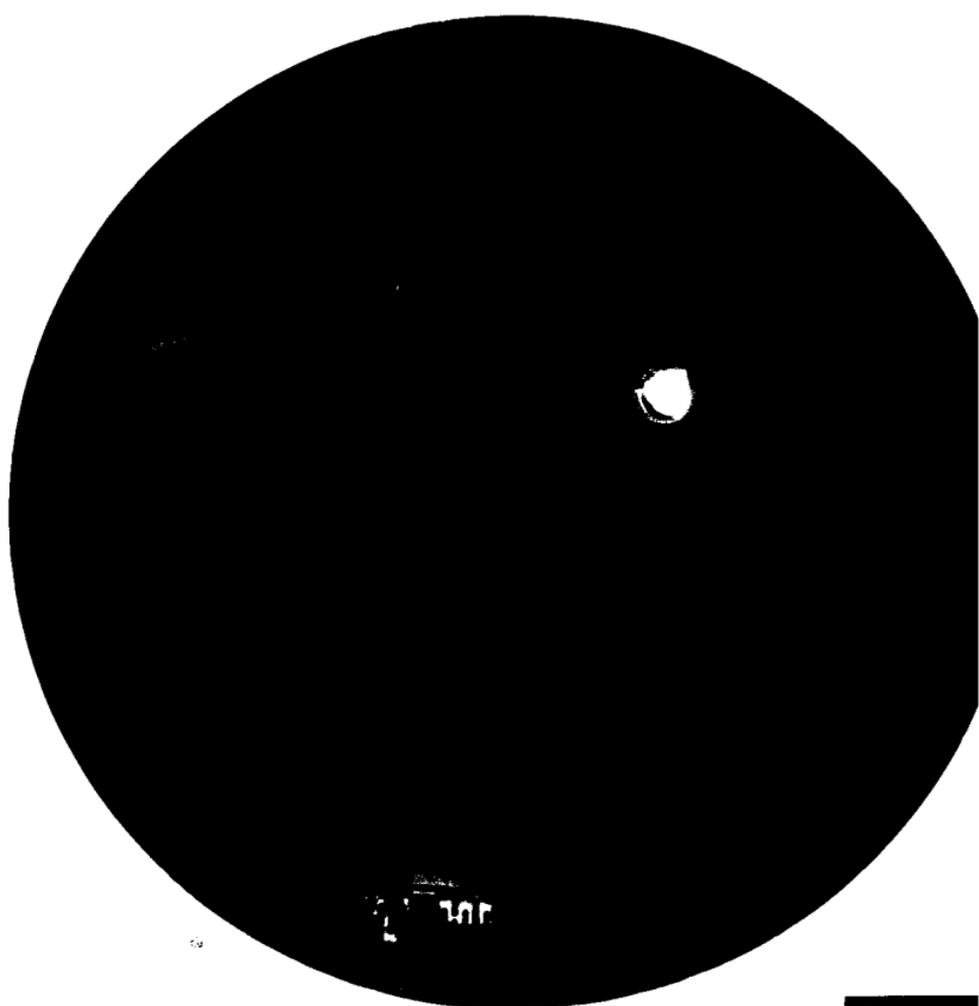


Syndicat CFDT
de l'Énergie atomique
Le dossier
électronucléaire



**Le dossier
électronucléaire**

*Syndicat CFDT
de l'énergie atomique*

Le dossier électronucléaire

Éditions du Seuil

Le Dossier électronucléaire est une reprise considérablement remaniée et mise à jour du dossier paru en 1975 sous le titre *L'Électronucléaire en France*.

En couverture : photo M. Riboud-Magnum

ISBN 2-02-005403-5

© Editions du Seuil, 1980.

La loi du 11 mars 1957 interdit les copies ou reproductions destinées à une utilisation collective. Toute représentation ou reproduction intégrale ou partielle faite par quelque procédé que ce soit, sans le consentement de l'auteur ou de ses ayants cause, est illicite et constitue une contrefaçon sanctionnée par les articles 425 et suivants du Code pénal.

à Agnès
Justine
Marie
Pierre
Marie
Françoise
et Jean-Claude
pour leur aide
dans l'élaboration de ce dossier

Ce livre a été réalisé par un groupe de militants du syndicat national CFDT des personnels de l'énergie atomique (SNPEA CFDT) avec le concours de nombreux et nombreuses camarades, sous la responsabilité du Bureau national du syndicat. Syndicat national des personnels de l'énergie atomique (CFDT), CEN Saclay, BP n° 2, 91190 Gif-sur-Yvette. Tél. 941 80 00. poste 41-27.

Préface

Dans les débats sur l'énergie, les travailleurs sont l'objet d'un double chantage. Les partisans du nucléaire leur affirment que seul un développement rapide de l'industrie électro-nucléaire permettra à notre économie d'échapper à la pénurie d'énergie et par conséquent au chômage, à la diminution du bien-être ; les adversaires du nucléaire leur décrivent les dangers effroyables qui guettent la santé des travailleurs et les menaces qui pèsent sur l'avenir de la démocratie lorsque notre pays sera couvert par des réseaux de centrales nucléaires.

Les organisations ouvrières françaises sont particulièrement concernées. La France est, avec le Japon et aussi l'Italie et l'Espagne, un des pays les plus mal pourvus en ressources énergétiques naturelles. Pour relever ce défi, le gouvernement français a choisi avant tout la solution nucléaire. Après la crise du pétrole de 1973, il a lancé un programme d'une ampleur exceptionnelle qui devait permettre de couvrir, dès 1985, 23 % des besoins en énergie du pays par l'électricité des centrales nucléaires. Non content de lancer des usines gigantesques pour l'enrichissement de l'uranium nécessaire aux centrales à eau, il veut faire de notre pays le leader mondial pour le retraitement des combustibles irradiés et la production du plutonium (La Hague), et la construction de sur-régénérateurs industriels de grande puissance (centrale de Creys-Malville).

Ces choix sont-ils bons ? Etaient-ils nécessaires ? Rien n'en donne la certitude. Les décisions ont été prises à la hâte, dans le secret, par les états-majors politiques et sous la pression constante des groupes industriels liés aux firmes américaines. Le programme nucléaire français représente un enjeu de 300 milliards de francs et toute l'information officielle a pour objet de le faire admettre par le Parlement et l'opinion, et non de l'expliquer. Un tel pari, qui prétendait servir de base à une politique d'exportation, a conduit à des décisions inquiétantes : privatisation des secteurs de production du Com-

missariat à l'énergie atomique, absence d'indépendance des offices de contrôle, accélération des mises en service avant la fin des études de sécurité.

La CFDT n'avait pas de position a priori pour ou contre l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire. Elle a même, en 1969, dénoncé le retard puis l'arrêt du programme de cette époque. Mais, en 1974, elle s'est tout de suite inquiétée de la précipitation gouvernementale, elle s'est scandalisée de l'absence d'informations sérieuses et de débat démocratique. Sa démarche a donc été, avant tout, syndicale : partir de ce que vivent, voient et comprennent les travailleurs. Il se trouve, et ce n'est sûrement pas un hasard, qu'elle est particulièrement bien implantée dans tout le secteur de l'énergie. Première organisation au Commissariat à l'énergie atomique et dans plusieurs grandes sociétés de la mécanique nucléaire et du pétrole, la CFDT est également très active dans les mines de charbon et d'uranium, sur les chantiers, dans les services et dans les centrales d'Electricité de France.

Sur la base de cette expérience, et à partir de la réflexion de ses syndicats et fédérations, elle a pris position. Elle a demandé successivement l'annulation des décisions de 1974, la suspension des nouveaux engagements de chantiers, la mise sous contrôle public des entreprises du nucléaire, l'élaboration d'une loi précisant les conditions d'utilisation de l'énergie nucléaire, les garanties de sécurité, la place des travailleurs dans les contrôles. En même temps, elle a montré que d'autres solutions existaient pour résoudre le problème : diversification, meilleure utilisation, économies, énergies nouvelles.

Avant tout, la CFDT pense que des choix d'une telle ampleur et d'une telle gravité doivent être faits démocratiquement. C'est pourquoi elle mène depuis 1976 une campagne pour un moratoire de trois ans. Elle dit : « Faisons un bilan des résultats et des difficultés, mettons à jour les études de sécurité, diffusons une information fiable à tous les Français, et ceux-ci trancheront à travers les procédures démocratiques ce que doit être la politique de l'énergie en France. »

Pour faire connaître ses positions, la CFDT n'a pas ménagé ses efforts. Ce livre est sans doute l'un des plus méritoires. Une équipe de militants du syndicat CFDT de l'énergie atomique l'a élaboré pièce à pièce et il constitue — on peut le dire sans vanité — un ouvrage de référence encore unique en France. Mais il est aussi significatif d'une conception syndicale :

— Autogestionnaire : les détenteurs d'un savoir ne cherchent pas à trancher au nom de la science, mais cherchent

à informer les travailleurs pour que le plus grand nombre soit à même de peser sur les choix qui les concernent.

— Novatrice et « antiproductiviste » : des syndicalistes n'hésitent pas à s'interroger sur la production et les objectifs économiques de leurs entreprises. Ils en arrivent à mettre en question, en dépit de tous les chantages, de toutes les pressions, l'objet même de ces entreprises au nom d'une certaine idée de l'intérêt de tous les travailleurs. Le débat se poursuit en effet sur les rapports entre les choix énergétiques et le modèle de développement. Des films, des conférences, un colloque en décembre 1977 à Paris après les Assises du nucléaire à Cherbourg en 1976 tournent autour de la question centrale : « De l'énergie, pour quoi faire ? », et aussi de la question subsidiaire : « Mais d'abord, qui décide et au nom de quel critère ? »

L'été 1979 a vu la CFDT, parmi neuf organisations, lancer une pétition nationale sur l'énergie : pour la suspension du programme nucléaire, l'élaboration d'une politique alternative, l'organisation d'un débat démocratique. Tandis que cette vaste campagne se développe, le programme nucléaire lancé en 1974 entre dans sa phase opérationnelle et ses difficultés techniques apparaissent dans toute leur réalité : les avertissements de nos camarades de l'énergie atomique contenus dans ce livre ne resteront pas sans écho.

Le débat nucléaire est au cœur des interrogations sur l'avenir de nos sociétés. Il se poursuit en ignorant les frontières. Si chaque pays a ses particularités, ses voies propres, certaines questions sont universelles, certains risques également.

MICHEL ROLANT
Secrétaire national de la CFDT



La Hague : une intervention en « shaddock », tenue vinyle étanche, dans le bâtiment des produits de fission.

Introduction

La décennie 1970 a vu des changements importants s'effectuer dans le domaine de la production d'énergie. Après le risque du « tout pétrole » des années 60, l'accélération des prix de celui-ci en 1974 a permis aux promoteurs du nucléaire de faire une brusque percée et des programmes importants ont été lancés, en particulier en France où l'objectif est le « tout nucléaire », au moins en ce qui concerne la production d'électricité. Mais, en 1979, le nucléaire a pris une allure moins conquérante qu'en 1975, de nombreux pays hésitent et, compte tenu de la crise économique qui ébranle de façon durable les pays industrialisés, l'essor de l'industrie nucléaire paraît moins irrésistible. C'est dans cette période que nous avons décidé de mettre à jour *l'Electronucléaire en France*, pour en faire *le Dossier électronucléaire*, en espérant qu'il pourra cette fois servir au débat public qui s'impose chaque jour un peu plus dans notre pays.

L'énergie nucléaire est née avec la Deuxième Guerre mondiale : la découverte du neutron, puis de la fission, et l'énoncé des principes régissant le fonctionnement d'un réacteur nucléaire ont été faits dans les années précédant la guerre, mais c'est l'effort consacré au « projet Manhattan » qui a abouti à la réalisation des premiers réacteurs nucléaires, des premières usines d'enrichissement de l'uranium, et à la fabrication des premières bombes atomiques qui ont été utilisées par les Etats-Unis contre le Japon. L'énergie nucléaire a donc été d'abord utilisée à des fins militaires : aux Etats-Unis comme en Europe, ce sont les programmes militaires qui ont, dans la plupart des cas, présidé aux premières réalisations à caractère industriel.

Puis l'énergie nucléaire s'est développée dans le domaine de la production d'électricité. Des recherches très nombreuses ont abouti à la mise au point d'un certain nombre de « filières » ou types de réacteurs, caractérisés par leurs compo-

sants essentiels : réacteurs à neutrons thermiques (filrière à uranium naturel et graphite ou eau lourde et filières à uranium enrichi et eau ordinaire), réacteurs à neutrons rapides.

Aux Etats-Unis, au Canada, au Japon, en Europe occidentale et dans les pays de l'Est, les années 60 ont vu la réalisation de nombreux prototypes et le démarrage d'importants programmes de construction de centrales électronucléaires. La contribution de l'énergie nucléaire restait cependant faible puisque, en 1973, elle ne représentait que 3 % de la production mondiale d'électricité.

En 1974, le quadruplement des prix du pétrole a fait apparaître — peut-être momentanément seulement — un net avantage économique en faveur du nucléaire, entraînant une accélération brutale des programmes de construction des centrales nucléaires dans des pays comme la France à très forte dépendance envers le pétrole importé.

Une telle orientation n'est pas sans poser des problèmes. Il ne s'agit pas, à notre avis, de se prononcer « pour » ou « contre » l'énergie nucléaire envisagée de façon abstraite, mais de se déterminer de façon très concrète vis-à-vis de décisions déjà prises et de lignes directrices tracées pour les décennies à venir.

Le programme nucléaire décidé en France dès 1974, et poursuivi depuis sans grandes modifications, implique le lancement de la construction d'environ six unités de 1000 MWe chaque année, qui vont démarrer à partir de 1980. La perspective poursuivie est de 40 unités fonctionnant en 1985 et d'une centaine d'unités en 2000 : à la fin du siècle, la consommation d'énergie primaire en France serait doublée par rapport à celle de 1978, la production d'électricité serait d'environ 600 milliards de kWh (contre 223 en 1978) et l'énergie nucléaire assurerait 80 % de cette production.

L'effort industriel correspondant est énorme.

Réorientation de l'appareil productif, approvisionnement en combustible nucléaire, impact sur l'environnement des centrales et usines nucléaires, risques liés à la radioactivité, conditions de travail et avenir de l'emploi : tels sont les points principaux qui peuvent constituer des contraintes pour la collectivité.

Nous sommes parfaitement conscients des nuisances énormes causées à l'environnement par les centrales au fuel et l'industrie chimique, ainsi que des risques liés au transport du pétrole et aux forages en mer. Mais nous pensons que si, au début des années 60, un débat sérieux avait eu lieu sur les

nuisances et les contraintes liées au choix du « tout au pétrole », bien des pollutions, destructions et accidents auraient pu être évités. La même remarque peut être faite pour l'utilisation abusive des engrais chimiques, le déboisement, la destruction des espèces et la prolifération des déchets et rejets industriels (le mercure de Minamata par exemple).

Aujourd'hui, l'énergie nucléaire est un exemple particulièrement important et complexe, sur les plans politique, économique et écologique. Son développement colossal en un petit nombre d'années à venir est certainement l'un des choix clefs du devenir de notre société, s'inscrivant, sans la modifier, dans la marche d'une civilisation industrielle qui ne sait plus mesurer le progrès qu'en pourcentage et accroissements quantitatifs.

Cette complexité du problème nucléaire est exploitée par les responsables techniques qui déclarent aisément que ceci est affaire de spécialistes, qu'il n'est pas question pour chacun de comprendre, et que par conséquent les décisions, qui engagent la vie de tous, ne peuvent être prises que par un petit nombre d'initiés.

Il est donc essentiel que ce débat s'appuie sur des données concrètes permettant à chacun de peser les gains et les risques de tel ou tel choix de caractère technique : *la réflexion, donc le choix collectif*, passent par la possession de l'information.

Ainsi, c'est d'abord une tâche d'information que s'est fixée le syndicat national CFDT des personnels de l'énergie atomique (SNPEA-CFDT). En avril 1974, septembre 1974, mai 1975, des brochures réalisées par des militants ont été présentées à la presse et diffusées par le canal des sections syndicales. Leur contenu, complété par les données économiques et industrielles, a fait l'objet de la première publication aux Editions du Seuil, en novembre 1975, de *l'Electronucléaire en France*. L'accueil fait à ce livre a été très favorable, même de la part de gens qui ne sont pas spécialement des amis des syndicats ni de la CFDT, et aussi de la part des défenseurs du programme nucléaire français. Ce livre est considéré comme le document de référence sur le sujet, aussi bien par les « pronucléaires » que par les « antinucléaires », et il est même dans la bibliothèque professionnelle de tous ceux, techniciens ou non, qui veulent être au courant de l'ensemble du problème. Ce n'est pas le moindre paradoxe de cette situation où on reconnaît aux militants CFDT la compétence pour l'information et la connaissance des dossiers et où on leur refuse,

à tous les niveaux, du comité d'entreprise d'une société au Conseil économique et social français, la moindre intervention sur les choix.

On peut se poser la question de savoir si ce type d'information relève du rôle et de la responsabilité d'une organisation syndicale. Normalement, dans une démocratie bien comprise, les organismes chargés de la recherche, du développement, de la production et de l'exploitation des ressources énergétiques devraient également être au service de la collectivité en l'informant pour lui permettre de faire des choix : ces choix sont bien une *responsabilité politique* et ne relèvent pas des seuls techniciens. En France, les dirigeants des organismes responsables, tels le Commissariat à l'énergie atomique et Electricité de France, ont pris le parti de *vendre* l'énergie nucléaire, et l'information qu'ils offrent n'est le plus souvent qu'une publicité déguisée. Quant au gouvernement, les documents diffusés par le ministère de l'Industrie et de la Recherche ou la délégation à l'Information [DGI 75] montrent plus le souci de faire entériner ses choix que le désir de donner une information véritable.

Tous ceux qui travaillent dans le domaine de l'énergie nucléaire et qui ne jugent pas bon de se taire au nom de la « raison d'État » ont donc une responsabilité vis-à-vis de la collectivité : c'est cette responsabilité que nous avons décidé d'assumer collectivement au sein de notre syndicat et dans la mesure de nos moyens.

Ce document s'adresse d'abord aux travailleurs de l'industrie nucléaire : de plus en plus nombreux, ils se trouveront bientôt confrontés à des problèmes de conditions de travail que le caractère spécifique des risques liés à la radioactivité rend difficiles à appréhender sans une information minimum rarement consentie par le patronat. Si, aux débuts de l'énergie nucléaire, dans presque tous les pays du monde, le monopole exclusif des États permettait de consacrer à la protection des travailleurs des moyens importants, les conditions seront très différentes dans une phase industrielle dominée par la rentabilité et l'impératif de production : le rôle des organisations syndicales est fondamental à ce niveau.

Un autre aspect nous semble très important. Il est évoqué par Enrico Jacchia dans la préface de *Atome et Sécurité* [JAC 64] :

« Il me semble que, face à l'ensemble impressionnant de

ces problèmes et de ces questions *, l'armée nombreuse des chercheurs est dispersée en patrouilles encore trop isolées les unes des autres. D'un côté les physiciens, de l'autre les ingénieurs, ailleurs les biologistes, les médecins, les sociologues, les juristes, les économistes, les hommes politiques. Ils travaillent comme si leurs secteurs d'activité respectifs étaient fermés à toute collaboration mutuelle et *ils ignorent généralement les problèmes et les exigences qui débordent du cadre de leur propre spécialité*. Et c'est alors que, en approfondissant les problèmes particuliers, l'on finit par ne plus avoir une vision uniforme de l'ensemble ; chacun est convaincu qu'il doit creuser plus profondément le secteur de recherche qui est le sien et, en même temps, il perd de vue ce que les autres font. L'on ne se gêne pas mutuellement, l'on ne se combat point. Mais l'on s'ignore réciproquement. Et la conséquence de tout cela, c'est l'aridité de la technique, c'est l'exclusivité de la spécialisation, c'est en somme une recherche qui, de plus en plus, se prend soi-même pour fin et, partant, devient plus inhumaine parce qu'elle a oublié que la science, la technique, la médecine, l'économie, le droit, ne sont que des aspects différents de la connaissance d'une seule réalité : l'homme. »

Ceci est tellement vrai que tel spécialiste des accidents dans les centrales nucléaires ignore totalement les effets de la radioactivité tandis que tel médecin proclame — sans rien y connaître — qu'un accident grave dans une centrale nucléaire est totalement impossible. Ainsi, beaucoup de chercheurs et techniciens adhèrent souvent inconsciemment à une idéologie de défense ou d'exaltation des mérites de l'énergie nucléaire sans pouvoir faire la synthèse des problèmes qu'elle pose, se faisant ainsi les complices involontaires d'une technocratie et d'une politique pour qui le développement massif des centrales nucléaires correspond à une stratégie bien établie et à un accroissement de puissance.

Gardons-nous bien de croire qu'il ne s'agit là que d'une quelconque « tare » du monde scientifique : la spécialisation à outrance du travail est aussi caractéristique d'un type de société et l'un de ses « avantages » est d'empêcher les travailleurs d'avoir une vision globale des problèmes et donc d'intervenir au niveau des choix.

Pour nous, puisque nous nous opposons à la vision délibérément optimiste et conquérante des instances officielles, il y aura des gens pour nous accuser de faire le jeu des « antinucléaires ».

* Liés au développement de l'énergie nucléaire.

Il est possible que certains de nos arguments soient repris et utilisés dans un but polémique. Pourtant, ce n'est pas la polémique que nous cherchons mais un minimum d'honnêteté dans les débats : quand on voit encore aujourd'hui le problème si important des déchets radioactifs évacué par certains « spécialistes » affirmant qu'en l'an 2000 tous les déchets seront contenus dans une piscine olympique, on peut s'interroger sur l'objectivité de l'information officielle.

L'information que nous présentons ici n'est essentiellement qu'une synthèse de nombreux éléments issus de documents officiels que chacun pourrait (théoriquement) consulter et qui sont indiqués en références bibliographiques. Beaucoup de ces documents sont américains, car les documents de synthèse français sont rares dans ce domaine et les rapports scientifiques ont souvent un caractère « interne » qui les rend très difficiles à consulter et à citer. D'autre part, les centrales prévues au programme français actuel sont de la filière « uranium enrichi, eau ordinaire » et construites sous licence américaine : il était donc très important de nous référer aux documents américains qui traitent des problèmes posés par ce type de centrale. Nous nous sommes en particulier souvent référés au document WASH 1250 [WAS 73] publié par l'AEC (Atomic Energy Commission : CEA américain) qui traite des problèmes de sécurité nucléaire pour les réacteurs à eau ordinaire et uranium enrichi et constitue un document de base remarquable. Le dernier paragraphe de sa préface est particulièrement intéressant :

« Ce rapport est le fruit d'un effort de coopération entre différents départements de l'AEC, chargés du développement comme de la réglementation. Il comprend des apports des laboratoires de l'AEC et de personnalités et organisations diverses. Il constitue essentiellement un résumé et une discussion d'un grand nombre de documents publiés sur la sécurité nucléaire et commentés par les services de l'AEC. *Le lecteur comprendra que, de ce fait, les commentaires soient dans une certaine mesure biaisés en faveur de l'utilisation de l'énergie nucléaire*, malgré l'effort fait pour que cette présentation soit simple, factuelle et aussi objective que possible. »

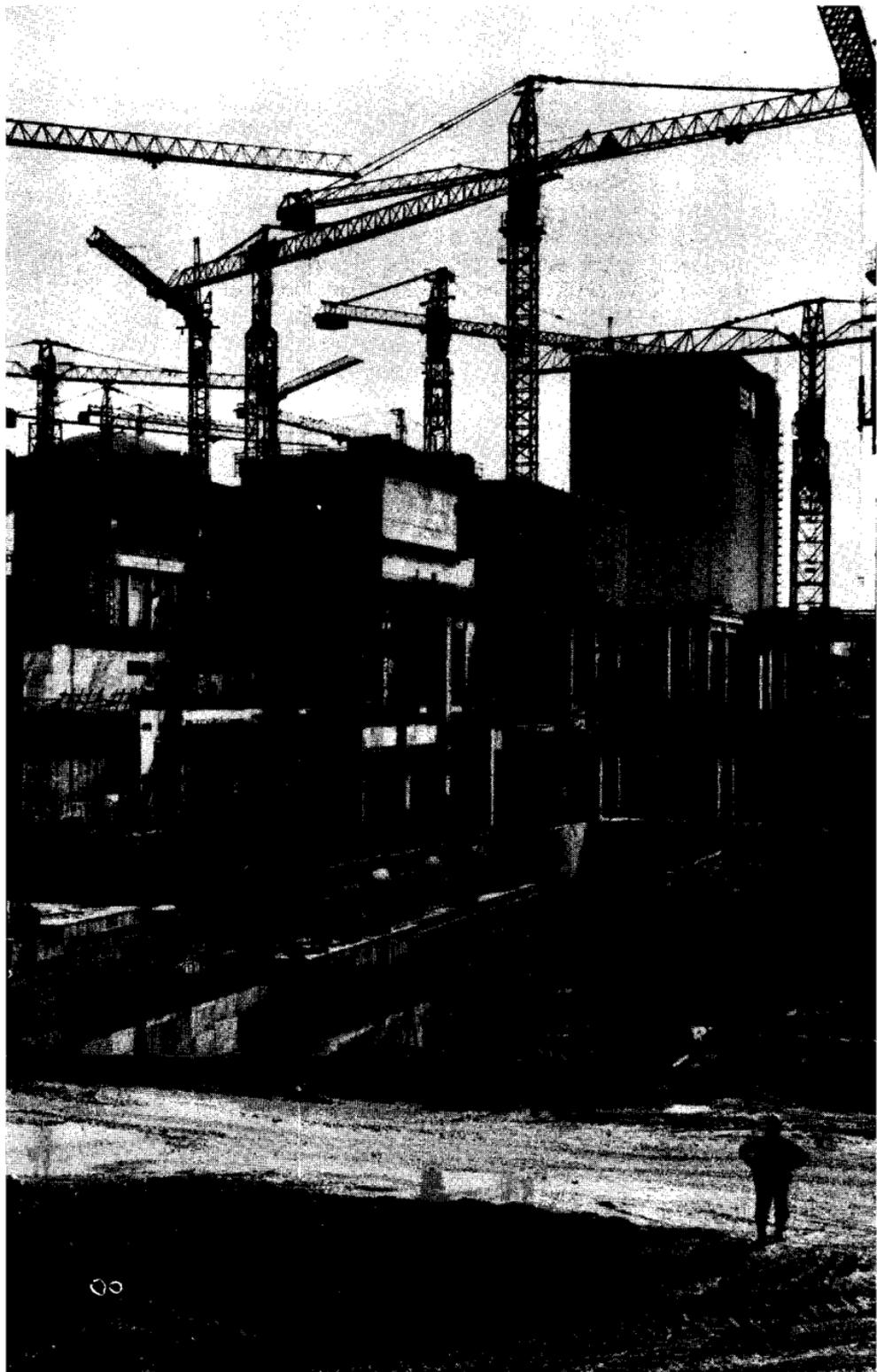
Phrase admirable que devraient méditer les dirigeants français et que nous pouvons probablement reprendre en partie à notre compte, dans la mesure où nous travaillons nous aussi dans le domaine de l'énergie nucléaire.

