.
- **3^o niveau** - vise à la maîtrise des accidents 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.