Nous avons pris soin de mettre à la fin de certains chapitres un paragraphe intitulé « Discussion » nous permettant de faire des commentaires sur les faits exposés dans l'ensemble du chapitre ; nous espérons avoir ainsi évité l'amalgame gênant pour le lecteur entre les données et les opinions.

Ce document n'est qu'un point de départ : il appartient maintenant à tous ceux qui travaillent dans les domaines de la sécurité nucléaire d'apporter leurs informations et leur opinion, et aux biologistes et écologistes de donner leur avis sur beaucoup des problèmes que nous n'avons souvent fait qu'évoquer.

Le premier but que nous poursuivons à travers cette information est le dialogue et la discussion collective. Si vous n'êtes pas d'accord sur tel ou tel point, si les données vous paraissent incomplètes, si vous désirez collaborer à ce travail collectif, n'hésitez pas à nous contacter.

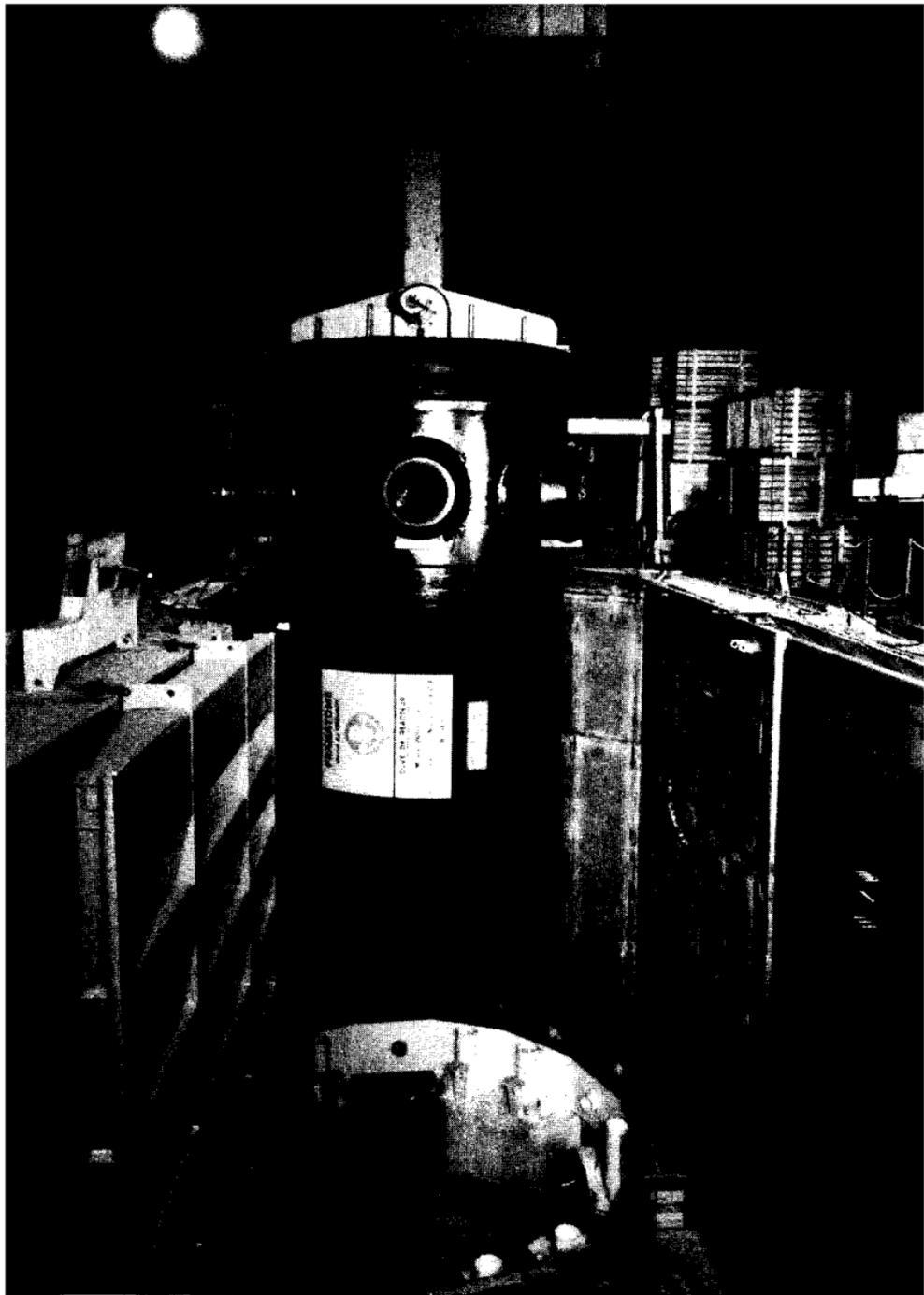
Bureau national du SNPEA-CFDT



1

Le dossier technique : centrales et combustibles nucléaires

Le chantier de la centrale du Bugey.
Au fond, Bugey 1, de la filière graphite-gaz.



Mise en place de la cuve du réacteur Bugey 2 (PWR de 900 MWe)
à la centrale du Bugey.

1. La fission nucléaire et son application à la production d'énergie*

1. La structure de la matière

L'atome

L'air, l'eau, le bois, la pierre, les métaux, tous les corps de la nature sont composés d'*atomes* extrêmement petits. A chaque atome différent correspond un « élément naturel » : hydrogène, oxygène, carbone, fer, etc. De l'hydrogène à l'uranium, il existe 90 éléments naturels. Les atomes se groupent entre eux en des édifices plus ou moins complexes, les *molécules* (par exemple, l'eau est formée de molécules à deux atomes d'hydrogène et un atome d'oxygène).

Pour avoir une idée de la taille d'un atome, il faut voir qu'un milliardième de gramme d'eau contient 30000 milliards d'atomes d'oxygène et 60000 milliards d'atomes d'hydrogène.

L'atome est lui-même un assemblage de trois sortes de particules :

- *les protons* : particules qui portent une charge d'électricité positive ;
- *les neutrons* : particules qui ne portent aucune charge électrique ; protons et neutrons ont pratiquement la même masse ;
- *les électrons* : particules de masse environ 2000 fois moindre que les protons et les neutrons ; elles portent une charge d'électricité *négative* égale, en valeur absolue, à celle du proton.

Les protons et les neutrons, serrés les uns contre les autres, constituent le *noyau* des atomes. Les électrons gravitent autour du noyau à des vitesses prodigieuses, de l'ordre de 7 millions de milliards de révolutions par seconde. Il y a autant d'électrons

* [CHE 61], [GUE 1.73].

dans un atome que de protons dans son noyau : l'atome est donc électriquement neutre.

Les atomes sont très petits mais les noyaux sont encore beaucoup plus petits. Le diamètre de l'atome est environ 10 000 fois plus grand que le diamètre de son noyau où se trouve concentrée sensiblement toute sa masse. Ainsi la densité des noyaux est-elle de plus de 100 millions de tonnes par centimètre cube. Par exemple, si l'on grossissait un atome d'hydrogène aux dimensions d'un terrain de football, le noyau pourrait être représenté par une bille en son centre ; tout l'espace qui sépare les noyaux des électrons qui gravitent autour est vide.

Remarque : Il existe d'autres particules élémentaires que le proton, le neutron et l'électron. Nous n'en parlerons pas car elles n'interviennent pas directement dans le processus de la fission du noyau. Leur étude fait l'objet d'une branche de la science moderne nommée « Physique des hautes énergies ».

Les éléments chimiques et les isotopes

Un atome est défini par le nombre de protons et le nombre de neutrons contenus dans son noyau.

Les propriétés chimiques d'un atome dépendent du nombre et de la disposition des électrons qui gravitent à sa périphérie, donc du nombre des protons contenus dans son noyau : ce nombre est appelé *nombre atomique*. Tous les atomes qui ont le même nombre atomique ont les mêmes propriétés chimiques, même s'ils n'ont pas le même nombre de neutrons. Ils appartiennent au même *élément chimique* désigné par un même symbole (exemples : H pour l'hydrogène, C pour le carbone, O pour l'oxygène, Fe pour le fer, U pour l'uranium).

Il y a 90 éléments chimiques dans la nature et 16 éléments chimiques de plus ont été créés artificiellement (par exemple, le plutonium).

Dans la *classification périodique des éléments*, les éléments sont rangés sur les lignes horizontales par nombres atomiques croissants consécutifs tandis que l'on trouve suivant les colonnes verticales les éléments ayant même disposition des couches électroniques autour du noyau. On retrouve ainsi dans la même colonne des éléments ayant des propriétés chimiques analogues (par exemple les alcalins dans la première colonne à gauche, les gaz rares dans la dernière colonne).

Les atomes qui ont le même nombre de protons et un nombre différent de neutrons sont appelés *isotopes*. Le nombre des neutrons apparaît dans le *nombre de masse* (total des neutrons et

des protons contenus dans le noyau). Les propriétés physiques des isotopes d'un même élément sont différentes, de même que leurs propriétés nucléaires.

Il existe 325 isotopes naturels (toujours présents dans les mêmes proportions dans le même élément) et près de 1 200 isotopes ont été créés artificiellement. Symboliquement, chaque isotope est représenté par le symbole de l'élément correspondant auquel sont associés le nombre de masse et le nombre atomique. Par exemple, les trois isotopes de l'hydrogène sont :

nombre de masse nombre atomique	${}^1_1\text{H}$	hydrogène léger (noyau formé d'un proton)
	${}^2_1\text{H}$	hydrogène lourd ou deutérium (noyau formé d'un proton et d'un neutron)
	${}^3_1\text{H}$	tritium (noyau formé d'un proton et de deux neutrons)

Les molécules et les états de la matière

La matière est composée de molécules, elles-mêmes formées par l'assemblage d'atomes. Chaque espèce chimique correspond à une molécule bien déterminée, dont la formule brute s'écrit en juxtaposant les symboles des atomes constituants affectés d'un indice égal au nombre de ces atomes. Par exemple :

eau	H_2O	2 atomes d'hydrogène et 1 atome d'oxygène
sucre	$\text{C}_{12}\text{H}_{22}\text{O}_{11}$	12 atomes de carbone, 22 d'hydrogène, 11 d'oxygène
acide sulfurique	H_2SO_4	2 atomes d'hydrogène, 1 de soufre, 4 d'oxygène

Les réactions chimiques consistent en un regroupement des atomes en jeu, formant des molécules différentes. Les lois essentielles des phénomènes chimiques sont la conservation, en nombre et en nature, des atomes et la conservation de l'énergie.

Le nombre des molécules (donc des espèces chimiques) possibles est énorme. On en connaît maintenant plus d'un million.

Les corps peuvent se présenter sous différents états suivant leur température, c'est-à-dire selon le degré d'agitation de leurs molécules.

TABLEAU PÉRIODIQUE DES ÉLÉMENTS

1 H 1.002 Hydrogène								
3 Li 6.940 Lithium	4 Be 9.013 Beryllium							
11 Na 22.997 Sodium	12 Mg 24.32 Magnésium							
19 K 39.098 Potassium	20 Ca 40.08 Calcium	21 Sc 44.96 Scandium	22 Ti 47.90 Titane	23 V 50.95 Vanadium	24 Cr 52.01 Chrome	25 Mn 54.93 Manganèse	26 Fe 55.85 Fer	27 Co 58.94 Cobalt
37 Rb 85.48 Rubidium	38 Sr 87.63 Strontium	39 Y 88.92 Yttrium	40 Zr 91.22 Zirconium	41 Nb 92.91 Niobium	42 Mo 95.95 Molybdène	43 Tc 99 Technétium	44 Ru 101.1 Ruthénium	45 Rh 102.91 Rhodium
55 Cs 132.91 Césium	56 Ba 137.36 Barium	57 à 71	72 Hf 178.6 Hafnium	73 Ta 180.95 Tantale	74 W 183.92 Tungstène	75 Re 186.31 Rhénium	76 Os 190.2 Osmium	77 Ir 192.2 Iridium
87 Fr 223 Francium	88 Ra 226 Radium	89 à 103						

série des
Lanthanides

57 La 138.92 Lanthane	58 Ce 140.13 Cérium	59 Pr 140.92 Praséodyme	60 Nd 144.27 Néodyme	61 Pm 145 Prométhéum	62 Sm 150.43 Samarium	63 Eu 152.0 Europium
---------------------------------------	-------------------------------------	---	--------------------------------------	--------------------------------------	---------------------------------------	--------------------------------------

série des
Actinides

89 Ac 227 Actinium	90 Th 232.05 Thorium	91 Pa 231 Protactinium	92 U 238.07 Uranium	93 Np 237 Neptunium	94 Pu 242 Plutonium	95 Am 243 Américium
------------------------------------	--------------------------------------	--	-------------------------------------	-------------------------------------	-------------------------------------	-------------------------------------

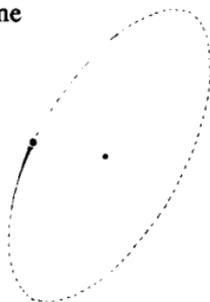
										2	He 4,003 Hélium						
										5	B 10,81 Bore						
										6	C 12,010 Carbone						
										7	N 14,008 Azote						
										8	O 16,000 Oxygène						
										9	F 19,001 Fluor						
										10	Ne 20,183 Néon						
										13	Al 26,98 Aluminium						
										14	Si 28,086 Silicium						
										15	P 30,974 Phosphore						
										16	S 32,06 Soufre						
										17	Cl 35,453 Chlore						
										18	A 39,944 Argon						
8	Ni 58,69 Nickel	29	Cu 63,54 Cuivre	30	Zn 65,38 Zinc	31	Ga 69,72 Gallium	32	Ge 72,60 Germanium	33	As 74,91 Arsenic	34	Se 78,96 Sélénium	35	Br 79,90 Brome	36	Kr 83,80 Krypton
6	Pd 106,7 Palladium	47	Ag 107,866 Argent	48	Cd 112,41 Cadmium	49	In 114,71 Indium	50	Sn 118,70 Etain	51	Sb 121,75 Antimoine	52	Te 127,60 Tellure	53	I 126,90 Iode	54	Xe 131,3 Xénon
8	Pt 195,23 Platine	79	Au 197,0 Or	80	Hg 200,61 Mercure	81	Tl 204,39 Thallium	82	Pb 207,2 Plomb	83	Bi 209,0 Bismuth	84	Po 210 Polonium	85	At 210 Astate	86	Rn 222 Radon

4	Gd 156,9 Gadolinium	65	Tb 158,93 Terbium	66	Dy 162,46 Dysprosium	67	Ho 164,94 Holmium	68	Er 167,2 Erbium	69	Tm 168,9 Thulium	70	Yb 173,04 Ytterbium	71	Lu 174,99 Lutétium
---	----------------------------------	----	--------------------------------	----	-----------------------------------	----	--------------------------------	----	------------------------------	----	-------------------------------	----	----------------------------------	----	---------------------------------

6	Cm 245 Curium	97	Bk 249 Berkélium	98	Cf 249 Californium	99	E 254 Einsteinium	100	Fm 253 Fermium	101	Mv 256 Mendélévium	102	No 253 Nobélium
---	----------------------------	----	-------------------------------	----	---------------------------------	----	--------------------------------	-----	-----------------------------	-----	---------------------------------	-----	------------------------------

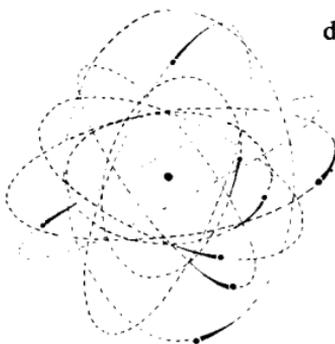
A ce tableau, doivent être ajoutées quatre cases : celle de l'élément 103, baptisé Lawrencium (Lr) et celles des éléments 104, 105 et 106, non encore nommés définitivement.

atome
d'hydrogène
léger



le plus léger: 1 proton
1 électron

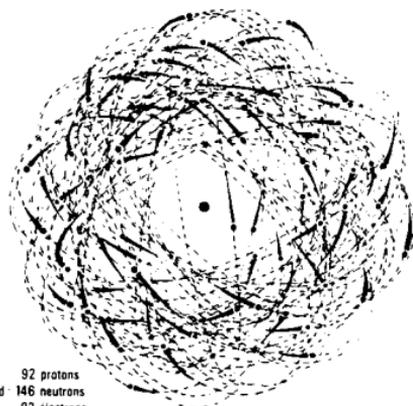
atome
d'oxygène
16



le plus abondant: 8 protons
8 neutrons
8 électrons

A basse température, les molécules animées de mouvements vibratoires de faible amplitude restent cependant liées les unes aux autres selon une disposition géométrique plus ou moins régulière : c'est l'*état solide* (exemple : la glace, les métaux à la température ordinaire, etc.). Si la température s'élève, l'amplitude des mouvements s'accroît, les molécules se mettent à glisser les unes sur les autres, le corps solide fond et parvient à l'*état liquide* (exemple : l'eau). Si la température s'élève encore, les molécules deviennent indépendantes, c'est l'*état gazeux* (exemple : vapeur d'eau, air, gaz carbonique).

atome
d'uranium
238



le plus lourd: 92 protons
146 neutrons
92 électrons

Enfin, à très haute température, les molécules se brisent et les atomes eux-mêmes, au cours de chocs très violents, perdent leurs électrons petit à petit ; on dit que les atomes sont *ionisés* : un *ion* est un atome ayant perdu — ion positif — ou gagné — ion négatif — un certain nombre d'électrons. C'est un tel mélange d'électrons et d'atomes ionisés ou de noyaux nus que l'on appelle *plasma* (exemple : l'intérieur du soleil ou le plasma réalisé dans la machine Tokamak de Fontenay-aux-Roses, au CEA). Tels sont les quatre états de la matière. Les températures de changement d'état sont évidemment différentes suivant les corps.

2. Noyaux et réactions nucléaires ; la radioactivité

Les noyaux sont formés d'un assemblage de *nucléons*, ce mot désignant les protons et les neutrons. Il est commode de considérer les noyaux comme des globules, les nucléons étant au contact les uns des autres. Des forces considérables, les *forces nucléaires*, s'exercent entre les nucléons ainsi entassés. Ces forces sont à peu près un million de fois plus grandes que les forces interatomiques ou intermoléculaires — d'origine électromagnétique — dont relèvent les phénomènes physico-chimiques. Longtemps considérés comme immuables, les noyaux peuvent se transformer : on se trouve alors devant les *transmutations*, soit spontanées (on parle alors de *radioactivité*), soit provoquées par des collisions nucléaires.

Les noyaux existant dans la nature sont en grande majorité stables. Seuls les plus lourds manifestent une instabilité spontanée (radioactivité). En dehors de ces noyaux stables, il existe, nous l'avons vu, de très nombreux isotopes qui, eux, sont en général instables car leur édifice nucléaire (protons + neutrons) n'est pas suffisamment rigide, par suite d'un manque de cohésion des forces nucléaires : ils subissent une transformation spontanée qui les fait tendre vers un état stable ; on dit qu'ils sont *radioactifs*.

La radioactivité est un phénomène purement nucléaire, totalement indépendant des électrons qui gravitent autour du noyau. C'est un phénomène spontané (qui se produit sans intervention extérieure) et imprévisible sur un plan individuel : c'est un phénomène statistique ; on ne peut déterminer des lois sur la désintégration radioactive qu'en raisonnant sur un grand

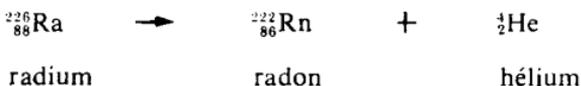
nombre de noyaux. Cette transformation du noyau pour atteindre un état stable peut prendre suivant les noyaux des chemins différents.

Les différentes formes de la radioactivité

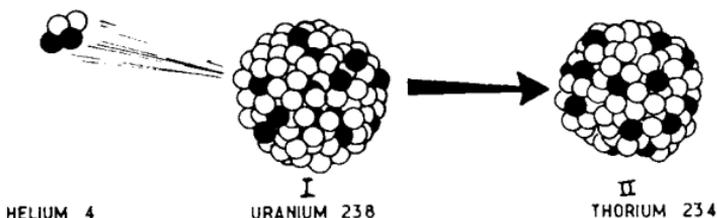
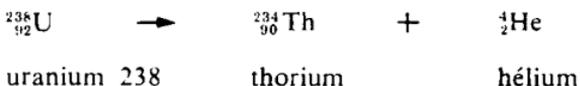
Ces formes de radioactivité, au nombre de trois, ont pour résultat de « débarrasser » le noyau instable initial d'une ou d'un groupe de particules : on donne au fragment émis le nom de *rayonnement*.

a. Rayonnement alpha (α)

La particule émise (particule α) est un petit noyau, noyau d'Hélium, formé de 2 protons et de 2 neutrons. Par exemple :

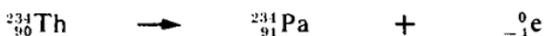


ou :

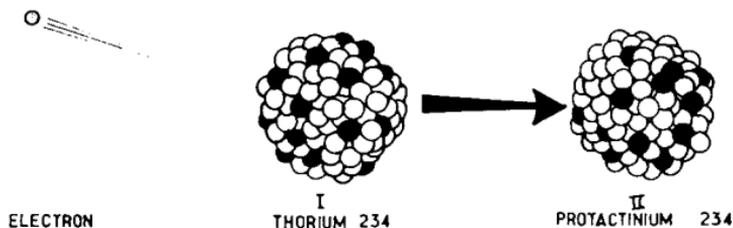


b. Rayonnement bêta (β)

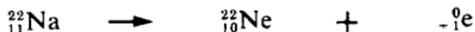
La particule émise (particule β) est un électron. Par exemple, le thorium 234, dont le noyau est trop chargé en neutrons, se transforme en protactinium 234. Un neutron se transforme en proton et le noyau éjecte un électron :



Inversement, un noyau ayant un excès de protons peut émettre un *positron* (électron positif) mais ce type de radio-

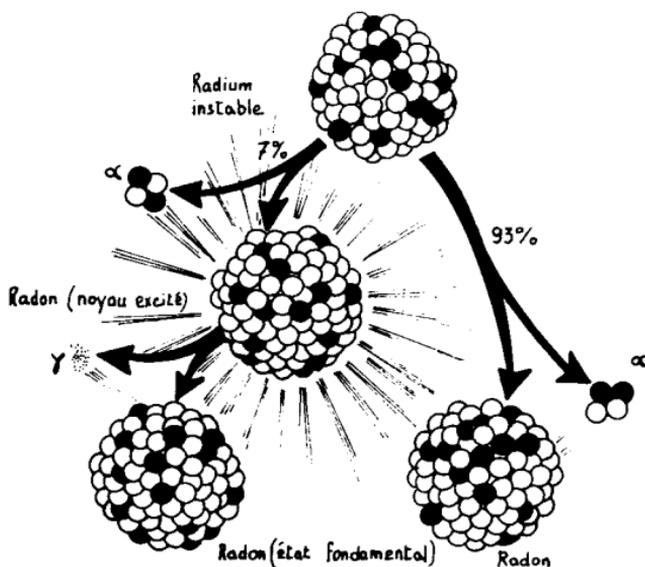


activité est moins fréquent. Par exemple, le sodium 22, dont le noyau est trop chargé en protons, se transforme en néon 22.



c. Rayonnement gamma (γ)

Il arrive qu'un noyau, produit par la désintégration α ou β d'un autre noyau, se trouve dans un *état excité*. Le nombre de nucléons qui le constitue est correct, mais il a un trop-plein d'énergie pour que leur édifice soit stable. Le noyau se libère alors de ce trop-plein afin de recouvrer son équilibre en émettant un grain d'énergie sous forme d'un *photon* ou rayonnement γ . Ce grain d'énergie, le photon, est de même nature que les grains d'énergie de la lumière ou des rayons X. Ce sont aussi des vibrations électromagnétiques. Par rapport à la lumière ou aux rayons X, les rayons γ ont des longueurs d'onde beaucoup plus courtes et une énergie beaucoup plus grande.



La radioactivité artificielle

Lorsque la radioactivité provient de corps existant dans la nature, elle est dite *radioactivité naturelle*.

Mais de nombreux éléments radioactifs peuvent être créés. On peut les obtenir en bombardant des éléments naturels par des particules provenant d'un réacteur ou émises par des sources radioactives ; ils apparaissent en grande quantité comme produits de fission dans les réacteurs. La radioactivité qu'ils engendrent est dite *radioactivité artificielle*. Il n'y a pas de différence de nature entre ces deux types de radioactivité.

Les lois de la désintégration radioactive

Quel que soit le mode de désintégration, la radioactivité obéit à la loi suivante : « Le nombre de désintégrations par seconde est proportionnel au nombre d'atomes radioactifs présents. »

La constante de proportionnalité entre ceux qui sont présents et ceux qui disparaissent est la *constante radioactive*.

On définit également la *demi-vie*, improprement mais couramment appelée *période radioactive*, qui est le temps au bout duquel le nombre d'atomes radioactifs restant est égal à la moitié du nombre initial. Les demi-vies connues s'étagent entre les milliards d'années et les milliardièmes de seconde. Seuls existent dans la nature les éléments radioactifs à période très longue, de l'ordre de l'âge de l'univers, et les noyaux beaucoup plus instables constamment reformés à partir des précédents : le radium appartient à cette seconde catégorie, sa demi-vie n'est en effet que de 1600 ans.

L'*activité* d'un corps radioactif à un instant donné est le nombre de désintégrations par seconde à cet instant. L'activité est mesurée en *curie* * : 1 curie est l'activité correspondant à 37 milliards de désintégrations par seconde, quelle que soit la nature du rayonnement émis (c'est par exemple l'activité de 1 gramme de radium 226).

La *fission* du noyau est une désintégration particulière par laquelle un noyau se scinde essentiellement en deux autres, de masse voisine de la moitié de celle du noyau primitif.

* Remplacé, lors de la quinzième Conférence générale des Poids et Mesures (2 juin 1975), par le *becquerel* (Bq), correspondant à une désintégration par seconde

3. La fission du noyau et l'énergie nucléaire

La fission spontanée est possible mais elle est très rare pour les noyaux existant dans la nature (uranium 238) ; elle est au contraire très importante pour les noyaux lourds obtenus artificiellement. Par contre, on peut obtenir assez aisément la fission des noyaux d'éléments naturels ou artificiels en les bombardant avec des neutrons. Ces *isotopes fissiles* sont des *noyaux lourds* : isotopes de l'uranium et du thorium pour les éléments naturels, divers isotopes et en particulier ceux du plutonium pour les éléments artificiels.

La fission du noyau se produit lorsque l'absorption d'un neutron par un noyau lourd crée un nouveau noyau dont l'édifice protons-neutrons est très instable : ce nouveau noyau se scinde en deux noyaux dont l'ordre de grandeur des masses est la moitié de la masse initiale.

La libération de l'énergie nucléaire

Nous avons vu que les nucléons qui constituent le noyau étaient soudés entre eux par des forces extrêmement puissantes, les forces nucléaires, qui empêchent en particulier l'action des forces de répulsion des protons entre eux (les protons sont chargés d'électricité positive et donc se repoussent mutuellement). Il existe donc, entre tous les nucléons, une *énergie de liaison* qui assure la cohésion du noyau : c'est l'énergie qu'il faudrait fournir au noyau pour séparer les particules qui le composent. Cette énergie est équivalente à un *défaut de masse* que l'on constate effectivement expérimentalement : la masse d'un noyau est toujours inférieure à celle que totaliseraient ses constituants s'ils étaient libres.

Le défaut de masse (ou l'énergie de liaison qui lui est proportionnelle) n'est pas le même pour tous les noyaux : il est relativement faible pour les noyaux légers comme l'hydrogène, il est maximum pour les noyaux de masse moyenne comme le fer, il est à nouveau plus faible pour les noyaux lourds comme l'uranium.

Par conséquent, lorsqu'un noyau lourd se scinde en deux noyaux « moyens » par suite d'une fission, on passe d'un noyau « moyennement » lié à deux noyaux « fortement » liés. Il y a donc, par suite de cette transformation, libération d'une

certaine quantité d'énergie, puisqu'il faudrait fournir plus d'énergie pour dissocier ces deux nouveaux noyaux que pour dissocier le noyau lourd initial.

La première caractéristique de la fission nucléaire est qu'elle s'accompagne d'une libération d'énergie : l'énergie nucléaire. Cette énergie se manifeste essentiellement comme énergie cinétique des deux fragments de la fission (qui est, au niveau du noyau, une énorme explosion).

Les fragments de fission sont toujours radioactifs et leur émission s'accompagne de l'émission de 2 ou 3 neutrons, ainsi que de rayonnements γ et β , donc également d'une certaine énergie.

Importance de l'énergie nucléaire

L'importance de l'énergie nucléaire est donnée par les chiffres suivants : la quantité d'énergie libérée par la fission de tous les noyaux d'un gramme d'uranium 235 est égale à 82 milliards de joules. (Le joule est l'unité d'énergie la plus usuelle. Sa valeur correspond grossièrement à l'énergie qu'il faut pour soulever un poids de 1 kg d'une hauteur de 10 cm.) Cette énergie est égale à celle qui serait libérée par la combustion complète de 2,5 tonnes de carbone.

La fusion

De la même façon qu'en scindant un noyau lourd en deux noyaux moyens on libère de l'énergie par suite de la différence des énergies de liaison, on peut obtenir une libération d'énergie nucléaire par l'agglomération ou *fusion* de noyaux très légers pour former un noyau plus lourd. Le deutérium ou le tritium, par exemple, sont des noyaux légers qui peuvent s'agglomérer pour donner naissance à un noyau plus lourd. Cette réaction s'accompagne d'un dégagement d'énergie dû à la perte de masse.

Le phénomène de fusion ne peut se réaliser que dans des conditions de température extrêmement élevée, de l'ordre de 100 millions de degrés. Il faut en effet une grande agitation thermique pour rapprocher des noyaux porteurs de charge électrique de même signe.

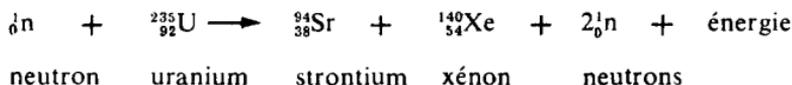
La fusion se produit naturellement dans le soleil et les étoiles, artificiellement dans l'explosion de la bombe à hydrogène où la température initiale est apportée par l'explosion d'une bombe à fission.

On étudie en laboratoire les conditions qui permettent de réaliser la fusion contrôlée des noyaux légers, de manière à récupérer l'énergie produite.

Nous n'aborderons plus ici le problème de la fusion.

4. Réaction en chaîne et masse critique

Comme nous l'avons vu, la fission est la rupture d'un noyau lourd (noyau d'uranium 235 par exemple) qui, sous l'impact d'un neutron, se scinde en deux noyaux plus petits : un noyau de strontium et un noyau de xénon par exemple, noyaux instables qui donneront ensuite naissance à d'autres *produits de fission*. La fission s'accompagne d'un dégagement d'énergie dû à la perte de masse. Simultanément se produit la libération de deux ou trois neutrons. Par exemple :



Les neutrons ainsi libérés peuvent provoquer à leur tour la fission d'autres noyaux et la libération d'autres neutrons, et ainsi de suite. C'est ce que l'on appelle la *réaction en chaîne*.

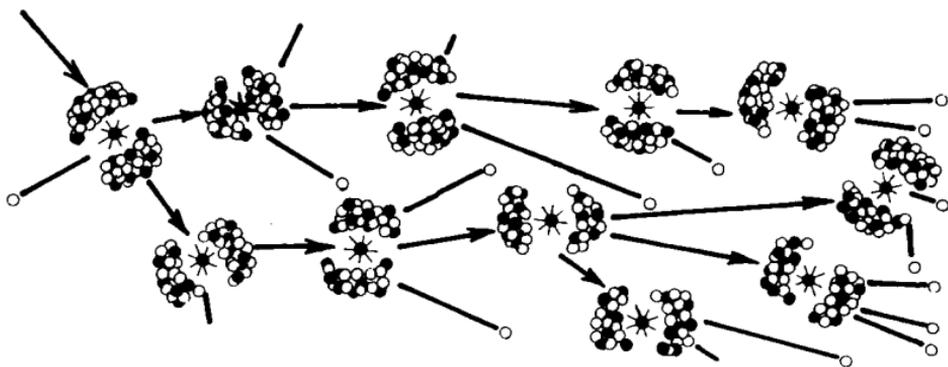
Mais tous les noyaux d'uranium ne sont pas cassés par les neutrons avec la même facilité. Il existe dans la nature trois isotopes de l'uranium (234, 235 et 238) qui contiennent tous 92 protons mais, respectivement, 142, 143 et 146 neutrons. Dans l'uranium ordinaire, ou *uranium naturel*, ces trois isotopes sont mélangés en proportions invariables : 0,0058 % d'U 234, 0,71 % d'U 235 et 99,28 % d'U 238. Or, les noyaux 235 sont de loin les plus susceptibles d'être brisés par fission. Si l'on considère une masse donnée d'uranium, les neutrons peuvent donner lieu à des fissions mais ils peuvent aussi être absorbés dans l'uranium, surtout le 238, ou s'évader sans produire de fission.

Pour que la réaction en chaîne s'établisse, il faut donc rassembler en un même volume une masse suffisante de matériau contenant des noyaux fissiles, appelée *masse critique*, pour que, parmi tous les neutrons produits par fission à un instant donné et qui se répartissent en neutrons productifs (qui vont donner de nouvelles fissions) et improductifs (qui sont absorbés ou sortent du volume), le nombre des neutrons productifs soit

au moins égal au nombre de fissions qui leur a donné naissance.

La *bombe atomique* est constituée par une masse critique où la réaction en chaîne se propage si rapidement qu'elle conduit à une réaction explosive dégageant une énergie considérable. La *pile atomique* (ou *réacteur nucléaire*) est constituée par une masse critique où la réaction en chaîne est *contrôlée* de façon à obtenir un dégagement d'énergie continu et prédéterminé. Dans une masse critique, la libération de l'énergie de fission se manifeste par un dégagement de chaleur. En effet, la mini-explosion que constitue chaque fission projette chaque fragment de fission avec une très grande vitesse, donc une grande *énergie cinétique*. Cette énergie cinétique se perd par de multiples chocs sur les atomes environnants, suscitant ainsi une agitation moyenne plus élevée de l'ensemble de ces atomes : c'est cette agitation moyenne accrue qui se traduit globalement par une élévation de température de la masse critique et un dégagement de chaleur.

LA RÉACTION EN CHAÎNE



Si la réaction en chaîne n'est pas *entretenu*e, mais que le nombre de neutrons augmente au cours du temps, on dit qu'elle est *divergente*. C'est ce qui se produit dans une bombe atomique où l'augmentation du nombre de fissions est si rapide que l'on aboutit à une explosion de toute la matière fissile.

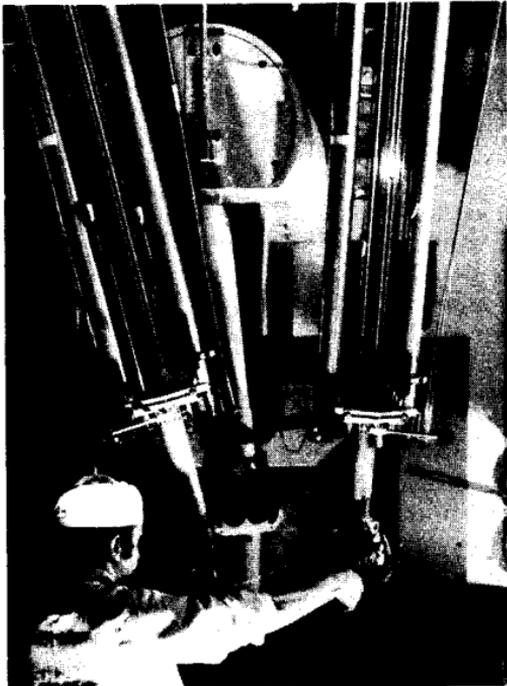
5. Neutrons rapides et neutrons lents ; matières fissiles et matières fertiles

On distingue un peu artificiellement les neutrons rapides et les neutrons lents. Les premiers, issus directement de la fission, sont animés de vitesses de l'ordre de 20 000 km/s. A ces vitesses, les neutrons sont difficilement capturés par les noyaux fissiles et ne permettent d'entretenir une réaction en chaîne que dans des milieux fortement enrichis en uranium 235 ou plutonium 239. C'est le cas du cœur des réacteurs de la filière à *neutrons rapides*.

Si les neutrons se propagent dans un milieu où ils subissent des chocs contre les noyaux sans être capturés, ils sont ralentis et atteignent finalement, pour un milieu à la température ordinaire, une vitesse de l'ordre de 2000 m/s. Ce sont ces neutrons lents, très efficaces dans la fission de l'uranium 235, mais aisément capturés aussi par le 238, qui entretiennent la réaction en chaîne dans les réacteurs à *neutrons thermiques*. Pour ralentir efficacement les neutrons, on utilise des noyaux légers. Le graphite très pur et l'eau lourde sont des ralentisseurs (ou *modérateurs*) courants. L'eau ordinaire peut servir mais à condition d'employer de l'uranium enrichi en 235, car l'hydrogène capture assez aisément les neutrons.

La capture des neutrons par l'uranium 238, phénomène gênant puisqu'il augmente dans des proportions énormes la masse critique minimale, peut devenir extrêmement précieuse. En effet, les noyaux qui capturent un neutron deviennent radioactifs. Après deux transformations β successives, l'uranium 239 (238 plus un neutron capturé) se trouve transformé en *plutonium 239* (${}_{94}^{239}\text{Pu}$). Or le plutonium 239 est un corps fissile : il se prête, comme l'uranium 235, à la réalisation d'explosions ou à un emploi dans les centrales nucléaires.

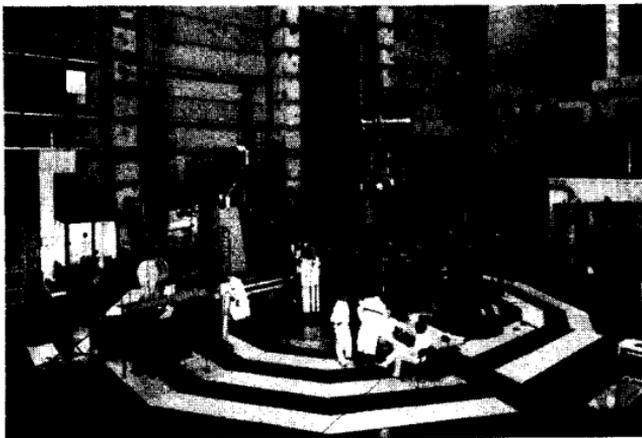
Les isotopes qui, tels l'uranium 238, créent de nouvelles matières fissiles par absorption de neutrons, sont appelés isotopes *fertiles*. On trouvera donc dans un réacteur nucléaire un mélange de matières fissiles et de matières fertiles permettant d'une part d'entretenir la réaction en chaîne, d'autre part de produire de nouvelles matières combustibles.



a. Télémanipulateurs
à la centrale du Bugey.



b. Le réacteur expérimental
Osiris, à Saclay.



c. Le hall de la centrale à neutrons rapides
Phénix, à Marcoule.

2. Les centrales nucléaires

1. Le principe d'une centrale nucléaire

Dans une centrale nucléaire, comme dans une centrale thermique « classique » au charbon ou au fuel, on transforme l'énergie libérée par un *combustible* sous forme de chaleur (énergie thermique produite par la fission) en énergie mécanique puis électrique : la chaleur produite sert à vaporiser de l'eau ; la vapeur est ensuite détendue dans une *turbine* qui entraîne un *alternateur* produisant de l'énergie électrique.

Mais, dans une centrale thermique classique, la chaleur provient de la combustion dans la chaudière, avec l'oxygène de l'air, d'un combustible fossile (charbon, fuel-oil, gaz, lignite, etc.) alors que, dans une centrale nucléaire, la chaleur provient de la fission des noyaux d'uranium dans le *réacteur nucléaire*. Cette chaleur produite dans le réacteur est prélevée par le passage, autour du combustible, d'un fluide appelé *fluide caloporteur*.

La vapeur qui alimente la turbine peut être produite soit directement dans le réacteur, soit par l'intermédiaire d'un *échangeur*. Cette vapeur, après détente dans la turbine, passe dans un *condenseur* où elle est refroidie au contact de tubes dans lesquels passe l'eau prélevée dans la rivière (ou dans la mer) auprès de laquelle doit être construit le réacteur ; le circuit eau-vapeur est ainsi un circuit fermé.

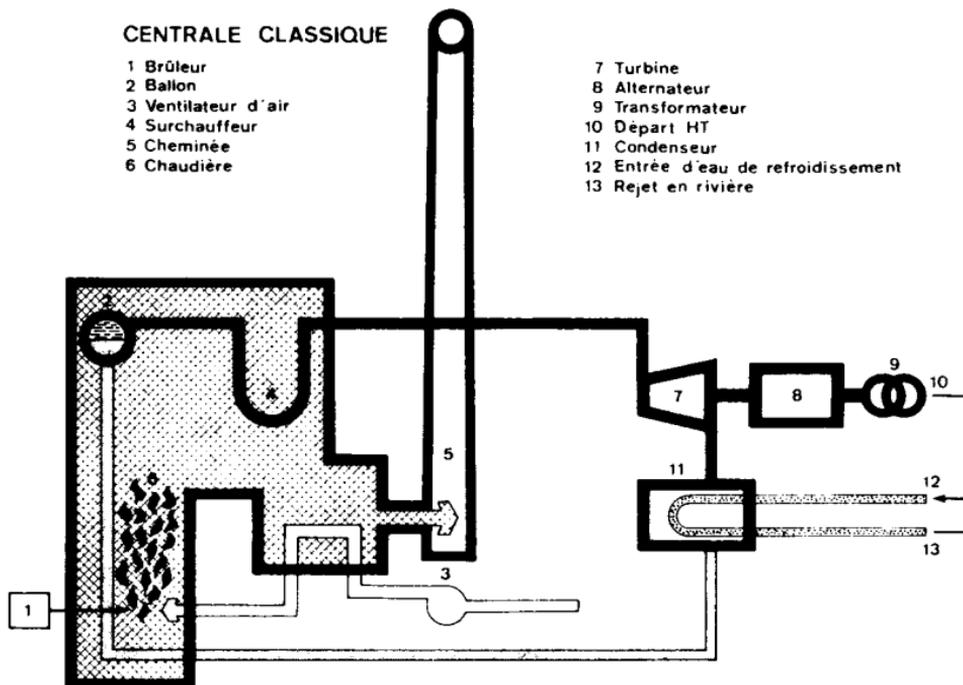
Les unités de puissance et d'énergie

- L'énergie fournie par une machine quelconque est exprimée dans le système MKSA (mètre, kilogramme, seconde, ampère) en *joules* (J).

CENTRALE CLASSIQUE

- 1 Brûleur
- 2 Ballon
- 3 Ventilateur d'air
- 4 Surchauffeur
- 5 Cheminée
- 6 Chaudière

- 7 Turbine
- 8 Alternateur
- 9 Transformateur
- 10 Départ HT
- 11 Condenseur
- 12 Entrée d'eau de refroidissement
- 13 Rejet en rivière



- La puissance est égale à l'énergie qu'est capable de fournir une machine dans l'unité de temps. Dans le système MKSA, l'unité de puissance est le watt (W). Une machine qui fournit une énergie de 1 joule par seconde a une puissance de 1 watt.

Autre unité courante : le cheval vapeur (ch) ; 1 ch = 736 W.

- La puissance d'une centrale électrogène s'exprime en millions de watts (MW = mégawatts). On distingue la puissance « thermique », traduisant l'énergie produite sous forme de chaleur par la combustion du charbon, ou du fuel, ou la fission de l'uranium, exprimée en MWth (mégawatts « thermiques ») et la puissance électrique, exprimée en MWe (mégawatts « électriques »), qui est la puissance disponible à la sortie de l'alternateur. La puissance thermique est évidemment supérieure à la puissance électrique : le rapport de celle-ci à la première est le rendement de la centrale. Il varie entre 0,3 et 0,5 pour les centrales nucléaires.

- L'énergie fournie au réseau par une centrale ne s'exprime pas en joules mais en kilowattheures (kWh). 1 kWh est

l'énergie fournie en 1 heure par une machine d'une puissance de 1 kW (1000 W). Or, l'énergie fournie en 1 seconde par une machine d'une puissance de 1 watt est égale à 1 joule. Il y a donc dans 1 kWh : 1000 joules \times 3600 (secondes dans 1 heure), soit :

$$1 \text{ kWh} = 3,6 \text{ millions de joules} = 3,6 \times 10^6 \text{ J}$$

A titre d'exemple, prenons une centrale nucléaire ayant une puissance de 1 000 MWe — et ceci sans interruption pendant 1 an — et calculons l'énergie qu'elle fournit au réseau. Sa puissance, 1000 MWe, est égale à 1 000 000 kW, donc en 1 heure elle fournit une énergie de 1 000 000 kWh. En 1 an elle fournit une énergie de :

$$1\,000\,000 \times 24 \times 365 = 8,76 \text{ milliards de kWh} (8,76 \cdot 10^9 \text{ kWh})$$

Etant donné l'importance des chiffres, on utilise des unités dérivées :

MWh = Méga Watt heure = 10^3 kWh = mille kWh

GWh = Giga Watt heure = 10^6 kWh = 1 million de kWh

TWh = Tera Watt heure = 10^9 kWh = 1 milliard de kWh

Ainsi, une centrale de 1000 MWe fonctionnant à pleine puissance pendant 1 an fournirait 8,76 TWh. En réalité, l'énergie fournie est plus faible car la centrale a des arrêts (rechargement du combustible ou incidents de fonctionnement) et ne marche pas toujours à pleine puissance.

Pour se fixer les idées, nous voyons que 10 centrales de 1000 MWe qui fonctionneraient à pleine puissance pendant toute une année produiraient environ 87 TWh, soit la production d'électricité d'origine thermique d'Électricité de France en 1972. Le facteur de charge, c'est-à-dire le rapport de l'énergie effectivement fournie à l'énergie maximum (puissance nominale assurée pendant 1 an) est une donnée essentielle du fonctionnement d'une centrale.

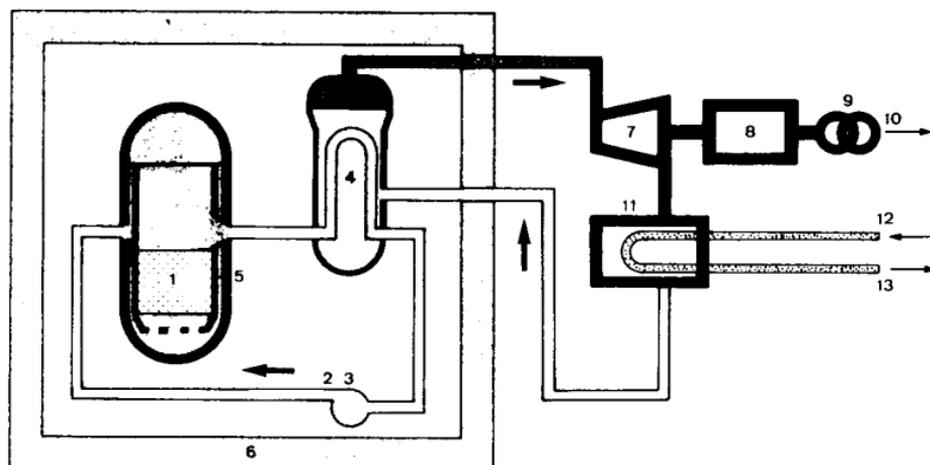
Le réacteur

Ainsi c'est en récupérant, sous forme de chaleur, l'énergie libérée par la réaction de fission dans un réacteur que l'on produit de l'électricité à partir de l'énergie nucléaire. Faire fonctionner un réacteur, c'est y établir une réaction de fission en chaîne et la contrôler de façon à l'entretenir à un niveau sensiblement constant. Dans un milieu contenant de la matière fissile, les neutrons peuvent, soit provoquer de nouvelles fis-

CENTRALE NUCLEAIRE

- 1 Cœur du réacteur
- 2 Fluide caloporteur
- 3 Pompe
- 4 Echangeur
- 5 Cuve
- 6 Enceinte de protection

- 7 Turbine
- 8 Alternateur
- 9 Transformateur
- 10 Départ HT
- 11 Condenseur
- 12 Entrée d'eau de refroidissement
- 13 Rejet en rivière



sions, soit être capturés par des noyaux non fissiles, ou encore s'échapper du milieu. Il s'agit donc d'équilibrer ces trois possibilités pour que le nombre de fissions reste constant d'une génération à l'autre, c'est-à-dire que le système reste critique et que l'énergie récupérée reste constante en fonction du temps. Dans l'uranium, 1000 fissions donnent naissance à environ 2500 neutrons : il faut que 1000 d'entre eux produisent 1000 fissions nouvelles et que 1500 soient capturés dans d'autres matériaux ou fuient du réacteur. Matériaux et taille du réacteur sont calculés pour maintenir cet équilibre.

Le réacteur comporte :

a. Une partie active, siège de la réaction en chaîne, ou cœur du réacteur, comprenant :

- le « combustible » (matériau gainé contenant les noyaux fissiles), qui est soit assemblé de façon compacte (réacteurs à neutrons rapides), soit dispersé dans un modérateur (réacteurs à neutrons thermiques) ;

- le « fluide caloporteur », qui circule dans le cœur, refroidit le combustible et récupère la chaleur créée par la libération de l'énergie de fission ;
- le dispositif de commande destiné à « piloter » la réaction en chaîne et qui peut agir comme dispositif de sécurité.

b. Une *enceinte* ou confinement primaire assurant l'étanchéité vis-à-vis de l'extérieur, et résistant à la pression lorsque le fluide caloporteur est sous pression. L'enceinte peut être complétée par une *protection* biologique contre les rayonnements (ou assurer elle-même cette protection).

c. Une *enveloppe* résistant à la pression dans laquelle le cœur est installé (pression du fluide caloporteur) : cuve en acier ou caisson en béton précontraint.

Le combustible

1. COMPOSITION

Les combustibles utilisés dans les réacteurs sont à base de matière fissile, uranium 235 et plutonium. L'uranium naturel contient 2 isotopes : 99,3 % d'uranium 238 et 0,7 % d'uranium 235, et est employé dans certains types de réacteurs (nous avons vu que les noyaux 235 sont fissiles et que les noyaux 238 sont fertiles, c'est-à-dire que, par capture des neutrons, ils produisent du plutonium 239 qui, lui, est fissile).

L'uranium est également utilisé sous forme d'*uranium enrichi*, obtenu à partir de l'uranium naturel en augmentant la proportion de l'isotope fissile. L'enrichissement est en fait une « séparation isotopique » : partant de 1000 kg d'uranium naturel à 0,7 % d'uranium 235, on récupère par exemple, d'un côté 900 kg d'uranium à 0,4 % d'uranium 235 et de l'autre 100 kg d'uranium à 3,4 % d'uranium 235 (voir chapitre 3).

L'uranium peut être utilisé sous trois formes physico-chimiques différentes, le métal, l'oxyde, le carbure, le choix se faisant en fonction de différentes propriétés : tenue à la température, résistance aux radiations, conduction de la chaleur, etc. Dans certains types de réacteur, le matériau fertile uranium 238 est remplacé par du thorium 232, lui aussi fertile (il donne U 233, fissile) : le combustible est alors à base de thorium et d'uranium très enrichi (très forte proportion en uranium 235).

Pour retenir les produits de fission qui se forment dans le combustible, il est indispensable d'entourer celui-ci d'une

gaine étanche qui le protège également de la corrosion et de l'érosion par le fluide caloporteur et constitue quelquefois un support mécanique.

2. PERFORMANCES

Outre sa composition, un combustible est caractérisé, en fonction du type de réacteur, par ses « performances ». Celles-ci sont :

- *La puissance spécifique*, c'est-à-dire la puissance thermique dégagée par une quantité donnée de combustible (1 kg par exemple).

- *Le taux de combustion* ou combustion massique (quelquefois, improprement, taux d'irradiation) traduit l'usure du combustible. On peut l'exprimer en pourcentage de la matière fissile initiale ayant disparu ; mais ceci ne rend pas compte des fissions produites dans la matière fissile fabriquée dans la pile (^{239}Pu ou ^{233}U). On préfère exprimer ce taux d'utilisation en quantité d'énergie produite par unité de poids du combustible : l'unité choisie est le MWj/t (Méga Watt jour par tonne. Méga = million), c'est-à-dire une puissance multipliée par une durée, ce qui donne bien une énergie, pour une quantité donnée de combustible, la tonne. Un MW. jour est l'énergie correspondant à $2,7 \cdot 10^{21}$ fissions, soit la fission totale d'un gramme d'uranium 235. Le taux de combustion varie considérablement avec le type de réacteur et surtout le type de combustible : plus un combustible est enrichi en uranium 235, plus le nombre de fissions susceptibles de se produire dans une quantité donnée est grand et donc plus son taux de combustion est élevé.

Cette description du taux de combustion correspond au cas des réacteurs à neutrons thermiques. Elle est analogue pour les réacteurs à neutrons rapides, où la matière fissile initiale est du plutonium ; les taux de combustion y sont plus élevés.

3. ÉVOLUTION

Un élément essentiel de cette description de la nature et des propriétés du combustible nucléaire est sa transformation ou son évolution au cours de son irradiation. Deux phénomènes essentiels sont à retenir :

- La capture des neutrons par des noyaux fertiles donne naissance à de nouveaux noyaux *fissiles* : ainsi l'uranium 238 donne naissance au plutonium 239 et le thorium 232 donne

naissance à l'uranium 233. Le plutonium 239, capturant à son tour des neutrons, produit du plutonium 240 (fertile), puis 241 (fissile) et 242 ; à la fin du séjour du combustible initialement à uranium, on trouve dans le combustible « irradié » sorti du réacteur des quantités variables de plutonium avec des proportions différentes en divers isotopes (plus le combustible séjournera longtemps dans le réacteur, plus la proportion des isotopes « supérieurs » 240, 241, 242 sera grande). C'est d'ailleurs la production du plutonium 239 qui permet de prolonger considérablement la présence des éléments combustibles dans le réacteur. En effet la disparition de l'uranium 235 par la fission est compensée par l'apparition de ce nouvel isotope qui, à son tour, contribue à ce que la masse du réacteur reste critique. Ce n'est qu'au bout d'un temps assez long (1 à 3 ans) que le combustible est trop « brûlé » pour assurer cette criticité et que l'on doit le remplacer. On appelle *coefficient de conversion* le rapport du nombre de noyaux d'isotope fissile formés (^{239}Pu) au nombre de noyaux d'isotopes fissiles détruits (^{235}U , ^{239}Pu , etc.). En général ce rapport est inférieur à 1. Un réacteur sera appelé *surrégénérateur* si ce rapport est supérieur à 1.

- La fission des noyaux fissiles donne naissance à des « produits de fission » qui renferment de nombreux éléments allant du zinc aux terres rares, mais sous la forme inhabituelle d'isotopes radioactifs, dont beaucoup étaient jusqu'alors inconnus et qui sont produits en quantités importantes. Certains produits de fission jouent un rôle particulier dans les réacteurs, tels le xénon 135 ou le samarium 149 qui capturent très facilement les neutrons.

Les radiations des produits de fission présentent des dangers très sérieux sur lesquels nous reviendrons. En effet, chaque fission forme deux noyaux qui ne deviennent stables qu'après une ou plusieurs transformations radioactives successives. Chaque fission entraîne donc près de 10 corps radioactifs. Une puissance de 1 W (thermique) correspond alors, en régime, à une radioactivité de produits de fission équivalant à celle d'environ 10 g de radium, soit pour le réacteur d'une centrale moderne (3000 MWth) à l'équivalent de milliers de tonnes de radium.

Ces faits entraînent des conséquences importantes sur la conception du réacteur : protection, enceinte étanche, complexité des manutentions.

4. MANUTENTION

Un dernier aspect lié au combustible est celui des machines de manutention qui doivent assurer tous les mouvements nécessaires pour le chargement, le déchargement et tous les déplacements des éléments de combustible. Ceux-ci étant intensément radioactifs dès qu'ils ont été quelque peu utilisés (dizaines de millions de curies par kg de ^{235}U), les machines doivent être télécommandées. Elles ont à placer les éléments usagés (ou endommagés) dans les récipients qui en permettront le transport, récipients très lourds et de construction complexe.

Le modérateur

Dans un réacteur dont le combustible est de l'uranium naturel ou faiblement enrichi (moins de 10 % d'uranium 235), il est nécessaire de ralentir les neutrons émis à très grande vitesse lors de chaque fission. De neutrons rapides ils deviennent neutrons lents ou *neutrons thermiques*.

Pour ralentir les neutrons, on utilise un modérateur. Les neutrons seront d'autant mieux ralentis qu'ils heurteront des noyaux plus légers, donc plus proches de leur propre masse. Le modérateur est donc constitué de noyaux aussi légers que possible. Encore faut-il que ces noyaux ne capturent pas les neutrons ou du moins très peu. Enfin, il faut que le modérateur se présente sous une forme assez dense (grand nombre de noyaux par cm^3) pour que les neutrons aient les plus grandes chances de rencontrer les noyaux : le modérateur doit être sous forme solide ou liquide, le gaz étant exclu.

La recherche de ces trois critères — noyaux légers, noyaux très peu capturants, noyaux sous forme dense —, renforcés par des conditions de tenue sous rayonnement, permet d'aboutir aux trois modérateurs classiques des réacteurs à neutrons thermiques : le *graphite*, l'*eau lourde* et l'*eau ordinaire*. En effet :

- le *carbone*, malgré sa masse élevée, constitue un bon modérateur sous la forme solide du *graphite* ;
- l'*hydrogène lourd*, ou deutérium (voir chapitre 1) est un noyau très léger et très peu capteur de neutrons. Associé à l'oxygène, peu capteur de neutrons, il constitue l'*eau lourde* (formule D_2O) qui constitue le meilleur modérateur ;
- l'*hydrogène léger* est le meilleur ralentisseur (masse du noyau

égale à celle du neutron) mais très capteur de neutrons (600 fois plus que l'hydrogène lourd). Allié à l'oxygène, il constitue l'eau ordinaire qu'on appelle aussi souvent l'eau légère, et dont la commodité d'utilisation est évidente.

Mais, alors que des réacteurs modérés au graphite ou à l'eau lourde peuvent fonctionner avec de l'uranium naturel, les réacteurs modérés à l'eau ordinaire exigent de l'uranium enrichi pour compenser la perte de neutrons par capture dans le modérateur : les réacteurs modérés à l'eau ordinaire utilisent généralement de l'uranium enrichi à 3 % environ.

Les deux constituants de base des réacteurs à neutrons thermiques sont ainsi le combustible (uranium) et le modérateur (graphite, eau lourde, eau légère). Le combustible est disposé le plus souvent sous forme de barreaux au milieu du modérateur de façon que les neutrons rapides sortant d'un barreau aient les plus grandes chances de subir une série de chocs dans le modérateur et donc d'être ralentis avant de pénétrer à nouveau dans un barreau d'uranium. Le graphite par exemple est assemblé, « empilé » sous forme de briques évitées de façon à laisser apparaître des « canaux » dans lesquels on introduit le combustible (ce sont ces empilements qui ont valu aux premiers réacteurs le nom de « piles » qu'on leur donne encore souvent). Lorsque le modérateur est liquide, il suffit que les barreaux de combustible soient disposés dans une cuve remplie par le modérateur.

Le fluide caloporteur et le caisson

La chaleur libérée au sein du combustible par la fission nucléaire et qui sert à produire la vapeur, est évacuée hors du cœur du réacteur par un fluide, gaz ou liquide, mis en mouvement par une soufflante ou une pompe. Ce fluide caloporteur doit :

- être suffisamment stable chimiquement en présence des réactions nucléaires,
- capturer le moins possible les neutrons,
- avoir une capacité et une conductivité calorifiques élevées,
- ne corroder ni la gaine du combustible, ni les autres constituants du réacteur.

a. Cœur à neutrons thermiques

Le modérateur étant choisi, le caloporteur bien souvent s'impose. Liquide ou gazeux, ce caloporteur doit presque tou-

jours circuler sous pression, des pressions qui peuvent aller de 30 kg/cm² à 150 kg/cm², ce qui a pour conséquence que l'enceinte, qui contient le cœur du réacteur et qui a souvent de grandes dimensions, doit supporter cette pression, de même que l'échangeur de chaleur et les tuyauteries qui relie le réacteur et l'échangeur.

Dans les réacteurs à graphite, le caloporteur est gazeux : la recherche d'un gaz qui ne réagisse pas — ou très peu — chimiquement avec le graphite conduit à l'emploi du gaz *carbonique*, si la température n'est pas trop élevée, ou de l'*hélium*, à haute température (plus de 700° centigrades). Les pressions sont de l'ordre de 30 kg/cm². Le caisson est, soit en acier, soit plus généralement en béton précontraint.

Dans les réacteurs à eau ordinaire, l'eau sert à la fois de modérateur et de caloporteur : elle est portée à des températures de 300 à 320°C, sous des pressions atteignant 150 kg/cm². Les caissons sont d'épaisses cuves en acier.

Dans les réacteurs à eau lourde, les fonctions modérateur et caloporteur sont séparées ; la cuve contenant l'eau lourde est traversée par des tubes où sont placés les éléments combustibles et dans lesquels on fait passer le caloporteur : gaz carbonique, eau lourde ou eau ordinaire. Les tubes, dits « tubes de force », tiennent la pression du fluide de refroidissement.

b. Cœur à neutrons rapides

Le fluide adapté dans ce cas doit d'une part assurer le refroidissement du cœur à forte densité de puissance et ne pas ralentir les neutrons. C'est le sodium liquide qui est le plus utilisé : la circulation dans le cœur autour du combustible est assurée par des pompes et se fait pratiquement sans pression. L'enceinte de confinement porte dans ce cas le nom de « cuve primaire ».

Le dispositif de réglage et de sécurité

Ce dispositif sert à maintenir la réaction en chaîne à un niveau déterminé et à l'arrêter si une situation anormale est détectée. Il est composé de *barres* formées de matériaux capturant fortement les neutrons (bore, cadmium). A l'arrêt du réacteur, ces barres sont enfoncées dans le cœur.

Schématiquement, on peut distinguer deux types de barres : les barres de réglage et les barres de sécurité. Le réglage normal de la réaction en chaîne est obtenu en enfonçant plus ou moins

les barres de réglage dans le cœur du réacteur. Les barres de sécurité sont destinées à arrêter la réaction nucléaire en cas d'incident ; elles sont disposées de manière à pénétrer dans le cœur en un temps extrêmement court. Dans certains cas, il est également prévu l'introduction de dispositifs supplémentaires de secours pour stopper la réaction en chaîne (injection de bore, etc.). Un autre dispositif important pour le contrôle d'un réacteur est l'installation de détection de *rupture de gaines*. En effet, les éléments combustibles sont enfermés dans des gaines métalliques pour éviter que les produits de fission radioactifs se répandent dans le circuit de refroidissement. Ces gaines étant susceptibles de se fissurer sous l'action de la chaleur et des radiations, il est nécessaire de prélever en permanence des échantillons de fluide caloporteur et de les analyser.

2. Les grandes filières de réacteurs

A l'heure actuelle, parmi les projets très variés qui ont été étudiés ou réalisés pendant les quelque trente années de l'ère atomique, 5 grandes familles de réacteurs, 5 *filières*, ont atteint le stade de la réalisation industrielle :

- la filière « uranium naturel - graphite - gaz » et ses dérivés,
- la filière « eau ordinaire »,
- la filière « eau lourde »,
- la filière « HTR » ou « haute température »,
- la filière « neutrons rapides ».

La filière « uranium naturel-graphite gaz » (UNGG)

1. GÉNÉRALITÉS

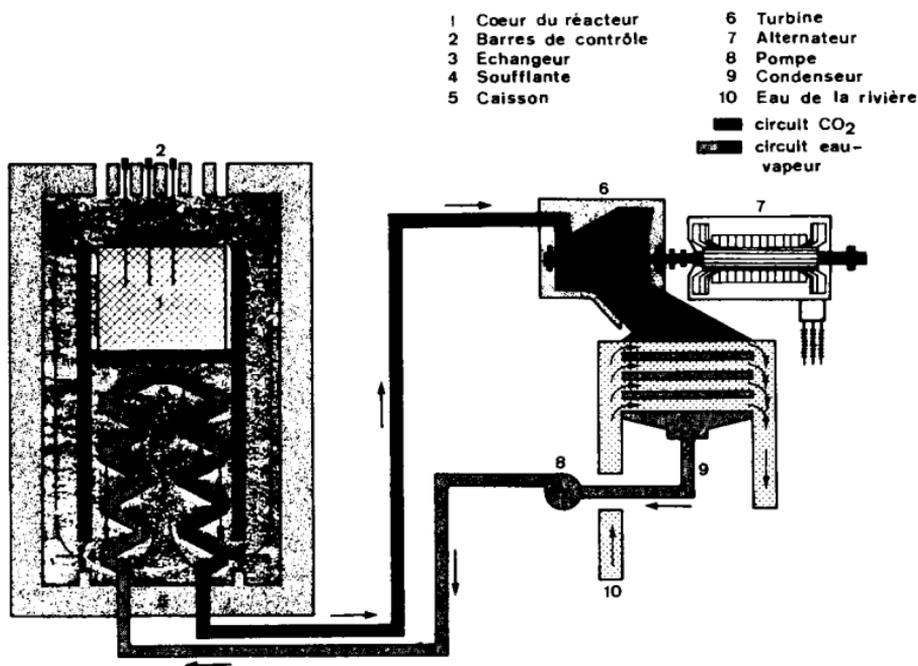
Les premiers réacteurs construits aux États-Unis pour produire du plutonium militaire *, ainsi que la première pile ayant « divergé » dans le monde (Chicago, 1943) étaient de ce type (les États-Unis utilisaient le refroidissement par eau à basse température) ; mais c'est en Angleterre (filière « Magnox ») et en France que cette filière a été développée industriellement pour la production d'électricité d'origine nucléaire. Elle est la

* Plutonium pratiquement pur en isotope 239, utilisé pour la fabrication de la bombe A.

seule à utiliser des matériaux de base naturels du point de vue de leur composition isotopique : l'*uranium naturel* comme combustible, le *graphite* comme modérateur, et le *gaz carbonique* (CO_2) sous pression comme fluide caloporteur.

- Le choix de l'*uranium naturel* comme combustible a un certain nombre de conséquences techniques :

- Il impose le choix du modérateur entre le graphite et l'eau lourde. Nucléairement, le graphite est moins bon mais c'est un matériau industriel, non limité en température et d'une mise en œuvre simple.
- Le combustible doit être utilisé sous forme métallique, ce qui entraîne une limitation de température.



SCHEMA DE PRINCIPE
D'UNE CENTRALE NUCLEAIRE
AVEC REACTEUR
A URANIUM NATUREL

- Le bilan de neutrons est très tendu du point de vue masse critique et on a affaire à un réacteur où le rapport en volume du modérateur au combustible est très grand (de l'ordre de 60) ainsi que la taille totale du cœur (pour ne pas avoir trop de « fuites » de neutrons).

- Le cœur se présente sous la forme d'un empilement de briques de graphite de forme hexagonale dans les réacteurs modernes. Chaque brique est percée d'un canal dans lequel sont disposés les combustibles sous la forme de *cartouches* qui sont des cylindres creux d'uranium naturel de 30 à 60 cm de long munis de gaines d'alliage magnésium-zirconium le long desquelles circule le gaz carbonique. Dans les versions les plus récentes (combustibles à *âme de graphite*), le vide intérieur de la cartouche de combustible est occupé par un barreau de graphite pour donner plus de solidité à l'élément combustible et lui permettre en particulier de supporter une plus forte pression du gaz carbonique sans risque de déformation des tubes (les pressions sont de l'ordre de 30 kg/cm²).

Dans le réacteur de Bugey 1, le plus récent de la filière, les cartouches sont de type « annulaire » : ce sont des cylindres creux de grand diamètre (77-95 cm) refroidis intérieurement et extérieurement.

- Le cœur de ces réacteurs est enfermé dans un caisson en béton précontraint, les dernières versions (Saint-Laurent-des Eaux) comprenant un circuit de refroidissement du type « intégré », c'est-à-dire que le gaz carbonique sous pression ne sort pas du caisson : ce dernier contient à la fois le cœur et les échangeurs de chaleur.

- Par suite du très grand nombre d'éléments combustibles, les réacteurs de cette filière sont équipés d'un appareil de manutention chargement-déchargement qui fonctionne pendant la marche du réacteur.

- En cas de rupture de gaines d'éléments combustibles, l'oxydation de l'uranium dans le CO₂ peut être très rapide et nécessite une intervention quelquefois immédiate ; il est alors indispensable d'arrêter et de dégonfler le réacteur. Les réacteurs de la filière sont donc équipés d'un dispositif de détection de rupture de gaine (DRG), par canal, fonctionnant par prélèvement et analyse de gaz.

2. PRINCIPALES CARACTÉRISTIQUES TECHNIQUES

La plupart des centrales nucléaires construites en France jusqu'en 1970 appartiennent à la filière UNGG ; la liste en est donnée dans la partie du livre qui traite des « Données économiques et industrielles ». Les centrales construites en Angleterre sont du même type, appelé « Magnox » outre-Manche.

La centrale la plus représentative de la filière est celle de Saint-Laurent-des-Eaux à deux unités, SL 1 et SL 2.

Caractéristiques de Saint-Laurent 2

	Puissance thermique	1690 MW
	Puissance électrique brute	530 MW
	Rendement brut	31,3 %
RÉACTEUR :	Hauteur du cœur actif	9 m
	Diamètre du cœur actif	14 m
	Tonnage de graphite	1600 t
	Nombre de canaux chargés	2900
	Nombre de cartouches	44 000
	Tonnage d'uranium	440 t
COMBUSTIBLE :	Uranium naturel	
	Temps de séjour en pile	3 ans
	Irradiation maximum	6000 MWj/t
	Puissance spécifique moyenne	3,8 W/g
	Coefficient initial de conversion	0,84
FLUIDE CALOPORTEUR :	Pression du gaz carbonique	28,5 bars*
	Températures d'entrée/sortie	235"/410°C
	Débit de CO ₂	8800 kg/s
CAISSON :	Béton précontraint	
	Hauteur intérieure	36 m
	Diamètre intérieur	19 m
	Épaisseur moyenne	6 m
	Poids total	7000 t

* Le bar, unité de pression, vaut 1,02 kg/cm².

Au cours de son séjour dans le réacteur, le combustible évolue et voit sa composition changer avec l'apparition du plutonium et de produits de fission (PF). La composition du combustible (en grammes pour 1 kg d'uranium initial) est donnée en fonction de son taux de combustion dans le tableau suivant :

Taux de combustion		²³⁸ U	²³⁵ U	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Pu	P.F.
0	MWj/t	992,9	7,1	0	0	0	0
2000	«	990,8	5,4	1,3	0,2	0,04	2
4000	«	988,7	4,2	1,9	0,5	0,1	4
6000	«	986,7	3,3	2,2	0,9	0,2	6

3. LA FILIÈRE AGR

La filière AGR (*Advanced Gas cooled Reactor* : réacteur « avancé » refroidi au gaz) a été développée en Angleterre dans le prolongement de la filière « Magnox ». Le graphite et le gaz carbonique servent encore de modérateur et de caloporteur, mais à la place de l'uranium naturel sous forme métallique, le combustible est de l'oxyde d'uranium, ce qui impose l'emploi d'uranium enrichi (à environ 2,5 %). Ce procédé permet d'augmenter la température du combustible et du fluide caloporteur et d'obtenir un rendement meilleur (40 % environ au lieu de 30 %). Les éléments combustibles sont plus complexes, ce sont des grappes de 36 « crayons » combustibles de 14 mm de diamètre. Ces réacteurs sont à circuit « intégré » dans des caissons en béton précontraint.

La filière « eau ordinaire »

1. GÉNÉRALITÉS. LES DEUX « SOUS-FILIÈRES » PWR ET BWR

a. PWR et BWR

La filière à *eau ordinaire*, dite souvent à *eau légère* (par opposition à l'eau lourde), utilise l'eau comme modérateur et comme caloporteur. Son développement a comme point de départ le programme militaire naval américain (sous-marins atomiques). Elle connaît aujourd'hui un succès considérable et constitue l'essentiel des réacteurs électronucléaires construits tant en Europe qu'aux États-Unis.

Du point de vue neutronique (réaction en chaîne), l'utilisation de l'eau comme modérateur impose l'utilisation d'*uranium enrichi* (à environ 3 % d'uranium 235) comme combustible car l'eau capture facilement les neutrons ; par contre l'eau a l'avantage d'être un très bon ralentisseur de neutrons (grâce aux noyaux d'hydrogène), d'où une quantité relativement faible de modérateur par rapport à la quantité de combustible, entraînant des constructions très « compactes » (le rapport des volumes réservés au modérateur et au combustible — sous forme d'oxyde d'uranium — est de l'ordre de 2,5 contre 60 environ pour un réacteur à graphite et uranium naturel).

Pour jouer convenablement son rôle de modérateur, l'eau doit rester sous forme liquide, au moins dans la plus grande partie du cœur. D'autre part, comme on cherche à obtenir la température la plus élevée possible — 300 °C par exemple —, l'eau devra être maintenue sous pression. Le problème d'extraction de la chaleur du combustible est résolu de façon différente dans les deux variantes de cette filière : la variante à eau sous pression PWR (*Pressurized Water Reactor* : réacteur à eau sous pression ou « pressurisée ») et la variante à eau bouillante BWR (*Boiling Water Reactor* : réacteur à eau bouillante).

L'ensemble des filières à eau ordinaire est désigné par le sigle LWR (*Light Water Reactor*).

- Dans les centrales PWR, l'eau est maintenue à une pression de l'ordre de 150 kg/cm² qui permet d'atteindre des températures d'environ 320°C à la sortie du cœur, sans ébullition. Cette eau du circuit primaire, sous pression, circule en circuit fermé : elle produit dans un échangeur de chaleur la vapeur nécessaire à l'entraînement du groupe turbo-alternateur. On dit que ces réacteurs fonctionnent en *cycle indirect*.

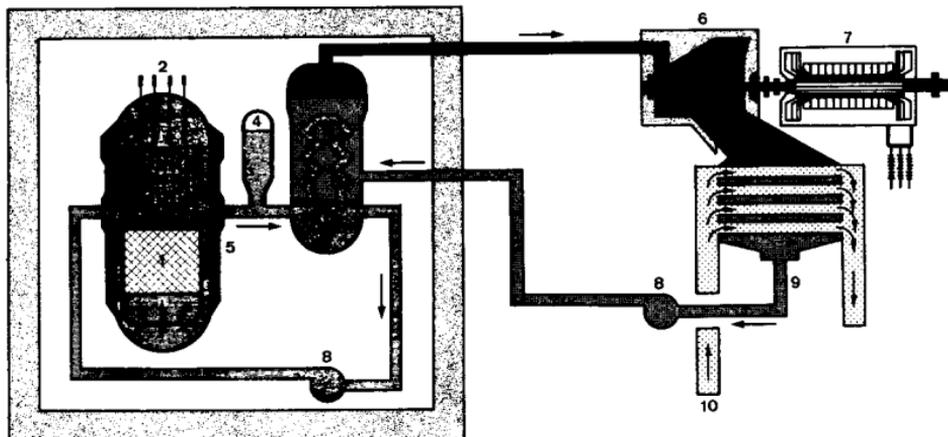
- Dans les centrales BWR, l'eau est portée à ébullition pendant la traversée du cœur du réacteur. Il s'établit une pression d'environ 70 kg/cm², ce qui correspond à une température de vapeur d'environ 300°C. Cette vapeur produite dans le cœur est envoyée directement à la turbine sans qu'il y ait besoin d'un échangeur de chaleur. Ces réacteurs fonctionnent en *cycle direct*.

b. Le combustible

Dans les deux variantes, le combustible est sous forme de pastilles d'*oxyde d'uranium* empilées dans des tubes de *zircalloy* (alliage de zirconium) formant la gaine (dans les premiers réac-

**SCHEMA DE PRINCIPE
D'UNE CENTRALE NUCLEAIRE
AVEC REACTEUR A URANIUM ENRICHI
ET EAU SOUS PRESSION**

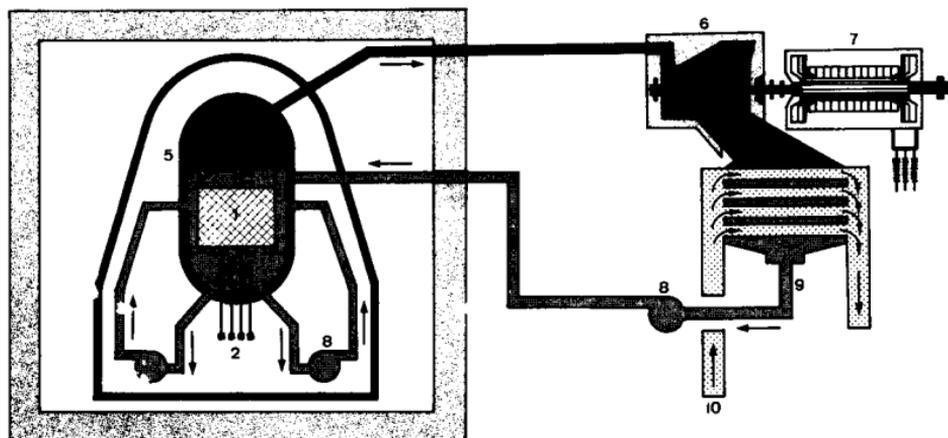
- | | |
|----------------------|----------------------|
| 1 Cœur du réacteur | 6 Turbine |
| 2 Barres de contrôle | 7 Alternateur |
| 3 Echangeur | 8 Pompe |
| 4 Pressuriseur | 9 Condenseur |
| 5 Cuve | 10 Eau de la rivière |



 circuit primaire  circuit secondaire

**SCHEMA DE PRINCIPE
D'UNE CENTRALE NUCLEAIRE
AVEC REACTEUR A URANIUM ENRICHI
ET EAU BOUILLANTE**

- | | |
|----------------------|----------------------|
| 1 Cœur du réacteur | 6 Turbine |
| 2 Barres de contrôle | 7 Alternateur |
| 3 Séparateur | 8 Pompe |
| 4 Sécheur | 9 Condenseur |
| 5 Cuve | 10 Eau de la rivière |



teurs PWR, la gaine est en acier inoxydable). La longueur de ces « crayons » de combustible est égale à la hauteur du cœur (environ 4 m). Leur diamètre est d'environ 10 mm pour les PWR et 14 mm pour les BWR. Ces crayons sont placés dans des boîtiers verticaux de section carrée en zircalloy, constituant ainsi des « assemblages » groupant jusqu'à 264 crayons. La manutention du combustible se fait sur ces assemblages.

Le renouvellement du combustible se fait à l'arrêt du réacteur et au rythme d'un arrêt par an environ. On ne renouvelle pas l'ensemble du combustible mais une certaine fraction, 1/3 en général. La vie moyenne d'un combustible est donc, en période de régime, de l'ordre de 3 ans et son taux de combustion de l'ordre de 30 000 MWj/t (la « vie » d'un réacteur est estimée à 20 ans, la période transitoire suivant le démarrage étant d'environ 3 ans).

c. Le contrôle

Le contrôle du réacteur se fait par l'intermédiaire de grappes de crayons de matériaux absorbants (argent-indium-cadmium) qui prennent la place des crayons combustibles d'un certain nombre d'assemblages.

d. Les « poisons »

A son démarrage, ou après un rechargement partiel, le cœur du réacteur a un surplus de matière fissile par rapport à la situation d'un an après où le réacteur doit toujours être critique. En début de vie du réacteur, l'excès de matière fissile est compensé par la présence de matériaux absorbant les neutrons qui disparaissent au cours de la vie du réacteur. Ces matériaux sont essentiellement :

- dans le cas des PWR, du *bore soluble* mélangé à l'eau du circuit primaire (celle qui circule dans le cœur),
- dans le cas des BWR, un *poison consommable*, l'oxyde de gadolinium, qui est localisé dans certains des crayons combustibles.

L'utilisation de « poisons consommables » tend à s'étendre aux PWR modernes (crayons de bore disposés dans les assemblages de crayons combustibles).

2. LES DIFFÉRENCES ENTRE PWR ET BWR

Il y a des différences importantes au niveau du fonctionnement et des performances entre les deux variantes PWR et

BWR des réacteurs de la filière à eau ordinaire, mais les différences les plus profondes tiennent au fait que les PWR sont des réacteurs à cycle indirect et les BWR à cycle direct (conséquences sur le confinement de la radioactivité créée dans le cœur).

Dans un PWR, l'eau du circuit primaire reste dans un espace limité : en dehors de conditions accidentelles, on peut assurer son confinement ainsi que celui des éléments radioactifs qu'elle véhicule.

On utilise comme poison soluble du bore : du fait de réactions secondaires conduisant au tritium, ce bore est une source de contamination (quelques centaines de curies par an pour une centrale de 1000 MWe) ; des gaz radioactifs provenant de combustibles défaillants sont également présents dans le même circuit. La taille importante du circuit primaire rend nécessaire la construction d'une enceinte de grande dimension pour assurer le confinement de produits radioactifs en cas de rupture de tuyauteries du circuit primaire.

Dans un BWR, une partie de l'eau circulant dans le cœur se retrouve dans la turbine, traverse le condenseur et divers échangeurs de chaleur avant de retourner dans le cœur : c'est dans le condenseur que l'on retrouve les éventuels produits radioactifs gazeux provenant du réacteur. On est donc amené à protéger la turbine et une partie du poste d'eau, surveiller l'activité des gaz extraits du condenseur, épurer la totalité du débit d'alimentation d'eau. Le circuit primaire allant directement à la turbine, l'ensemble de cette zone est *actif*.

Notons aussi, comme différences plus évidentes :

- dans un BWR, la puissance spécifique est d'un tiers moins élevée ; ces réacteurs sont donc plus gros pour la même puissance ;
- la pression est deux fois moindre dans un cœur de BWR, la cuve est donc moins épaisse.

3. PRINCIPALES CARACTÉRISTIQUES TECHNIQUES

Comme nous verrons dans la troisième partie, les centrales LWR sont de loin les plus nombreuses actuellement dans le monde. Pour PWR, nous prenons comme réacteur caractéristique celui de la chaudière de Bugey en France (licence Westinghouse) et pour BWR, le modèle BWR 6 de General Electric.

	PWR	BWR
Puissance électrique nette de la centrale	925 MW	980 MW
<i>Enceinte de confinement en béton armé</i>		
Hauteur	52 m	50 m
Diamètre intérieur	37 m	34 m
<i>Réacteur :</i>		
Puissance thermique du cœur	2775 MW	2894 MW
Pression de fonctionnement	155 bars	72 bars
Température entrée/sortie (eau)	286°/323°C	216°/300°C (eau-vapeur)
Densité moyenne de puissance	110 kW/l	56 kW/l
Hauteur de la cuve	13,2 m	21 m
Diamètre de la cuve	4 m	5,5 m
Épaisseur de la cuve	20 cm	14 cm
Poids de la cuve (avec le couvercle)	317 t	550 t
Hauteur active du cœur	366 cm	376 cm
Diamètre du cœur	304 cm	418 cm
<i>Combustible :</i>		
Nature du combustible	UO ₂	UO ₂
Enrichissement à l'équilibre	3,25 %	2,7 %
Masse d'uranium dans le cœur	72,5 t	111,6 t
Nombre d'assemblages	157	592
Taux de combustion moyen de décharge des assemblages	33 000 MWj/t	28 000 MWj/t
Longueur d'un assemblage	4 m	4,5 m
Poids d'un assemblage	640 kg	—
Nombre de crayons de combustible par assemblage	264	63
Nombre de pastilles par crayon	272	—
Diamètre de pastille	8,2 mm	10,6 mm
Épaisseur de la gaine	0,57 mm	0,86 mm
Nature de la gaine	zircaloy	zircaloy

En fonction du taux de combustion, et pour un réacteur PWR du type Fessenheim ou Bugey (900 MWe), la composition du combustible en grammes par kg d'uranium initial (enrichi à 3,35 %) est donné par le tableau suivant :

Taux de combustion		^{238}U	^{235}U	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	P.F. + isotopes lourds
0	MWj/t	966,5	33,5	0	0	0	0	0
10 000	«	959,3	23,5	3,9	0,6	0,2	0,02	10,5
20 000	«	951,4	16,4	5,7	1,4	0,8	0,15	21
30 000	«	942,8	11,2	6,5	2,1	1,3	0,40	31

Le plutonium contenu dans les combustibles irradiés peut être extrait par les opérations de retraitement. On peut l'utiliser comme matériau fissile de nouveaux éléments combustibles de réacteurs à eau : c'est ce qu'on appelle le recyclage du plutonium. Ce nouveau combustible serait un alliage d'oxyde d'uranium naturel et d'oxyde de plutonium, la teneur en plutonium fissile étant de 2,5 à 3 %. Actuellement, le recyclage du plutonium n'est pas utilisé à l'échelle industrielle.

La filière « eau lourde »

1. GÉNÉRALITÉS

L'eau lourde est le meilleur des modérateurs et permet l'utilisation de l'uranium naturel, en particulier sous sa forme d'oxyde. L'économie de neutrons est d'autre part telle qu'elle autorise une irradiation du combustible deux fois supérieure à celle existant dans les réacteurs à graphite et uranium naturel.

Diverses solutions ont été envisagées pour le refroidissement, chacune définissant une variante de la filière : eau lourde ou eau ordinaire, bouillante ou pressurisée, gaz, liquide organique. Dans les variantes les plus répandues, le réfrigérant circule dans des tubes tenant la pression (tubes de force), à l'intérieur desquels se trouve le combustible. Ces tubes de force traversent la cuve contenant l'eau lourde.

Le combustible est formé d'un assemblage de plusieurs « crayons » d'oxyde d'uranium.

Le rendement est voisin de celui des réacteurs à graphite et uranium naturel mais la puissance spécifique est plus élevée.

La production d'eau lourde nécessite des usines spécialisées dont le coût n'est cependant pas aussi élevé que celui des usines

d'enrichissement de l'uranium. Cela tient à la grande différence de masse relative des isotopes de l'hydrogène (1 et 2) comparée à celle des isotopes de l'uranium (235 et 238).

2. CARACTÉRISTIQUES ET PERFORMANCES DES CENTRALES

a. *En France*, les réacteurs expérimentaux EL2 et EL3 et la centrale prototype EL4 appartiennent à la filière eau lourde. Nous indiquons quelques caractéristiques d'EL4 :

Puissance	:	
électrique nette	:	71 MWe
thermique	:	250 MWth
Pression du CO ₂	:	70 bars (tubes de force)
Température entrée/sortie	:	250°/515°C
Longueur active du cœur	:	4,50 m
Diamètre du cœur	:	4,80 m
Masse totale de combustible	:	21 tonnes, 1944 cartouches (18,5 tonnes d'uranium)
Nature du combustible	:	UO ₂
Enrichissement	:	1,4 %
Taux de combustion maximum	:	20 000 MWj/t
Renouvellement continu en marche	:	1,3 cartouche/jour
Temps de séjour en pile	:	5 ans
Facteur de conversion initial	:	0,82 environ
Tonnage d'eau lourde	:	90 tonnes environ

Remarque : Le développement de la filière « eau lourde » a abouti en Angleterre à la construction du prototype SGHWR, réacteur de 100 MWe, refroidi à l'eau ordinaire bouillante, modéré à l'eau lourde, à combustible à uranium légèrement enrichi.

b. *Au Canada* : c'est au Canada seulement que cette filière connaît un développement industriel notable. La variante Candu (*Canadian Deuterium Uranium*) est basée sur un réacteur modéré à l'eau lourde et refroidi par de l'eau lourde sous pression. A partir des centrales de Pickering (3 centrales de 540 MWe chacune), qui servent de référence pour cette filière, le Canada a décidé de construire 8000 MWe.

Nous donnons ici quelques caractéristiques de Pickering 3, couplée au réseau en 1972 :

- La puissance électrique de la centrale est de 540 MWe, pour une puissance thermique du cœur de 1744 MWth, soit un rendement de 31 %.

- La cuve en acier est un cylindre horizontal de 8 m de longueur et 7 m de diamètre, traversé par 390 tubes de force de 10 cm de diamètre, recevant chacun 12 éléments combustibles.
- Chaque élément, long de 50 cm, regroupe 28 « crayons » de 15 mm de diamètre (pastilles d'oxyde d'uranium dans gaine en zirconium).
- Le combustible est de l'uranium naturel :

tonnage total en uranium	92,6 t
tonnage total en eau lourde :	
modérateur	293 t
caloporteur	138 t
pression de l'eau lourde dans les tubes de force	88,5 kg/cm ²
taux de combustion maximum du combustible	8000 MWj/t
déchargement en marche	
facteur de conversion initial	0,85

En ce qui concerne l'évolution du combustible, nous prenons comme exemple le réacteur type de la filière Candu de 600 MWe. Le tableau suivant donne la variation de composition du combustible (en grammes par kg d'uranium initial) en fonction du taux de combustion. Le combustible est de l'uranium naturel.

Taux (MWj/t)	²³⁵ U	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Pu	²⁴² Pu	P.F. + isotopes lourds
0	7,1	0	0	0	0	0
1000	6	0,8	0,05	0,0003	0	1
2000	5,1	1,4	0,15	0,02	0,0001	2,2
4000	3,7	2,1	0,44	0,08	0,01	4,4
6000	2,6	2,5	0,76	0,16	0,035	6,6
8000	1,9	2,7	1,1	0,25	0,08	9

On voit que cette filière est caractérisée par une très bonne utilisation du combustible puisque tout l'uranium ²³⁵U fissile est pratiquement « brûlé » à la fin de la vie du combustible. Il est intéressant de comparer ces chiffres à ceux de l'eau ordinaire. Le plutonium produit peut être soit recyclé dans un réacteur à eau lourde, ou à eau ordinaire, soit utilisé dans un réacteur à neutrons rapides.

La filière à neutrons rapides

1. GÉNÉRALITÉS

Dans les réacteurs à neutrons rapides, on ne ralentit pas les neutrons (pas de modérateur) et il est impossible d'obtenir la réaction en chaîne avec de l'uranium naturel ou peu enrichi ; il faut une quantité importante de matière fissile dans le combustible, environ 25 %. On pourrait utiliser de l'uranium enrichi à 25 % mais on préfère dès le départ choisir le *plutonium* comme matière fissile ; on le mélange avec de l'*uranium 238* fertile (c'est-à-dire soit de l'uranium naturel, soit de l'uranium appauvri provenant du retraitement d'éléments combustibles de réacteurs à neutrons thermiques ou des usines de séparation isotopique).

Le plutonium présente un double avantage :

- Il permet d'utiliser dès le départ la formule qui devra être utilisée plus tard lorsque ces réacteurs seront rechargés avec une partie du plutonium qu'ils auront produit par transformation du matériau fertile (pour l'instant, le plutonium utilisé provient des réacteurs à neutrons thermiques).
- Le plutonium est plus intéressant que l'uranium 235 car sa fission par les neutrons rapides donne naissance à plus de neutrons en moyenne (3 pour le plutonium 239, contre 2,5 pour l'uranium 235).

Les réacteurs à neutrons rapides comprennent en général 2 parties :

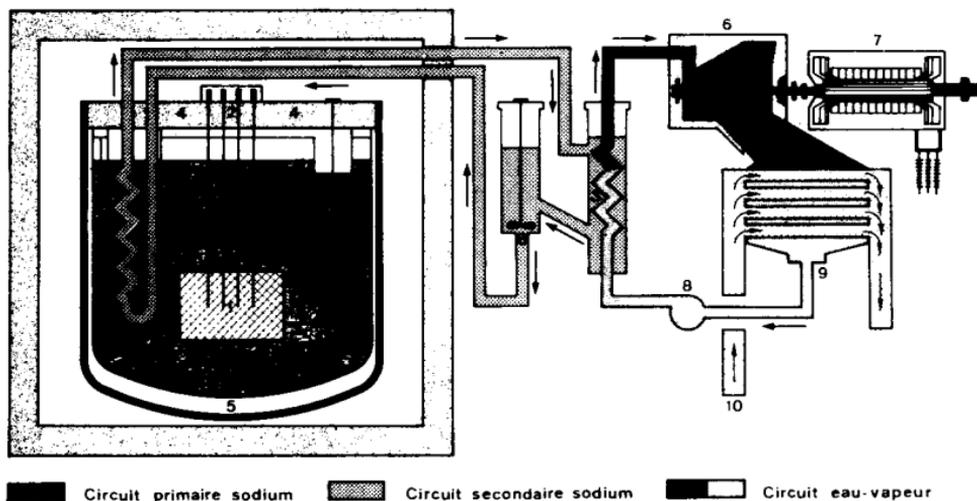
- Le cœur proprement dit, où se trouve le mélange fissile-fertile de plutonium et d'uranium.
- L'entourage du cœur (périphérie, dessus, dessous) qu'on appelle « couverture », où l'on ne place que de la matière fertile (uranium). Les neutrons qui sortent du cœur et sont capturés dans la couverture augmentent la surrégénération.

La variante la plus classique et la seule développée dans le monde jusqu'au stade de prototype industriel, utilise le refroidissement par *sodium liquide*. Ce caloporteur répond en effet à deux impératifs imposés par ce type de réacteur : refroidir le plus efficacement possible * un cœur dont la puissance volumique est très supérieure à celle des réacteurs à neutrons thermiques (n'ayant pas de modérateur, les cœurs des réacteurs

* En effet le coefficient de transfert de chaleur d'un métal liquide est très supérieur à celui de l'eau.

SCHEMA DE PRINCIPE
D'UNE CENTRALE NUCLEAIRE
AVEC REACTEUR SURREGENERATEUR
A NEUTRONS RAPIDES

- | | |
|----------------------|----------------------|
| 1 Cœur | 6 Turbine |
| 2 Barres de contrôle | 7 Alternateur |
| 3 Echangeur | 8 Pompe |
| 4 Dalle de fermeture | 9 Condenseur |
| 5 Cuve | 10 Eau de la rivière |



à neutrons rapides ont un très petit volume) et ralentir le moins possible les neutrons. Le sodium présente un gros inconvénient : celui de réagir très violemment avec l'eau en présence d'air ou d'oxygène (c'est la combustion de l'hydrogène formé par la réaction sodium-eau qui peut être explosive).

Notons également que dans un réacteur à neutrons rapides, les flux de neutrons sont beaucoup plus élevés (et de plus forte énergie) que dans les réacteurs à neutrons thermiques, ce qui pose de difficiles problèmes de tenue des matériaux sous irradiation.

Enfin il faut souligner, dans les réacteurs à sodium, la présence d'un circuit secondaire (ou intermédiaire) où circule du sodium non actif (voir figure). Le rôle de ce circuit est : a) d'empêcher que les produits d'une éventuelle réaction sodium-eau dans le générateur de vapeur (soude corrosive) ne puissent aller dans le cœur ; b) d'éviter que du sodium actif ne soit rejeté à l'extérieur lors d'une telle réaction ; c) d'empêcher une onde de pression liée à cette réaction de venir dans le cœur.

2. LA CENTRALE PROTOTYPE PHÉNIX

La centrale prototype Phénix implantée à Marcoule en France a démarré en septembre 1973, a été couplée au réseau EDF en décembre 1973 et a atteint sa puissance nominale en mars 1974. Par suite d'un défaut sur les échangeurs, Phénix a été arrêtée en octobre 1976. Après remplacement progressif des échangeurs, Phénix a redémarré à puissance réduite en juillet 1977, puis aux deux tiers de sa puissance en décembre 1977 et a repris son fonctionnement à pleine puissance en avril 1978.

Les principales caractéristiques techniques de Phénix sont les suivantes :

● Site	Marcoule
Puissance thermique	563 MWth
Puissance électrique brute	250 MWe
Rendement	41,5 %
● Combustible *	oxyde mixte d'uranium et de plutonium
Charge de combustible (UO ₂ -PuO ₂)	UO ₂ -PuO ₂
Enrichissement (PuO ₂ /UO ₂ + PuO ₂)	4 200 kg **
Puissance spécifique moyenne	23 %
Taux de combustion prévu	120 MWth/tonne
	50 000 à
	100 000 MWj/t
● Réfrigérant du circuit primaire	Sodium liquide
Température de sortie du sodium	560°C (entrée : 400°C)
Cuve contenant le cœur et l'échangeur primaire	14 m de diamètre 16 m de hauteur

* Le combustible se présente sous la forme d' « aiguilles fissiles » de 5,5 mm de diamètre rassemblées par groupes de 217 dans des boîtiers en acier inoxydable de section hexagonale.

** La masse critique est de 880 kg de plutonium à 14 % de plutonium 240 (la première charge de Phénix comprend aussi de l'uranium enrichi mais ce n'est pas le cycle normal).

Le cœur du réacteur regroupe 103 assemblages (ou éléments combustibles) et a seulement 85 cm de hauteur et 1,40 m de diamètre. Ce cœur est entouré d'une « couverture » contenant de la matière fertile (uranium 238) pour améliorer la production de plutonium 239 (les « aiguilles fertiles », qui s'échauffent beaucoup moins, ont un diamètre de 13 mm).

3. LA CENTRALE SUPER-PHÉNIX

En mars 1977 ont commencé les travaux de construction de Super-Phénix, à Creys-Malville dans l'Isère, sur le Rhône, à 60 km en amont de Lyon. Le couplage de la centrale au réseau est prévu pour 1983.

Description de la centrale

La puissance thermique de la centrale est de 3000 MW, sa puissance électrique brute de 1240 MWe (rendement : 40 %). La centrale est constituée d'une chaudière nucléaire à neutrons rapides et d'une salle des machines équipée de deux turbo-alternateurs de 620 MWe en parallèle. Le refroidissement des condenseurs des deux groupes est assuré en circuit ouvert par l'eau du Rhône. La chaudière comporte un réacteur de type intégré équipé de quatre boucles secondaires d'extraction de chaleur, chacune assurant la production de vapeur pour l'alimentation des turbines par l'intermédiaire d'un générateur de vapeur.

Le réacteur est situé dans un bâtiment cylindrique de 64 m de diamètre et 80 m de haut ; quatre bâtiments disposés en croix lui sont accolés et abritent chacun un générateur de vapeur.

La cuve principale du réacteur, en acier inoxydable, est un cylindre de 21 m de diamètre et 19,5 m de hauteur ; elle est surmontée par la dalle qui porte les composants du circuit primaire (pompes et échangeurs) et les bouchons tournants qui permettent l'accès aux assemblages du cœur. Ceux-ci sont supportés par le « sommier » fixé sur le fond de la cuve principale. Le sommier est alimenté en sodium en provenance des pompes primaires dont il répartit le débit dans les assemblages du cœur. A la sortie, dans la partie supérieure de la cuve, le sodium chaud, séparé du sodium froid par une cuve interne, est canalisé vers les huit échangeurs primaires, d'où il est aspiré par les pompes primaires. Le sodium du circuit primaire est entièrement confiné dans la cuve principale, sa masse totale est 3500 tonnes, sa température est de 395 °C à l'entrée du cœur et de 545 °C à la sortie.

La pression du sodium est limitée à la pression dynamique correspondant à la perte de charge du cœur ; le ciel d'argon, entre la surface libre du sodium et la dalle, n'assure pratiquement pas de surpression statique. Chacune des quatre boucles du circuit secondaire comprend les deux échangeurs implantés dans la cuve principale, une pompe, un générateur de vapeur,

les tuyauteries de raccordement et leurs accessoires. L'ensemble du circuit secondaire contient 1500 tonnes de sodium.

Le cœur du réacteur et le combustible

Le cœur est constitué par une « mosaïque » d'assemblages, de section hexagonale, selon un pas de 190 mm. La partie centrale du cœur est occupée par 364 assemblages fissiles, entourés par 233 assemblages fertiles.

Un assemblage fissile comporte un boîtier de 5,4 m de hauteur contenant 271 aiguilles. Chaque aiguille est constituée d'une gaine en acier inoxydable de longueur totale 2,7 m contenant un empilement de pastilles d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium à 17 % de plutonium. Cet empilement de pastilles a 1 m de hauteur, il est prolongé en partie inférieure et supérieure, sur 30 cm, par deux empilements de pastilles d'uranium naturel qui constituent la couverture fertile axiale. Le diamètre de chaque aiguille fissile est de 7,1 mm.

La majeure partie de la puissance est dégagée dans la partie fissile — qui contient le plutonium — et le taux de combustion maximal visé est de 70 000 MWj/t, susceptible d'être porté à 100 000 MWj/t ultérieurement.

Un assemblage fertile ne comporte que 91 aiguilles, de diamètre 15,8 mm, constituées d'un empilement de pastilles d'oxyde d'uranium appauvri.

24 assemblages de commande sont implantés dans la zone fissile.

La masse d'uranium et de plutonium de la région fissile est de 32 t dont 5,5 t de plutonium. La zone de couverture axiale comprend 20 t d'uranium et celle des couvertures radiales 50 t.

En cours de fonctionnement, quelques pour cent de l'uranium du combustible (isotope 238) sont convertis en plutonium, compensant partiellement le plutonium qui disparaît par fission. Le bilan global en plutonium, en comprenant les couvertures, est toutefois positif : chaque année, environ 3 % de plutonium supplémentaire sera formé par rapport à la masse investie en début de vie du réacteur.

Le rechargement du cœur se fait chaque année, par moitié pour la zone fissile, par quart pour la couverture radiale. Les assemblages irradiés sont alors transférés dans un barillet externe à la cuve puis, après refroidissement, conditionnés pour leur transport en château de plomb vers l'usine de retraitement.

Pendant le séjour du combustible dans le réacteur, la composition isotopique du plutonium varie peu (tous les isotopes sont fissiles, mais inégalement, par les neutrons rapides) et par conséquent on retrouve dans le cœur à peu près celle du plutonium initial provenant soit des réacteurs UNGG, soit des réacteurs PWR. Par contre, dans la couverture, c'est essentiellement du plutonium 239 qui est produit par capture des neutrons par l'uranium 238. La composition isotopique du plutonium que l'on peut récupérer dans la couverture est de 97 à 99 % du 239 Pu, 1 à 3 % du 240 Pu et des quantités négligeables de 241 Pu et 242 Pu.

Le cycle du combustible

Le cycle du combustible est plus simple dans son principe que celui des réacteurs à eau. Après avoir accumulé une quantité suffisante de plutonium pour fabriquer la première charge et les premières recharges, les opérations se limitent à la fabrication et au retraitement qui fournit le plutonium nécessaire à de nouvelles recharges. Mais, alors que le retraitement n'est pas une opération indispensable pour que les réacteurs à eau puissent fonctionner, il est indispensable pour les surrégénérateurs. La « mine » de plutonium est constituée par les combustibles irradiés des réacteurs UNGG et PWR qui fournissent le plutonium nécessaire aux premières charges. Cependant, dans un réacteur à neutrons rapides, le plutonium pourrait être remplacé par de l'uranium enrichi à 25 % — solution peu intéressante sur le plan économique — et, à l'inverse, le plutonium peut constituer un combustible pour les réacteurs PWR ; c'est ce que l'on appelle le « recyclage » du plutonium, et c'est une solution envisagée. Les deux étapes du cycle de combustible de la filière des surrégénérateurs sont plus complexes que les étapes homologues du cycle PWR : d'une part, la fabrication d'assemblages au plutonium exige de travailler exclusivement en boîtes à gants, d'autre part, le retraitement concerne des éléments combustibles beaucoup plus irradiés et contenant vingt fois plus de plutonium que les combustibles PWR.

Le retraitement des assemblages de Super-Phénix ne pourra pas débuter avant 1990, aucun projet définitif d'usine de retraitement spécifique n'ayant fait l'objet de décision ferme à la date de mars 1979. En conséquence, Super-Phénix devant démarrer en 1983, les premiers assemblages déchargés devront être stockés en attendant de pouvoir être retraités. L'approvisionnement en plutonium pendant cette période

transitoire, dont on ne sait pas combien de temps elle durera, proviendra exclusivement du retraitement des combustibles PWR et pour une faible part UNGG.

La filière HTR

1. GÉNÉRALITÉS

Les réacteurs à haute température ou HTR (*High Temperature Reactor*) constituent une filière de conception très originale qui possède des propriétés extrêmement intéressantes, tant du point de vue des performances que de la sécurité et du cycle du combustible.

Hélium. Cette filière vise à obtenir, en utilisant le graphite comme modérateur et un gaz comme caloporteur, des températures très élevées (750° à 1000°C) conduisant à un excellent rendement et permettant l'utilisation éventuelle de turbines à gaz en cycle direct. Le gaz carbonique utilisé dans la filière classique graphite-gaz doit être remplacé par l'hélium : le gaz carbonique en effet réagit avec le graphite, à haute température et sous radiations.

Particules enrobées. L'originalité de cette filière réside avant tout dans la nature du combustible : il est constitué par des *particules* d'une taille inférieure au millimètre ou de l'ordre du millimètre, constituées par un *noyau* d'oxyde ou de carbure d'un matériau fissile ou fertile, et par un enrobage comportant plusieurs couches de carbone (pyrocarbone) et éventuellement une couche de carbure de silicium. Ces *particules enrobées* sont agglomérées entre elles et réparties de différentes façons dans le graphite modérateur. Cette conception très particulière du combustible, où le graphite joue à la fois le rôle de modérateur, de gainage, de structure, présente de nombreux avantages (très bonne tenue sous irradiation, encombrement réduit) mais nécessite un enrichissement assez élevé en matière fissile.

Prismes ou boulets. Les « conteneurs » de graphite qui définissent la forme de l'« élément combustible » (modérateur + matière fissile et fertile) sont de deux types : boulets ou prismes de graphite.

- Les boulets, d'environ 6 cm de diamètre, sont des boules de graphite au sein desquelles les particules sont dispersées. Ils sont entassés dans une cuve de graphite délimitant le cœur

du réacteur et l'hélium circule dans les interstices de cet empilement.

- L'élément prismatique résulte de l'agglomération des particules en barreaux creux ou pleins placés soit dans des logements du bloc de graphite modérateur, soit dans l'axe de canaux de refroidissement percés dans ce bloc. Ce dernier peut être de sections diverses ; pratiquement, il est toujours hexagonal dans les réacteurs de puissance.

Ces deux formes d'éléments combustibles conduisent à deux constitutions nettement différentes de cœurs : remplissage de boulets dans un cas et empilement de blocs hexagonaux dans l'autre. On peut donc dire que les deux formes d'éléments combustibles définissent deux sous-filières.

2. LES RÉACTEURS

Etudiée initialement en Europe (Grande-Bretagne et Allemagne, France à un moindre degré), la filière HTR a connu un regain d'intérêt avec l'impulsion industrielle et commerciale de la compagnie américaine General Atomic, filiale du Gulf Oil et de Shell (50-50) depuis décembre 1973. Mais le démarrage tardif et les multiples incidents du réacteur de Fort Saint-Vrain aux Etats-Unis, joints à la baisse de faveur du nucléaire dans ce pays, n'ont pas permis le décollage de la filière qui n'enregistre aucune commande d'unité industrielle.

Trois prototypes ont été construits, appartenant à chacune des sous-filières.

- Dragon, situé à Winfrith, en Angleterre, a divergé en 1964 et a été arrêté en 1975. L'architecture du cœur est de type prismatique, le cycle du combustible est à uranium très enrichi (93 % d'U 235) et thorium. La puissance est de 20 MWth. Construit et géré sous l'égide de l'OCDE, Dragon a surtout été utilisé pour des irradiations de combustibles.

- AVR, situé à Jülich, en Allemagne, est un réacteur à boulets. Sa puissance thermique est de 40 MW et il fournit une puissance électrique de 15 MWe. Combustible à thorium et uranium très enrichi. AVR a divergé en 1966, est toujours en fonctionnement et sa température de sortie a été portée à 950 °C.

- Peach Bottom, aux Etats-Unis, a divergé en 1966 et a été arrêté en 1974. De type prismatique à combustible uranium très enrichi et thorium. Puissance de 40 MWe.

Deux réacteurs de puissance prototypes sont en construction ou en cours de démarrage.

- Fort Saint-Vrain, construit par General Atomic aux Etats-Unis. Architecture générale : cœur et échangeurs superposés dans la cavité centrale d'un caisson en béton précontraint ; combustible à blocs prismatiques à cycle uranium très enrichi et thorium. Puissance de 330 MWe (842 MWth, rendement de 39 %), densité de puissance de 6 W/m^3 . Taux de combustion de rejet de 100 000 MWj/t, renouvellement à l'arrêt. Hélium à 50 bars de pression, température de sortie de 780°C . La centrale de fort Saint-Vrain a démarré en 1974, mais plusieurs incidents ont fait que le couplage au réseau ne s'est fait qu'en décembre 1976, tout en n'atteignant que 70 % de la puissance en novembre 1977. Il reste actuellement un problème inquiétant d'oscillations de température de sortie du cœur ; si ce problème est résolu, la centrale pourrait atteindre sa pleine puissance en 1979.

- THTR, construit en Allemagne par la société HRB. Conception à boulets à cycle uranium très enrichi et thorium. Puissance de 300 MWe (750 MWth, rendement 40 %), densité de puissance de 6 W/m^3 , taux de combustion de rejet de 125 000 MWj/t, renouvellement continu : hélium à 40 bars ; température de sortie 750°C ; caisson en béton précontraint.

La construction de THTR a démarré en 1972 ; la mise en service ne devrait pas se produire avant 1981.

3. LE CYCLE DU COMBUSTIBLE

Les réacteurs HTR peuvent être conçus pour fonctionner avec une grande variété de cycles du combustible ; les deux cycles les plus importants sont :

- le cycle à uranium faiblement enrichi (5 à 10 %) utilisant l'uranium 235 comme matériau fissile et l'uranium 238 comme matériau fertile.

- le cycle « thorium » utilisant l'uranium 235 (uranium très enrichi à 95 %) comme matériau fissile et le thorium 232 comme matériau fertile (*production d'uranium 233 fissile*).

Ce dernier cycle est le plus intéressant, car il permet d'utiliser le thorium. Si l'on veut réutiliser l'uranium 233 comme combustible fissile dans une nouvelle charge d'un réacteur HTR (à l'image du plutonium dans un réacteur à neutrons rapides), il faut retraiter les combustibles irradiés

des réacteurs HTR, opération dont il n'existe actuellement aucune expérience industrielle.

Dans le réacteur du projet de General Atomic de 1160 MWe, le chargement initial du réacteur est de 32 t de thorium et de 1,5 t d'uranium enrichi à 93 %. La recharge annuelle (rechargement par quart de cœur) est de 32 t de thorium et de 0,56 t d'uranium à 93 % si on ne recycle pas l'uranium 233, ou 0,36 t d'uranium 235 à 93 % et 0,18 t d'uranium 233 si on recycle celui-ci. Le taux de combustion maximum est de 95 000 MWj/t. En fin d'irradiation et à l'équilibre, la « décharge » annuelle contient 7 t de thorium, 0,19 t d'uranium 233 et de l'uranium enrichi à environ 38 % (0,14 t sans recyclage U 233 ; 0,09 t, avec recyclage U 233).

3. Éléments techniques de comparaison des filières

Le tableau de la page suivante résume les caractéristiques essentielles des différentes filières. Ces chiffres correspondent à des unités de puissance supérieure ou égale à 500 MWe environ.

Comme nous le verrons plus précisément dans la quatrième partie, ces différentes filières de réacteurs, si elles constituent ce que l'on peut appeler des « filières industrielles », en sont à des stades de développement, et surtout d'utilisation, très différents. La filière UNGG, développée en Angleterre et en France, appartient au passé, les AGR ne sont construits qu'en Angleterre et les Candu qu'au Canada : ce sont les réacteurs à eau ordinaire PWR et BWR qui dominent le marché mondial. La filière HTR n'a pas « décollé », en particulier à cause des incidents répétés du prototype américain de Fort Saint-Vrain, et son utilisation future, encore très hypothétique, s'oriente plus vers la production de chaleur industrielle et peut-être la fabrication de l'hydrogène que vers la production d'électricité. Quant aux réacteurs surrégénérateurs, ils en sont véritablement au stade de prototype avec de fortes inconnues dans le cycle du combustible : on ne peut encore affirmer que la voie « sodium » sera définitivement choisie (études sur un surrégénérateur rapide refroidi au gaz).

Caract.	Filière	UNGG	AGR	PWR	BWR	CANDU	HTR	RAPIDES
Combustible		U Nat métal tube	U enrichi à 2,5 % oxyde grappe	U enrichi 2 à 3,5 % oxyde grappe	U enrichi 2 à 3 % oxyde grappe	U Nat oxyde grappe	Thorium + U enrichi 90 % particules oxyde ou carbure	U Nat + Pluto- nium oxyde faisceau d'aiguilles
Modérateur		graphite	graphite	eau	eau	eau lourde	graphite	néant
Fluide caloporteur		CO ₂	CO ₂	eau	eau	eau lourde	hélium	sodium
Gaine du combustible		MgZr	acier inox	acier inox ou zircalloy	acier inox ou zircalloy	zircalloy	carbone carbure silicium	acier inox
Pression du caloporteur (bars)		25	40	150	70	60 à 80	50	6 à 8
Températures du caloporteur (°C)		200-400	300-700	280-320	280-310	250-300	400-750	400-600
Puissance spécifique combustible (kW/kg)		3,7	13,5	39	26	24	76	140
Rendement de la centrale (%)		30	41	33	34	29	40	41
Taux combustion rejet (MW/jt)		5000	17 000	32 000	27 000	7500	80 000	100 000
Temps séjour combustible dans le réacteur (ans)		3	7	3	4	3	6	2

3. Le combustible nucléaire

Le combustible de base de l'industrie nucléaire est l'uranium. Extrait dans des mines ou des carrières, le minerai contient une proportion très faible d'uranium, de l'ordre de 1 à 5 pour mille. On procède donc sur place à une première concentration dans des usines chimiques. Ensuite ces concentrés sont transportés jusqu'aux usines de raffinage où ils sont transformés, soit en métal avec lequel on fabrique les éléments combustibles (uranium naturel), soit en hexafluorure d'uranium utilisé dans les usines d'enrichissement.

Dans les réacteurs où l'uranium naturel est utilisé comme combustible, l'isotope fissile ^{235}U est « brûlé » tandis qu'une partie de l'isotope fertile ^{238}U est transformé en plutonium qui est un élément fissile. A leur sortie des réacteurs, les combustibles « irradiés » sont envoyés dans des usines chimiques où les produits de fission, l'uranium appauvri et le plutonium sont séparés. Les produits de fission sont stockés, l'uranium appauvri peut être réutilisé comme « couverture » des réacteurs sur-régénérateurs et le plutonium, transformé en métal ou en oxyde, peut être à son tour utilisé comme combustible.

L'usine de séparation isotopique permet d'enrichir l'uranium naturel en isotope 235 pour aboutir à un combustible concentré, dit uranium enrichi, qui est utilisé comme combustible dans les réacteurs à eau ordinaire. A la sortie du réacteur, le combustible « brûlé » subit le même type de traitement que le combustible irradié issu de l'uranium naturel. Ainsi, du point de vue du cycle de combustible, les piles utilisant l'uranium enrichi ont un cycle beaucoup plus compliqué que celles utilisant l'uranium naturel. En effet, à la purification à partir du minerai, il faut ajouter la transformation chimique en hexafluorure d'uranium, l'enrichissement à travers les cascades de l'usine de diffusion gazeuse puis la nouvelle transformation chimique d'hexafluorure en oxyde d'uranium. A la sortie de la

pile, l'uranium qui est encore enrichi en isotope 235 doit être extrait du combustible irradié, transformé en hexafluorure et recyclé.

Ce sont ces différentes étapes de l'obtention des matières de base, de la fabrication et du retraitement des combustibles que nous abordons dans ce chapitre.

1. Production de l'uranium

L'industrie de l'uranium est la dernière-née des industries minières mais se situe déjà par son chiffre d'affaires parmi les premières, après les combustibles solides, le pétrole, le fer, le cuivre et l'or, et devant le plomb et le zinc ; en France, elle a la première place des industries minières métalliques.

L'industrie de l'uranium comprend une chaîne d'opérations : la prospection des gisements, l'extraction, la concentration et le raffinage du minerai, pour aboutir à la livraison d'un métal ou d'un sel pur, directement utilisable pour les applications industrielles, c'est-à-dire essentiellement à la fabrication des combustibles nucléaires.

Les propriétés de l'uranium

L'uranium est le 92^e élément de la classification périodique ; il est composé de trois isotopes « naturels » dans la proportion suivante :

^{234}U	: 0,0054 %	, période radioactive de $2,52 \times 10^5$ ans
^{235}U	: 0,71 %	, période radioactive de $7,07 \times 10^8$ ans
^{238}U	: 99,28 %	, période radioactive de $4,5 \times 10^9$ ans

^{234}U est un produit de filiation radioactive de ^{238}U .

- L'uranium est un des rares éléments radioactifs naturels, il est émetteur de particules α .
- C'est un métal gris de fer, de densité 19,05. Sa température de fusion est 1133°C et sa température d'ébullition 3818°C.
- A l'air il s'oxyde, très lentement s'il est pur. Les composés d'uranium sont toxiques, indépendamment de leur radioactivité.

Les minerais : prospection et exploitation

Comme la plupart des autres métaux, l'uranium, dont la teneur moyenne dans la croûte terrestre est de 3 à 4 grammes par tonne (3 à 4 ppm *), ne peut être exploité économiquement que dans des formations géologiques privilégiées où il a été naturellement concentré à des teneurs de l'ordre de quelques milliers de ppm. Dans ces gisements, l'uranium se trouve :

- soit sous forme tétravalente, dans des minéraux comme la pechblende et l'uraninite, la coffinite, la brannerite, etc., ou associé d'une manière plus ou moins complexe à des matériaux carbonés (*black shale* des auteurs anglo-saxons par exemple) ;

- soit sous forme hexavalente dans des minéraux dont la liste dépasse plus de cent espèces mais dont les plus importants sont des phosphates comme l'autunite, la chacolite, des silicates, des vanadates parmi lesquels on peut citer la carnotite. Ces espèces, où l'uranium est sous forme d'ions $(\text{UO}_2)^{2+}$, proviennent souvent de l'oxydation superficielle de gisements où l'uranium s'est d'abord déposé à la valence 4 ; c'est le cas notamment du gisement de Mounana, au Gabon, où la francevillite constitue l'espèce uranifère la plus importante de la zone supérieure du gisement qui a été exploitée en carrière.

Les gisements connus se trouvent principalement dans les pays suivants : États-Unis, Canada, Gabon, Zaïre, Union Sud-Africaine, Australie, URSS, Chine, Inde, Pakistan, Suède, Espagne, Portugal, Tchécoslovaquie, Yougoslavie et France.

Les principaux producteurs sont les États-Unis, le Canada, l'Union Sud-Africaine, la Tchécoslovaquie et l'URSS.

I. LA PROSPECTION

Elle se fait essentiellement en utilisant les propriétés radioactives (surtout γ) des descendants de l'uranium. Ainsi la prospection radiométrique se fait à l'aide de compteurs *Geiger-Muller* ou de scintillomètres, soit à pied, soit en plaçant l'appareil de détection sur un véhicule léger roulant au sol ou un avion léger volant à très basse altitude (moins de 100 m). On peut également détecter le radon, émetteur α descendant du radium, lui-même produit de filiation de l'uranium, à l'aide d'un *émanomètre*. Enfin, on utilise également la *prospection géochimique* (analyse des eaux et des sols pour trouver des teneurs anormales en uranium) et la *prospection géophysique* (études des structures géologiques).

* ppm : partie par million.

2. LE GISEMENT

Il est ensuite reconnu dans ses grandes lignes par des sondages et son étude complétée par des travaux miniers permettant de savoir s'il est exploitable et surtout d'estimer les réserves qu'il contient.

3. L'EXPLOITATION

Elle se fait par les méthodes classiques utilisées dans les mines métallifères : exploitations à ciel ouvert dans les amas et têtes de filon proches de la surface, et exploitation souterraine par diverses méthodes dans les autres cas.

Le rayonnement du minerai et le dégagement du radon imposent un contrôle fréquent de l'atmosphère des chantiers et de l'irradiation du personnel, ainsi qu'une ventilation extrêmement forte.

La grande solubilité de l'uranium de certains minerais s'oxydant facilement demande des précautions particulières pour la conservation des stocks sur les carreaux (stock sur aire étanche avec récupération des eaux de ruissellement).

Le traitement des minerais

En raison de la faible teneur des minerais extraits, la concentration au voisinage de leur lieu d'extraction est pratiquement toujours indispensable.

Ainsi la plus grande partie des opérations de traitement est relative à la concentration et à la purification des produits.

Les différentes étapes du traitement sont les suivantes :

a. Préconcentration physique éventuelle et conditionnement des minerais à la sortie de l'exploitation (stockage en silo, concassage, broyage).

b. Attaque du minerai par voie acide (sulfurique le plus souvent) ou par voie alcaline, suivie d'une séparation solide-liquide*.

c. Purification du concentré. Il existe actuellement en France deux procédés de purification :

- Purification sur résines échangeuses d'ions ou passage sur

* On récupère aussi l'uranium des minerais marginaux par lixiviation acide sur leur aire de stockage (circulation d'eau).

solvant et production d'*uranate de magnésie* à 70 % d'uranium (usines de l'Ecarpière et de Bessines).

- Purification par précipitation de l'uranium sous forme d'uranate de chaux, puis différents traitements qui fournissent une solution de *nitrate d'uranyle* à 400 g d'uranium par litre qui est livré en containers aux usines de raffinage (usines du Forez et de Gueugnon).

Le raffinage de l'uranium

Le raffinage de l'uranium comprend trois opérations principales :

a. La purification

- Mise en solution des uranates dans l'acide nitrique ou simple reprise du nitrate d'uranyle brut reçu en conteneurs.
- Extraction par solvant du nitrate d'uranyle et sa réextraction par eau.
- Précipitation de l'uranium purifié sous forme de diuranate d'ammonium.
- Préparation du trioxyde UO_3 par calcination.

b. La préparation du fluorure

Le trioxyde UO_3 obtenu à la purification est réduit en bioxyde UO_2 qui, par réaction avec l'acide fluorhydrique, fournit du tétrafluorure d'uranium UF_4 .

Ayant l' UF_4 , on peut choisir deux voies :

- soit la transformation d' UF_4 en hexafluorure UF_6 qui sera utilisé dans les usines d'enrichissement ;
- soit l'obtention de l'uranium métal.

c. La préparation de l'uranium métal

Elle se fait à partir de l' UF_4 par réduction du fluorure en métal à l'aide de magnésium (magnésiothermie).

En raison de la valeur marchande de l'uranium et de sa toxicité, aussi bien chimique que radioactive, tous les déchets doivent être retraités : eaux-mères, scories et autres sous-produits. Ces opérations sont réalisées dans les usines de raffinage.

2. Enrichissement de l'uranium

Nous avons vu que l'uranium naturel contient essentiellement deux isotopes, le ^{235}U , dans une proportion de 0,71 %, qui est fissile et le ^{238}U , qui est fertile. Si l'on veut disposer d'un combustible *enrichi en ^{235}U* , c'est-à-dire à plus forte teneur en cet isotope, il faut recourir à des techniques de *séparation isotopique*.

Historiquement, la séparation isotopique — tout comme, d'ailleurs les réacteurs nucléaires — a été utilisée à des fins militaires pour isoler l'explosif nucléaire ^{235}U de la bombe A, détonateur de la bombe H. En France, l'usine de Pierrelatte a été construite dans ce but (démarrage en 1964) et produit de l'uranium très enrichi (95 %) à usage militaire.

Dans le domaine de l'électronucléaire, c'est surtout l'énorme développement des réacteurs à eau ordinaire (PWR et BWR) qui pose le problème de l'approvisionnement en uranium enrichi.

Les procédés de séparation des isotopes de l'uranium

La séparation isotopique de ^{235}U et ^{238}U est très difficile car non seulement les propriétés chimiques des isotopes sont identiques mais leurs propriétés physiques sont très voisines. La seule différence sur laquelle on puisse jouer en pratique est la différence de masse. Mais elle est très faible et on ne peut opérer en milieu liquide où d'autres phénomènes interviendraient, comme l'agitation moléculaire. Reste l'état gazeux : le seul composé d'uranium gazeux et stable à des températures pas trop élevées est l'*hexafluorure UF_6* , qui est par contre extrêmement corrosif. Les propriétés de ce sel vont ajouter aux difficultés inhérentes à la séparation isotopique :

1. l'hexafluorure se solidifie à la pression atmosphérique à $56,5^\circ\text{C}$. Il sera donc indispensable de travailler à chaud ;
2. il est très corrosif et réagit sur la plupart des matériaux ce qui élimine l'emploi de beaucoup de métaux (ceux qui résistent le mieux sont l'aluminium et le nickel) ;
3. il réagit avec tous les composés hydrogénés : l'eau (il faudra éviter toute humidité) et la plupart des composés organiques (pas de lubrifiants) ;
4. il est dangereux pour le personnel car il réunit les pro-

priétés toxiques de l'uranium et l'agressivité du fluor pour les composés organiques.

Nous allons maintenant voir les différentes méthodes utilisées ou envisagées pour la séparation isotopique. Les Américains ont utilisé la séparation électromagnétique, la diffusion thermique et la diffusion gazeuse pour les premières productions d'uranium enrichi pendant la guerre (Manhattan Project). Seule la diffusion gazeuse a survécu, alors que maintenant de nouveaux procédés sont développés : la détente en tuyère et surtout l'ultracentrifugation.

Notons aussi l'existence d'un procédé mis au point en Afrique du Sud qui s'apparente au procédé par détente en tuyères mais sur lequel on possède peu d'informations. Enfin, faisant exception à la règle de séparation à partir de la différence des masses des noyaux et en phase gazeuse, le procédé de séparation par échange chimique étudié et développé en France.

1. SÉPARATION ÉLECTROMAGNÉTIQUE

Cette méthode est basée sur le principe du spectrographe de masse : dans une atmosphère très raréfiée, des particules chargées électriquement — des ions — sont accélérées en ligne droite par un champ électrique et déviées de leur trajectoire par un champ magnétique. Ce dernier les détourne selon le rapport de leur charge à leur masse. Pour des particules de même charge électrique — ce qui est le cas si on travaille sur une seule espèce chimique, l'uranium — le rayon de courbure de la déviation est proportionnel à la masse de l'ion : on a donc accumulation d'un côté des ions lourds, de l'autre des ions légers, ce tri réalisant la séparation isotopique.

La réalisation à l'échelle industrielle de ce procédé assez simple en laboratoire a posé de tels problèmes qu'il a été abandonné (l'usine d'Oak Ridge a fonctionné en 1944).

2. DIFFUSION THERMIQUE

Lorsque l'hexafluorure liquide est maintenu à une température suffisante entre une paroi chaude et une paroi froide, un léger enrichissement en isotope $^{235}\text{UF}_6$ s'établit du côté qui est en contact avec la paroi chaude. Les courants de convection entraînent $^{235}\text{UF}_6$ (le plus léger) vers le haut tandis que $^{238}\text{UF}_6$ se concentre en bas. Le procédé peut être mis en œuvre dans des tubes concentriques chauffés à la vapeur d'un côté et refroidis à l'eau de l'autre.

Cette méthode a été utilisée à Oak Ridge pour un préenrichissement de l'uranium avant la séparation électromagnétique. Elle a été abandonnée en raison des difficultés que présente le chauffage des parois de très grande surface nécessaires pour obtenir une production notable.

3. DÉTENTE EN TUYÈRE

Ce procédé, imaginé en Allemagne, consiste à créer par détente un violent jet d'hexafluorure gazeux dans une enceinte à basse pression, jet qui est envoyé contre une paroi courbe. A la sortie de la paroi courbe, le flux est divisé par un couteau dit « écorceur ». Le composant lourd, poussé vers la paroi par la force centrifuge, est dirigé vers l'extérieur, tandis que le composant léger se rassemble au centre (figure ci-contre). L'étage de séparation est constitué principalement d'un compresseur, d'un échangeur et d'une enceinte dans laquelle sont groupées les tuyères.

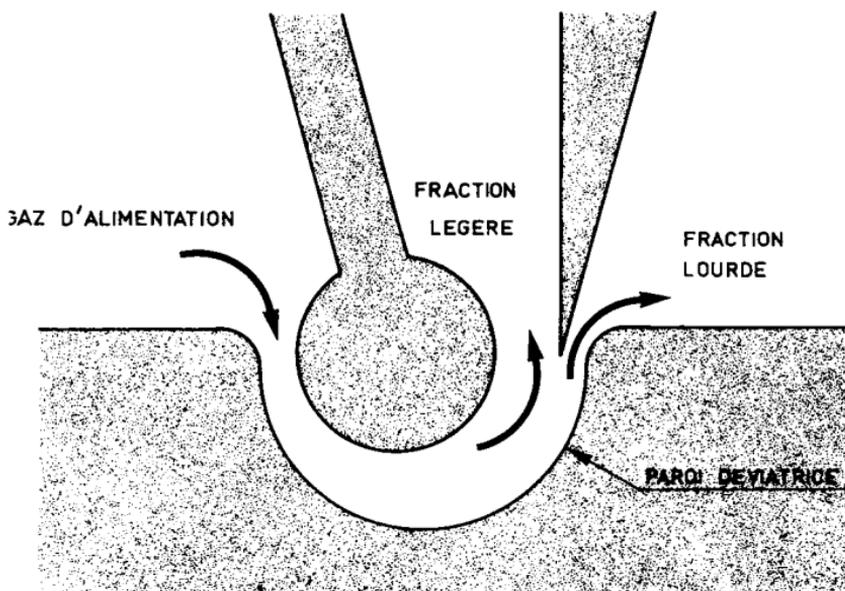
Un équipement basé sur cette méthode fonctionne depuis 1969. Ce procédé permet de bons coefficients d'enrichissement, ne nécessite qu'un faible nombre d'étages mais aussi des appareils encombrants et de grosses consommations d'énergie pour comprimer l'hexafluorure après chaque détente.

4. ULTRACENTRIFUGATION

Ce procédé utilise l'action de la force centrifuge sur l'hexafluorure gazeux contenu dans un récipient — le « bol » — tournant à grande vitesse autour de son axe. L'isotope le plus lourd, ^{238}U , se dirige vers la périphérie, donc l'uranium s'enrichit en ^{235}U à proximité de l'axe du bol. Des effets de contre-courants parallèles à l'axe peuvent multiplier le facteur d'enrichissement. La séparation des isotopes est d'autant meilleure que la vitesse périphérique du bol est plus grande ; celle-ci est elle-même liée au diamètre du bol et à sa vitesse de rotation, qui est uniquement limitée par la résistance des matériaux : pour les alliages légers, on semble être limité à environ 320 mètres par seconde (m/s), 400 m/s pour des aciers spéciaux, alors que les fibres de carbone permettraient des vitesses supérieures à 500 m/s (la puissance de séparation varie comme la quatrième puissance de la vitesse périphérique). La vitesse de rotation serait de l'ordre de 100 000 tours/minute.

Les avantages de ce procédé sont de deux ordres :

- la consommation d'électricité pour une séparation donnée est faible au regard de celle des autres procédés ;

PRINCIPE DU PROCEDE PAR TUYERE
DE SEPARATION

- la centrifugation permet de réaliser des unités de faible capacité, des groupements différents selon les objectifs recherchés et dont la taille peut croître en fonction des besoins avec la possibilité d'intégrer au fur et à mesure les progrès techniques réalisés.

Ses inconvénients résident surtout dans la nécessité, pour obtenir une usine d'une capacité suffisante, de mettre en œuvre plusieurs millions de centrifugeuses : les problèmes de gestion d'un tel parc de matériel tournant sont très importants et nécessitent une automatisation poussée.

5. DIFFUSION GAZEUSE

Ce procédé est le seul qui ait fait l'objet de réalisations industrielles. Il est exploité aux États-Unis, en Union soviétique, en Grande-Bretagne, en France et vraisemblablement en Chine. L'usine de Pierrelatte est basée sur son utilisation.

a. Théorie

La méthode utilisée consiste à faire diffuser le gaz UF_6 à travers une paroi poreuse. La théorie cinétique des gaz indique qu'à une température déterminée, la vitesse de déplacement d'une molécule entre deux collisions est inversement proportionnelle à la racine carrée de sa masse. De ce fait, une molécule légère frappera plus souvent un élément de paroi déterminé qu'une molécule lourde. Si l'élément de paroi est un trou très petit devant le libre parcours moyen des molécules de gaz, les molécules légères s'y engageront plus souvent que les molécules lourdes et si l'on maintient de part et d'autre une différence de pression convenable, on va recueillir du côté basse pression du gaz qui contiendra davantage d'isotope léger que le gaz initial. Il y a enrichissement.

Les masses de $^{238}UF_6$ et $^{235}UF_6$ sont respectivement 352 et 349, ce qui donne comme facteur théorique d'enrichissement :

$$\alpha = \sqrt{\frac{352}{349}} = 1,0043$$

Cela signifie que le gaz diffusé ne peut être enrichi que de 0,4 % lors de son passage à travers chaque barrière poreuse. Pratiquement, cette efficacité est de l'ordre de 0,2 %. Il faut donc un nombre très élevé d'étages de diffusion pour enrichir l'uranium de façon notable. Si, partant d'uranium naturel, on veut aboutir à de l'uranium à 95 % d'isotope 235, il en faut près de 4000, disposés en série et constituant ce que l'on appelle une *cascade*.

b. L'étage d'enrichissement

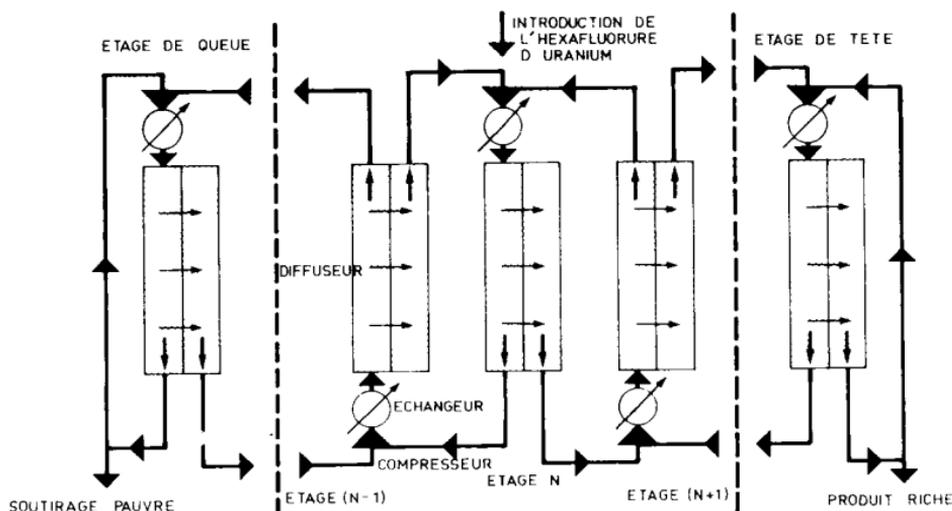
Il comprend :

- le compresseur, destiné à ramener le gaz de la pression basse à la pression haute ; le passage à travers chaque barrière provoque en effet une chute de pression (l'azote sec est utilisé comme joint gazeux isolant) ;
- l'échangeur, destiné à évacuer la chaleur produite par la compression ;
- le diffuseur, ou chambre de diffusion, divisé en deux parties par la *barrière poreuse*. Celle-ci est l'organe essentiel de toute l'installation. Elle doit avoir un rayon de pores sensiblement uniforme et inférieur à 200 Å (1 Å = 1 ångström = 10^{-4}

microns = 10^{-8} cm), résister à la corrosion de l' UF_6 (matériaux possibles : alumine, nickel, fluorure de nickel, téflon, etc.), être suffisamment mince (quelques dixièmes de mm).

Les étages d'enrichissement sont disposés en série suivant une cascade dont le nombre d'étages dépend des concentrations finales en isotope 235 du produit enrichi que l'on recueille et du produit appauvri que l'on rejette. La teneur du premier est fonction des besoins des utilisateurs (3 à 4 % pour les combustibles des réacteurs à eau ordinaire, par exemple), la teneur du rejet est fonction de facteurs économiques (prix de l'hexafluorure, coût de l'énergie, etc.). En 1973, la teneur de rejet considérée comme optimale est 0,275 %.

SCHEMA D'UNE CASCADE DE DIFFUSION GAZEUSE



6. SÉPARATION PAR LASER

Les rayons lasers sont des rayons lumineux fortement monochromatiques : ils transmettent l'énergie sous forme d'ondes électromagnétiques de longueur d'onde pratiquement unique. En choisissant bien la longueur d'onde du faisceau laser, on peut, en prenant en enfilade un rideau de vapeur d'uranium (à l'état métallique et à une température supérieure à 2300 °C), arracher un électron de la couche périphérique des atomes

d'uranium 235 sans perturber les atomes d'uranium 238. L'uranium 235 ainsi « ionisé » — ion positif puisqu'on a arraché un électron — peut être alors collecté par voie électromagnétique. Cette méthode est actuellement la plus développée parmi celles qui utilisent le laser malgré les difficultés de production et d'utilisation de la vapeur d'uranium.

Une autre voie est également explorée où l'on utilise un composé gazeux de l'uranium (hexafluorure d'uranium) à très basse température.

Un rayon laser de longueur d'onde correctement choisie modifie les trajectoires de certains électrons des molécules contenant des atomes d'uranium 235 (on dit que la molécule est excitée) sans modifier celles qui contiennent des atomes d'uranium 238. Ceci crée une différence de propriétés chimiques entre les deux types de molécules qui est utilisée pour séparer les deux isotopes de l'uranium.

Le procédé de séparation par laser présente la caractéristique de permettre des enrichissements élevés en une seule étape de séparation : il est donc à classer à priori dans la catégorie des procédés permettant le plus aisément de fabriquer de l'uranium très enrichi à usage militaire (procédé « proliférant »).

Les premiers résultats obtenus en laboratoire sont très encourageants et il y a de bons espoirs pour les coûts de revient industriels. En outre, le procédé est bon « appauvrisseur » et pourrait être utilisé pour récupérer l'uranium 235 contenu dans les stocks actuels d'uranium appauvri ou, couplé en série avec d'autres procédés, pour abaisser les teneurs de rejet actuelles voisines de 0,25 % à des valeurs de l'ordre de 0,05 à 0,10 %, réalisant ainsi une économie substantielle d'uranium naturel.

7. SÉPARATION PAR ÉCHANGE CHIMIQUE

Lorsqu'on met en contact deux composés chimiques de l'uranium convenablement choisis, on constate qu'il s'établit au bout d'un certain temps une situation d'équilibre où la proportion de chacun des isotopes 235 et 238 dans la structure moléculaire de chacun des composés n'est pas la même que la proportion initiale. De sorte que si, avant contact, les deux composés étaient constitués à partir d'un même lot d'uranium (proportion donnée de chaque isotope), à l'équilibre, l'un des deux composés sera plus riche que l'autre en

uranium 235. Cet effet élémentaire peut être utilisé industriellement : des colonnes d'échange chimique à contre-courant jouent le rôle d'une cascade d'enrichissement.

Jusqu'à présent, ce procédé, bien que faisant appel à des techniques classiques de traitement chimique, n'avait pu déboucher, car l'on n'avait pas trouvé un couple de composés donnant un enrichissement élémentaire suffisant associé à un temps de mise à l'équilibre acceptable.

En 1977, le Commissariat à l'énergie atomique a annoncé qu'il avait obtenu des résultats prometteurs, ce qui relance l'intérêt de cette voie dont l'une des principales caractéristiques est de se prêter très difficilement à des enrichissements élevés pour lesquels le temps de mise à l'équilibre serait rédhibitoire (30 ans) et qui présenterait de gros risques de criticité.

Les autres caractéristiques du procédé sont, outre la simplicité relative de la technologie, une consommation réduite d'énergie, une bonne aptitude à réaliser des usines de taille réduite mais par contre une immobilisation d'uranium plus importante que dans les autres procédés.

L'unité de travail de séparation (UTS)

Tous les procédés industriels de séparation isotopique nécessitent la répétition à plus ou moins grande échelle de l'effet de séparation élémentaire : la séparation d'un flux du composé à séparer en un flux plus faible enrichi en isotope 235 et un flux résiduel appauvri. La capacité d'une usine d'enrichissement (ou d'une cascade, ou d'un étage) est une quantité complexe fonction des concentrations de production, d'alimentation et de rejet. Elle s'exprime en « unité de travail de séparation », UTS, qui a la dimension d'une masse et dont la définition est très complexe : un certain nombre d'exemples permettent de comprendre ce dont il s'agit et d'utiliser les tables numériques qui fournissent la quantité d'UTS nécessaire pour une opération d'enrichissement donnée.

Le cas le plus usuel est le suivant : pour obtenir 1 kg d'uranium enrichi à 3,25 %, si l'enrichissement de rejet est 0,25 %, on a besoin de 6,5 kg d'uranium naturel et d'une capacité de séparation de 4,3 UTS (la quantité rejetée d'uranium appauvri à 0,25 % est alors évidemment de 5,5 kg).

Le tableau suivant donne le nombre d'UTS nécessaires

pour obtenir 1 kg d'uranium enrichi pour divers taux d'enrichissement et de rejet. Dans chaque case on indique entre parenthèses le nombre de kg d'uranium naturel initial dont on a besoin pour l'opération correspondante [INF 77].

Taux d'enrichissement	de rejet	0,20 %	0,25 %	0,30 %	0,60 %
0,88 %		0,21 (1,33)	0,17 (1,37)	0,14 (1,41)	0,05 (2,52)
1,80 %		1,80 (3,13)	1,56 (3,36)	1,38 (3,65)	0,75 (10,80)
2,60 %		3,44 (4,70)	3,03 (5,10)	2,71 (5,60)	1,62 (18,00)
3,25 %		4,86 (5,97)	4,31 (6,51)	3,88 (7,18)	2,42 (23,90)
20 %		45,7 (38,70)	41,6 (42,80)	38,30 (47,90)	27,20 (54,40)
93 %		239 (182)	216 (201)	200 (225)	147 (832)

On peut également utiliser de l'uranium en provenance d'un réacteur nucléaire après traitement des combustibles irradiés. Supposons que l'on veuille obtenir 1 kg d'uranium à 3,25 % à partir d'uranium à 0,88 % dans une usine ayant une teneur en rejet de 0,25 % (cet exemple est relatif à un PWR). D'après le tableau, 1 kg d'uranium à 3,25 % « vaut » 4,31 UTS et 6,51 kg d'U Nat, et 1 kg d'uranium à 0,88 % « vaut » 0,17 UTS et 1,37 kg d'U Nat. On aura donc besoin pour obtenir 1 kg d'uranium à 3,25 % de $6,51 : 1,37 = 4,75$ kg d'uranium à 0,88 % et de $4,31 - (4,75 \times 0,17) = 3,50$ UTS.

De la même façon, pour obtenir 1 kg d'uranium enrichi à 3,25 % à partir d'1 kg d'uranium enrichi à 0,88 %, on aura besoin de : $6,51 - 1,37 = 5,14$ kg d'uranium naturel et de $4,31 - 0,17 = 4,14$ UTS. La capacité des usines d'enrichissement est habituellement exprimée en millions d'UTS par an (M. UTS/an). Ainsi, une usine de 10,8 M. UTS/an (Eurodif) produira, si elle est alimentée par de l'uranium naturel avec un taux de rejet de 0,25 %, 2 500 t/an d'uranium enrichi à 3,25 % et consommera 16 000 t d'uranium naturel (sous forme d'UF 6).

L'évaluation rapide des besoins en uranium enrichi, donc en uranium naturel et en services d'enrichissement, d'un programme nucléaire de réacteurs PWR est facilitée par la connaissance des éléments suivants :

- pour un réacteur PWR de la série 900 MWe, une recharge annuelle représente 24 t d'uranium enrichi à 3,25 %.

• pour obtenir 1 kg d'uranium enrichi à 3,25 % avec une usine d'enrichissement à un taux de rejet de 0,25 %, on a besoin de 6,5 kg d'uranium naturel. On obtient en sous-produit 5,5 kg d'uranium à 0,25 %. On a consommé 4.3 UTS, donc une énergie électrique de 10 300 kWh.

Donc, pour une recharge annuelle de 24 t d'uranium enrichi à 3,25 %, le réacteur PWR de 900 MWe « consomme » 156 t d'uranium naturel et 103 000 UTS (donc 0,25 milliard de kWh).

Pour la première charge on pourra compter de façon très approximative le triple de ces quantités.

On verra dans la troisième partie quelles prévisions de besoins d'enrichissement on peut faire actuellement en fonction des programmes électronucléaires envisagés.

3. Fabrication des éléments combustibles

En se limitant aux principales filières de réacteurs existant au stade industriel ou en cours de développement, on peut classer leurs combustibles en deux grandes familles suivant l'état de la matière fissile :

- état métallique
- état céramique (oxyde)

Le tableau suivant indique les principaux types de combustibles dans les filières industrielles :

filière	Combustible métal	Combustible céramique			
	gaz-graphite	eau légère	eau lourde	HTR	rapides
Matière fissile { nature forme gainage structures	U Nat barres ou tubes Mg allié (2) graphite	U enrichi pastilles { alliage Zr(2) ou acier inox	U Nat ou peu enrichi pastilles { alliage Zr ou acier inox	U enrichi (1) sphères C + SiC (2) graphite	Pu pastilles { acier inox

1. Uranium moyennement enrichi (5 à 10 %) ou oxyde mixte d'uranium très enrichi et de thorium.
2. Mg : magnésium ; Zr : zirconium ; C : carbone ; SiC : carbure de silicium.

Nous ne parlons dans ce paragraphe que des combustibles à uranium, naturel ou enrichi ; nous traitons au paragraphe 6 du plutonium dans son ensemble et en particulier des combustibles des réacteurs à neutrons rapides.

Filière gaz-graphite-uranium naturel

L'élément combustible que l'on introduit dans le réacteur porte le nom de *cartouche*. La cartouche est constituée du combustible proprement dit — barreau ou tube cylindrique d'uranium naturel — entouré par une gaine d'alliage magnésium-zirconium munie d'ailettes pour permettre une meilleure efficacité du fluide de refroidissement. En général, la cartouche est supportée dans une chemise de graphite (tube cylindrique). Le gaz réfrigérant (CO_2) circule entre la cartouche et la chemise.

La fabrication des combustibles passe par les opérations de :

- mise en forme de l'uranium par fusion du métal et moulage ;
- traitement thermique par chauffage et trempe, usinage, nettoyage ;
- gainage.

Ces opérations sont réalisées en France à l'usine d'Annecy de la Société industrielle de combustible nucléaire (SICN).

Filières à eau ordinaire et à eau lourde

L' UO_2 , bioxyde d'uranium, est le combustible de base de ces filières (combustibles « céramique »). L'élément combustible se présente en général sous la forme d'un « crayon » cylindrique d'une dizaine de mm de diamètre, obtenu par empilement de pastilles enfilées dans une gaine. La fabrication des pastilles se fait par *frittage* de la poudre d' UO_2 , procédé permettant d'obtenir des densités assez proches de la densité théorique (10,97). Après contrôle de dimensions et de densité, les pastilles sont introduites dans des gaines en zircalloy (alliage aluminium-zirconium) ou en acier inox (opération en « boîte à gants » lorsque le combustible est enrichi). Les crayons sont ensuite assemblés pour faire un élément combustible. La mise au point des éléments combustibles exige un grand nombre d'études et d'essais : cyclages thermiques, essais mécaniques, essais chimiques, essais en pile (pour vérifier la tenue sous irradiation) suivis d'examen détaillés dans des laboratoires spéciaux.

Filière à haute température

Le combustible des réacteurs à haute température est constitué par un agglomérat (compact) de particules sphériques de quelques centaines de microns de diamètre. Chaque particule est formée d'un noyau d'oxyde d'uranium — ou d'oxyde de thorium ou d'un mélange des deux — enrobé dans différentes couches de graphite et de carbure de silicium.

Le procédé développé en France pour la fabrication des noyaux consiste à faire une agglomération de poudres à l'aide d'un liant, dans un bol vibrant. On peut utiliser une poudre soit d' UO_2 soit d' U_3O_8 . D'autres procédés de fabrication de noyaux sont possibles : procédé sol-gel, procédé de fusion, etc.

Toutes les couches d'enrobage de la particule se font par dépôt dans un lit de fluidisation où l'on injecte successivement des gaz (méthane, propane, etc.) à des températures différentes.

Pour la fabrication des compacts, le procédé actuellement développé (procédé par injection) consiste à faire une injection de poudre de graphite résinée à l'intérieur d'un moule contenant les particules et des noyaux de graphite.

On a également développé en France le procédé Dragon (prototype de l'OCDE implanté en Angleterre) dans lequel on procède d'abord à un revêtement des particules à l'aide de poudres de graphite résinées (opération de « surenrobage »). Les particules « surenrobées » sont ensuite pressées dans un moule.

4. Evolution de l'uranium dans le réacteur

Comme nous l'avons vu brièvement au chapitre 2, le combustible d'un réacteur nucléaire subit d'importantes modifications qui portent sur sa teneur en matière fissile, sa composition et son état physique. Au cours de l'irradiation, les phénomènes suivants se produisent :

- L'uranium 235 disparaît progressivement par fission et, à un degré moindre, par capture neutronique.
- L'uranium 238 engendre le plutonium par capture neutronique.
- La fission de ^{235}U , puis de ^{239}Pu , provoque l'apparition de *produits de fission*.

• L'irradiation prolongée d'uranium et de plutonium provoque l'apparition d'autres noyaux dont le numéro atomique est supérieur à 92 : les *transuraniens*.

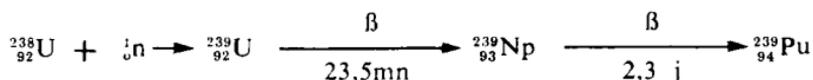
Nous avons déjà parlé de la disparition de ^{235}U par fission ainsi que de l'évaluation de la combustion massique du combustible et de la formation des différents isotopes du plutonium à propos des filières de réacteurs que nous avons décrites (chap. 2).

Les produits de fission

La fission de chaque noyau d'uranium 235 — ou de plutonium 239 ou 241 — donne naissance à deux nouveaux noyaux de masses inégales qui possèdent une forte radioactivité β . Chaque produit de fission devient le chef de file d'une série de descendants possédant tous le même nombre de masse et qui se succèdent avec des périodes allant généralement en croissant, jusqu'à ce que l'un d'eux soit stable. La concentration relative des différents produits de fission dans le combustible dépend du flux neutronique, de la durée d'irradiation et de la demi-vie de chacun d'eux. Certains produits de fission capturent facilement les neutrons. C'est en particulier le cas du xénon 135 et du samarium 149 qui jouent ainsi un rôle important dans le bilan neutronique du réacteur. Après un certain temps d'irradiation, on trouve dans le combustible à peu près tous les éléments du milieu de la classification périodique, chacun représenté par plusieurs isotopes, et presque toutes les familles chimiques : gaz, métaux, terres rares, etc. Le tableau de la page suivante donne les principaux produits de fission, leurs transformations et leurs périodes radioactives.

Les transuraniens

Rappelons le processus de formation de ^{239}Pu quand ^{238}U capture un neutron :



Ainsi cette capture, qui produit de l'uranium 239, engendre successivement, par radioactivité β , deux éléments de numéro atomique supérieur à celui de l'uranium : le neptunium (93)

et le plutonium (94). Les processus qui provoquent l'apparition des transuraniens sont les mêmes : capture d'un neutron, qui augmente la masse atomique d'une unité, et radioactivité β , qui fait avancer l'isotope d'une case dans la classification périodique, sans changer sa masse. Le bombardement neutronique est ainsi à l'origine d'une cascade de nouveaux éléments allant du neptunium au lawrencium (103) et au kurtchatovium (104). Certains de ces transuraniens ont des propriétés intéressantes.

Modifications de l'état physique du combustible

La plus grande partie de l'énergie libérée par la fission est emportée par les produits de fission sous forme d'énergie cinétique mais ces fragments de matière sont rapidement ralentis par les atomes d'uranium voisins. Ce freinage se traduit par un déplacement des atomes rencontrés, environ 1000 sur une trajectoire de plusieurs microns. De tels dérangements créent des défauts dans le réseau cristallin et, d'autre part, une fraction importante (environ 15 %) des produits de fission qui se forment sont des gaz (xénon et krypton) qui s'accumulent dans les porosités du combustible ou finissent par en sortir par diffusion. Toutes ces perturbations vont altérer les propriétés physiques du combustible et modifier sa structure : il va se déformer, s'allonger, se gonfler, et toutes ces modifications vont agir sur la gaine et mettre en péril l'élément combustible. Ainsi les phénomènes qui limitent le séjour du combustible dans le réacteur sont de deux ordres :

- *neutronique* : il faut qu'il reste dans le combustible suffisamment de matière fissile pour que la réaction en chaîne soit entretenue ;
- *technologique* : il ne faut pas atteindre des taux de combustion tels qu'il y ait rupture des gaines et donc pollution du circuit de refroidissement par le plutonium et les produits de fission.

5. Le traitement des combustibles irradiés

La sortie du réacteur

Au moment où le combustible sort du réacteur, il possède la radioactivité maximum. Il présente alors de très gros risques

PRINCIPAUX PRODUITS DE FISSION ET LEURS TRANSFORMATIONS

Nombre de masa	35 Br	36 Kr	37 Rb	38 Sr	39 Y	40 Zr	41 Nb	42 Mo	43 Tc	44 Ru	45 Rh	46 Pd	Prod. %
84	31,8 minutes	Stable											1
85	3 minutes	10,7 ans	Stable										1,3
86	54 secondes	Stable											2,02
87	55 secondes	76,3 minutes	5,10 ¹⁰ ans										2,49
88	16 secondes	2,84 heures	17,8 minutes	Stable									3,57
89	4,5 secondes	3,2 minutes	15,2 minutes	50,5 jours	Stable								4,79
90	1,6 seconde	33 secondes	2,9 minutes	28,5 ans	64 heures	Stable							5,77
91		10 secondes	1,2 minute	9,67 heures	58,9 jours	Stable							5,84
92		3,0 secondes	5,3 secondes	2,71 heures	3,53 heures	Stable							6,03
93		2,0 secondes	5,6 secondes	8 minutes	10,2 heures	1,5.10 ⁶ ans	Stable						6,45
94		1,4 seconde	2,9 secondes	1,3 minute	20,3 minutes	Stable							6,40
95				0,8 minute	10,9 minutes	65,5 jours	35,1 jours	Stable					6,27
96						Stable							6,33
97						16,9 heures	72,1 minutes	Stable					6,09
98						1,0 minute	51 minutes	Stable					5,78
99						35 secondes	2,4 minutes	66,0 heures	0,2.10 ⁶ ans	Stable			6,06
100							3,0 minutes	Stable					6,30
101							1,0 minute	14,6 minutes	14,0 minutes	Stable			5
102								11 minutes	4,5 minutes	Stable			4,1
103									50 secondes	39,6 jours	Stable		3
104								1,3 minute	18 minutes	Stable			1,8 -
105								40 secondes	8 minutes	4,44 heures	35,9 heures	Stable	0,9
106										369 jours	30 secondes	Stable	0,38

Nombre de massa	51 Sb	52 Te	53 I	54 Xe	55 Cs	56 Ba	57 La	58 Ce	59 Pr	60 Nd	61 Pm	62 Sm	63 Ev	Prod. %
130	7,0 minutes	Stable												2
131	25 minutes	25 minutes	8,06 jours	Stable										2,93
132	2,1 minutes	78 heures	2,3 heures	Stable										4,38
133	4,2 minutes	12,5 minutes	20,8 heures	5,3 jours	Stable									6,59
134	0,8 minute	42 minutes	52 minutes	Stable										8,06
135		0,5 minute	6,6 heures	9,1 heures	3,10 ⁶ ans	Stable								6,41
136			83 secondes	Stable										6,46
137			23 secondes	3,9 minutes	30,0 ans	Stable								6,15
138			6 secondes	14,2 minutes	32,2 minutes	Stable								5,74
139			2 secondes	43 secondes	9,5 minutes	82,9 minutes	Stable							6,55
140				16 secondes	66 secondes	12,8 jours	40,3 heures	Stable						6,44
141				2 secondes	24 secondes	18 minutes	3,9 heures	32,4 jours	Stable					6,0
142				1,5 seconde	2,3 secondes	11 minutes	92 minutes	Stable						6,01
143				1 seconde	2 secondes	12 secondes	14 minutes	33 heures	13,6 jours	Stable				6,03
144								284 jours	17,3 minutes	2,4,10 ¹⁵ ans				5,62
145								3 minutes	6,0 heures	Stable				3,98
146								14 minutes	24 minutes	Stable				3,07
147								1,1 minute	12 minutes	11,1 jours	2,62 ans	10 ¹¹ ans		2,36
148								43 secondes	2,0 minutes	Stable				1,71
149										1,73 heure	53,1 heures	Stable		1,13
150										Stable				0,67
151										12 minutes	28 heures	87 ans	Stable	0,44
152												Stable		0,28
153												47 heures	Stable	0,169

d'irradiation pour le personnel et ne peut être manipulé qu'à distance et derrière d'épaisses protections. On l'extrait généralement de la pile dans un coffre plombé, ou « château de plomb », très lourd à cause de son blindage.

La première destination du combustible irradié est une grande fosse remplie d'eau, proche du réacteur : la « piscine de désactivation », dans laquelle on stocke le combustible quelques mois pour laisser décroître sa radioactivité : on dit que le combustible « refroidit ». Le refroidissement permet de faire disparaître certains noyaux lourds (^{239}Np , ^{237}U) et produits de fission à vie courte.

Au bout d'un mois, la radioactivité globale du combustible est approximativement le dixième de ce qu'elle était à la sortie du réacteur.

Après désactivation, les combustibles irradiés sont envoyés dans les usines de retraitement. Une petite partie d'entre eux est détournée vers les laboratoires d'examen de combustibles irradiés afin de vérifier leur tenue sous irradiation.

Les usines de retraitement sont rarement sur les mêmes sites que les réacteurs. Les combustibles irradiés sont transportés par la route, le rail ou par mer dans des « conteneurs » plombés et étanches (précautions contre les radiations et évacuation de la chaleur provoquée par le rayonnement). Le conteneur doit être conçu pour résister à tous les accidents qui peuvent survenir au cours du transport : chocs, chutes, incendie, immersion. La limitation de capacité du conteneur vient de son poids.

Le retraitement

Un combustible irradié est le mélange de cinq constituants principaux :

- L'uranium, appauvri en uranium 235 par rapport au combustible neuf.
- Le plutonium (isotopes 239, 240, 241, 242 et 238).
- Des transuraniens (^{237}Np , ^{241}Am , ^{242}Cm).
- Des produits de fission.
- Des métaux étrangers (magnésium, zirconium, aluminium, molybdène, acier inox) alliés au combustible ou en constituant la gaine, également radioactifs.

Le retraitement des combustibles irradiés a pour but la séparation de ces différents composants, de façon à pouvoir en réutiliser certains (matière fissile : uranium, plutonium) et à

stocker ceux qui sont inutilisables mais dont la radioactivité impose d'importantes précautions. Toutes les opérations intervenant dans le retraitement sont rendues extrêmement compliquées — et présentent un certain nombre de risques — par l'énorme radioactivité de l'uranium irradié. Actuellement, le retraitement est surtout important, en France en particulier, pour les combustibles de la filière graphite-gaz, donc métalliques à uranium naturel, et ceux de la filière à eau légère, donc céramiques à uranium enrichi. Les procédés ne sont pas différents, sauf dans les premières phases de préparation du combustible (dégainage) et de dissolution, où les techniques utilisées sont adaptées au combustible traité.

Dans le cas des combustibles métalliques de la filière UNGG, le *dégainage* est fait soit de façon mécanique (en piscine), soit chimiquement par dissolution par de l'acide nitrique dilué et froid. La *dissolution* du matériau combustible est faite ensuite en plongeant le combustible dégainé dans de l'acide nitrique concentré et chaud.

Dans le cas des combustibles oxydes de la filière à eau ordinaire, chaque assemblage du combustible irradié est découpé par une cisaille (phase du *cisaillage*) : les crayons sont coupés en petits cylindres de 3 à 5 cm de long qui sont plongés dans l'acide nitrique pour la dissolution. Les morceaux de gaine non dissous sont retirés puis stockés : ce sont les « coques » qui sont très radioactives. L'uranium et le plutonium se trouvent alors sous forme de nitrates. Après la dissolution, les traitements sont identiques pour les deux types de combustible. Cette dissolution s'accompagne d'un premier départ de produits de fission, ceux qui sont volatiles et s'échappent avec les oxydes d'azote et la vapeur d'eau. Ce sont le krypton 85, le xénon 133 et l'iode 131. Ce dernier, dangereux, doit être « piégé » avant le rejet de gaz dans l'atmosphère.

La *séparation des composants* se fait ensuite en utilisant les propriétés d'un solvant organique, le tributylphosphate TBP, qui extrait sélectivement les nitrates d'uranium et de plutonium. Il faut plusieurs cycles de « décontamination » pour une séparation complète. La séparation entre uranium et plutonium se fait ensuite par réduction du plutonium.

La *purification et l'élaboration du plutonium* se font par une série de transformations pour amener le nitrate de plutonium à l'état de plutonium métal ou d'oxyde PuO_2 . Les plus importantes sont la purification et la concentration. Toutes ces opérations sur le plutonium soulèvent des problèmes de sécurité :

le plutonium 239 est un très puissant émetteur α et il faut veiller aussi aux risques de criticité (réaction en chaîne divergente).

L'ensemble de ces opérations constitue le procédé Purex qui est utilisé par toutes les installations actuellement en fonctionnement. De nombreux autres procédés ont été expérimentés et en sont restés au stade du laboratoire. Une seule usine (à Morris aux Etats-Unis) a essayé d'utiliser un autre procédé, Aqua-fluor, mais les premiers essais réalisés en 1971 furent un échec et l'usine fut abandonnée en 1972. Le procédé Purex fut développé initialement pour l'extraction du plutonium servant à confectionner les bombes atomiques de combustibles irradiés à très faible taux d'irradiation. Il a également fonctionné correctement pour le retraitement des combustibles UNGG jusqu'à des taux de quelques milliers de MWj/t. Mais ce procédé connaît des difficultés aux taux de combustion élevés pour lesquels on n'a pas encore actuellement d'expérience industrielle suffisante [GAZ 79].

Le traitement et le conditionnement des déchets consiste à disperser (mer ou atmosphère) ou à stocker les radionucléides non utilisables issus des diverses opérations de séparation effectuées dans l'usine de retraitement. La solution aqueuse sortant du premier cycle d'extraction contient la quasi-totalité des produits de fission. Ces isotopes ont une activité β et α considérable ; certains d'entre eux (césium 137, strontium 90) ayant une période de l'ordre de 30 ans, l'activité globale de ces solutions ne va décroître que lentement au cours des siècles. On est donc amené à stocker sur place ces effluents. A l'heure actuelle, les déchets à haute activité sont conservés sur le lieu de production (usine de retraitement) dans des cuves en inox à double paroi. Les déchets de faible activité présentent des risques plus faibles mais leurs volumes sont beaucoup plus importants. La tendance à long terme est la vitrification des produits de fission. Nous aborderons plus longuement le problème des déchets dans la partie traitant de la sûreté, de la pollution et des effets sur l'environnement.

6. Le plutonium

Le plutonium 239 est engendré dans les réacteurs par l'uranium 238, isotope fertile, tandis que « brûle » l'uranium 235, isotope fissile. On connaît 15 isotopes du plutonium, mais les plus importants, qui apparaissent en quantités notables dans les réacteurs sont 239, 240, 241, 242. L'isotope 238 a également une certaine importance pour des applications particulières (stimulateurs cardiaques). Ces différents isotopes sont radioactifs et leurs demi-vies sont les suivantes :

Isotope	238	239	240	241	242
Demi-vie	90 ans	24 400 ans	6 600 ans	14 ans	0,4 Ma. *
Émission	α	α	α	β	α

* Ma : millions d'années.

Le plutonium a été utilisé d'abord à des fins militaires (bombe atomique), mais il constitue également un combustible très intéressant pour les réacteurs nucléaires puisque, comme l'uranium 235, ses isotopes 239 et 241 sont fissiles.

Le plutonium est un corps très dangereux (voir 2^e partie). Il est utilisé comme combustible fissile dans les réacteurs nucléaires, soit au sein même du combustible à uranium où il a pris naissance, soit après extraction du combustible irradié et fabrication de nouveaux éléments combustibles. Dans ce dernier cas, deux voies sont possibles :

- Le « recyclage » dans les réacteurs à neutrons thermiques, solution envisagée en particulier pour les réacteurs à eau ordinaire.
- L'alimentation des réacteurs surrégénérateurs à neutrons rapides.

Le plutonium est alors utilisé sous forme de composé réfractaire : le bioxyde PuO_2 possède des propriétés assez comparables à celles du bioxyde d'uranium et c'est l'oxyde mixte $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ qui est utilisé généralement comme combustible. La teneur en plutonium sera de 2 % environ pour les combustibles des réacteurs à eau ordinaire et 20 % dans le cas des réacteurs à neutrons rapides.

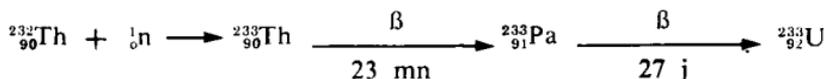
On peut estimer à 4 tonnes de plutonium la quantité nécessaire pour une centrale de 1000 MWe équipée d'un réacteur à neutrons rapides. Il se pose donc un problème d'approvisionnement, le plutonium ne pouvant provenir dans un premier

temps que des réacteurs à neutrons thermiques soit, pour la France, des réacteurs EdF de la filière graphite-gaz, qui produisent environ 1 tonne de plutonium par an à partir de 1971. Dès leur mise en service, les réacteurs surrégénérateurs commenceront à leur tour à fournir du plutonium, mais à un rythme assez lent. Cette « fabrication » est caractérisée par le temps pendant lequel il faut faire fonctionner le réacteur pour qu'il accumule la quantité de matière fissile nécessaire à l'alimentation d'un second réacteur de même taille : ce « temps de doublement » est estimé à une vingtaine d'années.

Le combustible des réacteurs à neutrons rapides se présente sous la forme de « pastilles » de quelques mm de diamètre (5,4 pour Phénix). Les pastilles remplissent un tube d'acier inoxydable, constituant une aiguille de la longueur du cœur fissile du réacteur. Les aiguilles sont groupées en assemblages (271 aiguilles) de section hexagonale, contenues dans des boîtiers en acier inoxydable. En France, le combustible des réacteurs à neutrons rapides est fabriqué à l'Atelier de technologie du plutonium, à Cadarache.

7. Le thorium

Le thorium, élément n° 90 de la classification périodique, possède 13 isotopes, du 223 au 235. Tous sont radioactifs α ou β mais seul le *thorium* 232 a une très longue période (radioactivité α , période de 14 milliards d'années) ; c'est en pratique le seul représentant du thorium naturel. Le thorium 232 n'est pas fissile mais fertile. Bombardé par les neutrons, il engendre un noyau fissile, l'*uranium* 233 :



Ce nouvel isotope possède des propriétés supérieures à celles des autres isotopes fissiles de l'uranium et du plutonium : le couple ${}^{232}\text{Th} - {}^{233}\text{U}$ est donc très intéressant comme combustible des réacteurs nucléaires.

Plusieurs variantes de réacteurs à eau lourde à combustible au thorium ont été proposées, mais c'est avec les *réacteurs à haute température* (voir chapitre 2) que se développe actuellement une filière dont le combustible est un oxyde mixte de thorium et d'uranium très enrichi en ${}^{235}\text{U}$.

Le thorium est un corps qui ne pose pas de problème pour la fabrication des combustibles. Par contre l'uranium 233 est radioactif α , avec une période de 160 000 ans et sa présence rend difficile le retraitement des combustibles irradiés.

8. Les cycles de combustibles

Pour toutes les filières, et exception faite des réacteurs qui consomment du thorium, la matière première nucléaire de base pour le combustible est l'uranium naturel. Une fois celui-ci extrait, concentré, raffiné, s'offrent deux possibilités :

1. Transformation en métal ou en oxyde et utilisation dans un réacteur modéré au graphite ou à l'eau lourde.

2. Transformation en tétrafluorure puis hexafluorure et enrichissement par séparation isotopique. L'hexafluorure enrichi en ^{235}U est transformé en oxyde et utilisé comme combustible d'un réacteur à eau ordinaire, PWR ou BWR.

Dans les deux cas, après irradiation, l'uranium s'est appauvri en ^{235}U et enrichi en plutonium.

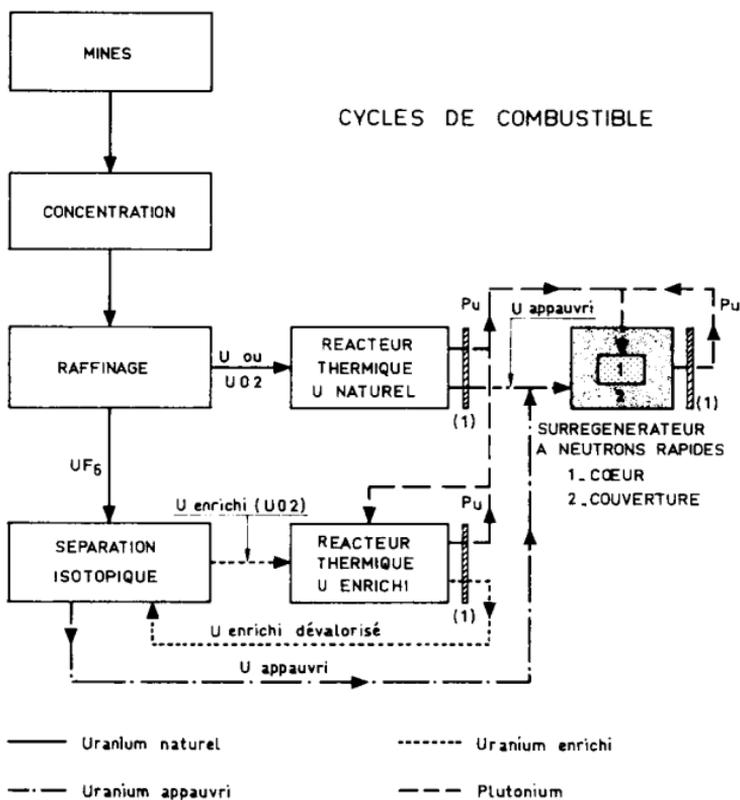
L'uranium appauvri qui sort des usines de séparation isotopique ne contient plus que 0,25 % d'uranium 235 ; celui qui sort des réacteurs à graphite de l'ordre de 0,4 % et des réacteurs à eau lourde de 0,1 à 0,2 %. Cet uranium sera utilisé comme « couverture » des réacteurs surrégénérateurs à neutrons rapides. L'uranium qui sort des réacteurs à eau ordinaire est évidemment moins enrichi qu'initialement mais possède en général une teneur en ^{235}U supérieure à celle de l'uranium naturel. On peut alors l'enrichir de nouveau en le réintroduisant dans l'usine de séparation isotopique.

De son côté, le plutonium peut être soit recyclé dans les réacteurs à neutrons thermiques, soit utilisé comme combustible des réacteurs à neutrons rapides.

On peut ainsi distinguer plusieurs *cycles de combustibles* dont la combinaison permet l'élaboration d'une stratégie d'utilisation de l'énergie nucléaire.

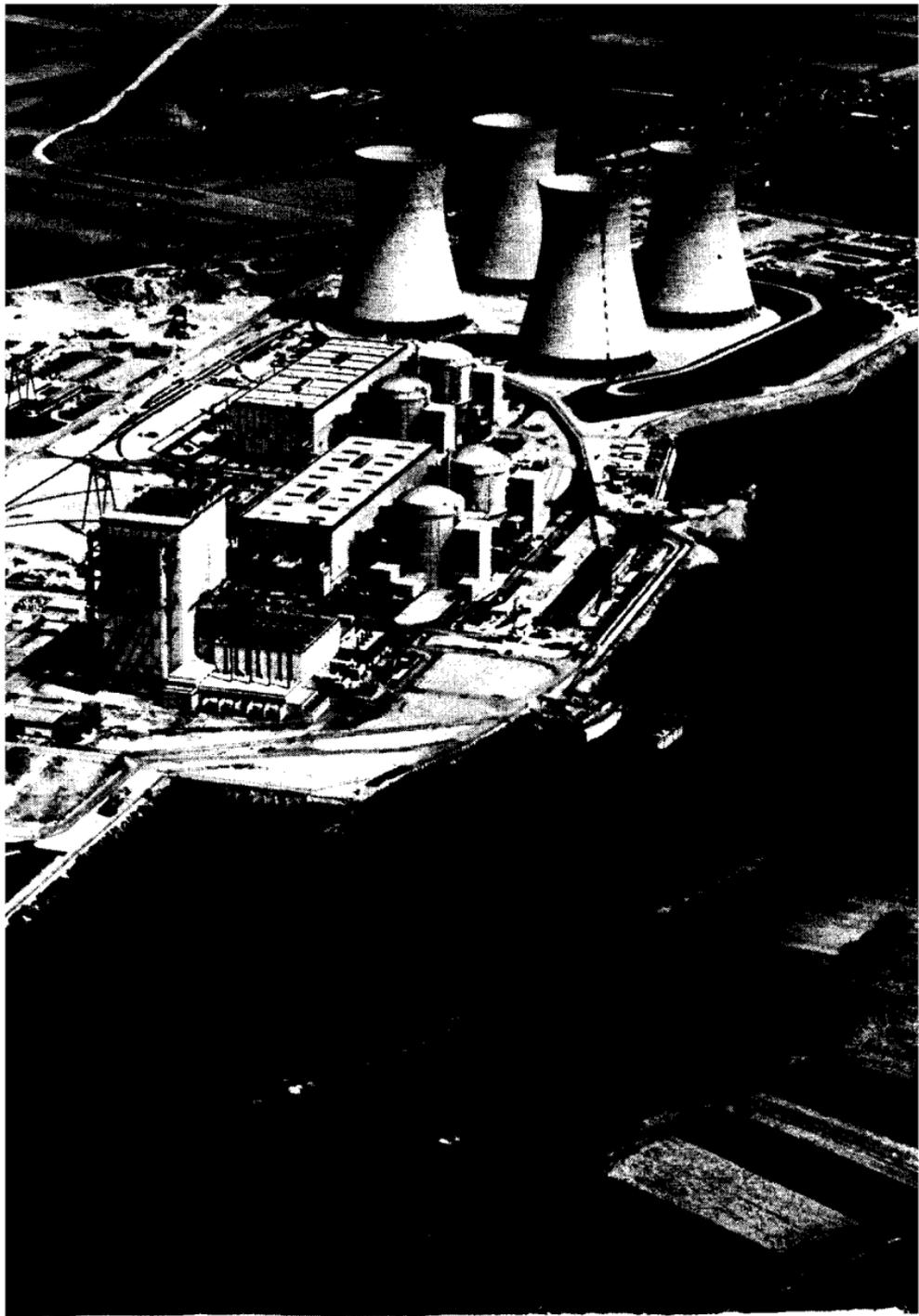
Cette notion de « cycle » est particulièrement importante pour les surrégénérateurs qui utilisent le plutonium comme combustible : leur alimentation dépend du retraitement des combustibles des réacteurs à neutrons thermiques (UNGG, eau ordinaire) pour amorcer le développement de la filière, puis du retraitement des surrégénérateurs eux-mêmes pour récupérer le plutonium produit. Pour profiter à plein de la

surrégénération, il faut que le plutonium des combustibles irradiés soit réutilisé le plus vite possible pour fabriquer du combustible neuf. La durée du cycle industriel hors réacteur est un paramètre essentiel car elle détermine la quantité totale de plutonium immobilisé dans le cycle. Pour une durée de 2 ans (1 an pour la désactivation, le transport et le retraitement, 1 an pour la fabrication), ce qui paraît une estimation très optimiste, la masse totale de plutonium dans le cycle est de 9400 kg, soit de l'ordre de grandeur du double de la charge. Avec une durée du cycle de 4 ans, cette masse serait de 13 300 kg environ. Ce délai constitue actuellement une incertitude de taille du fait, en particulier, du manque d'expérience industrielle sur le retraitement.



2

Risques nucléaires
et
impact sur l'environnement



Centrale nucléaire du Bugey.

1. Les rayonnements ionisants et leurs effets

1. Les rayonnements et leur action sur la matière

Nous avons abordé la radioactivité dans la présentation du dossier technique de l'électronucléaire [CHE 61] et [GUE1. 73].

Les rayonnements

L'édifice représenté par un atome peut être modifié de deux manières :

- dans le noyau par changement du nombre de nucléons (protons ou neutrons), lors des désintégrations ;
- dans les couches électroniques par départ d'électrons accompagné du réarrangement de ceux qui restent ou simplement par déplacement d'un électron d'une couche à l'autre.

Ces modifications peuvent laisser l'atome qui résulte de la désintégration dans un état stable ou dans un état dit « excité ». Dans tous les cas, ces transformations s'accompagnent de l'émission de rayonnements parmi lesquels on distingue :

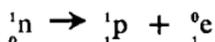
- ceux qui se traduisent par l'émission de particules (particules α , électrons β ou neutrons),
- ceux qui correspondent à l'émission de quanta d'énergie ou photons (rayonnements γ et X).

Rayonnement α

La particule α est un noyau d'hélium ${}^4_2\text{He}$ très stable. L'émission d'une particule α correspond à la diminution du nombre de nucléons (nombre de masse) de 4 et du nombre de protons (numéro atomique) de 2.

Rayonnement β

Ce rayonnement correspond à l'émission, par le noyau, d'électrons qui peuvent être positifs ou négatifs. Dans le cas de l'émission d'électrons e^- par exemple, tout se passe comme si, dans le noyau, un neutron se transformait en un proton et un électron :

*Neutrons*

Ces particules, de charge électrique nulle, sont en particulier « libérées » par le phénomène de fission.

Rayonnement γ

Lorsque l'atome est excité, il possède une énergie supérieure à celle correspondant à son état stable ; il peut perdre ce supplément d'énergie en émettant un rayonnement γ électromagnétique. Les photons ainsi émis n'ont ni masse ni charge mais ils transportent de l'énergie. Leur pouvoir de pénétration est plus grand que celui des α et des β .

Émission d'électrons monocinétiques

Après désintégration, si le noyau résultant se trouve à l'état excité, il revient à l'état fondamental :

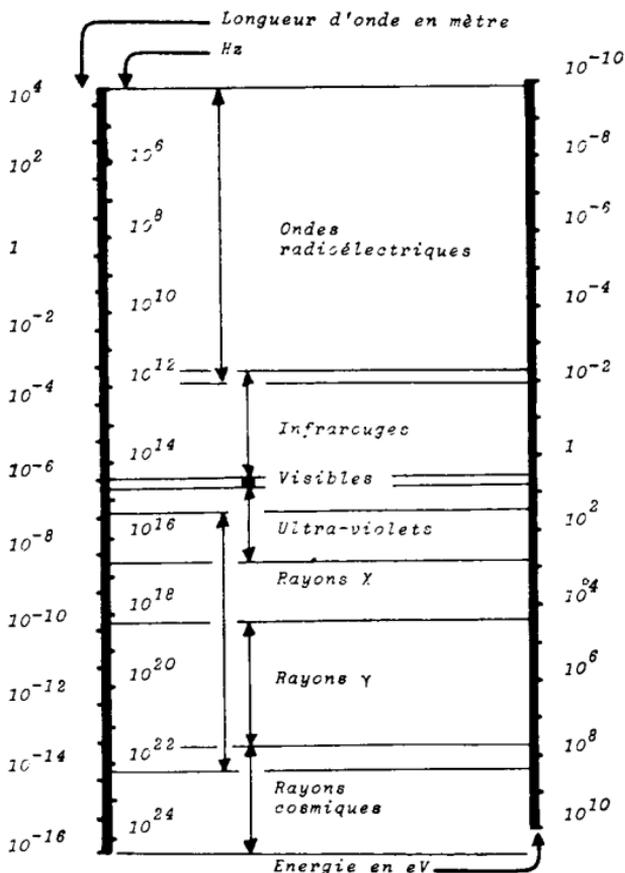
- soit par émission de photons γ ,
- soit en communiquant l'énergie disponible à un électron lié ; dans ce cas, à l'émission d'électrons monocinétiques s'ajoutent les X et les électrons Auger qui résultent des réarrangements.

Rayonnement X

C'est un rayonnement électromagnétique comme le rayonnement γ et comme la lumière. Ces rayonnements ne diffèrent que par leur longueur d'onde ou, ce qui revient au même, par leur fréquence (voir graphique ci-après). Les modifications internes de l'atome et en particulier les passages des électrons de couches sur d'autres s'accompagnent de l'émission de rayonnement X et d'électrons. Le rayonnement X est prépondérant pour les noyaux lourds.

Énergie d'un rayonnement

On mesure l'énergie d'une particule (α , β , γ) ou d'un rayonnement γ ou X en électron-volt (eV). Un eV est l'énergie acquise par un électron accéléré dans un champ électrique par



Longueurs d'onde des rayonnements électromagnétiques [ROD 74]

une différence de potentiel de 1 volt. On utilise couramment le MeV (méga-électron-volt) qui vaut 1 million d'eV.

$$1 \text{ eV} = 1.602 \cdot 10^{-12} \text{ erg} = 1,602 \cdot 10^{-19} \text{ joule (J)}$$

$$1 \text{ MeV} = 1.602 \cdot 10^{-6} \text{ erg} = 1,602 \cdot 10^{-13} \text{ joule (J)}$$

Les photons lumineux ont une énergie de l'ordre de 2 à 3 eV, soit dix mille à un million de fois moins que les rayons γ les plus courants.

La radioactivité

On dit qu'un élément est radioactif lorsqu'une transformation dans son noyau entraîne l'émission d'un rayonnement. Le noyau se désintègre pour donner un noyau stable ou pour successivement se transformer en un ou plusieurs noyaux instables jusqu'à ce que l'on arrive à un noyau stable.

Cette radioactivité peut être *naturelle*, par exemple l'uranium qui, peu à peu, se transforme en plomb ; elle peut être également *artificielle*, à partir de radionucléides (appelés improprement radioéléments dans certains ouvrages) obtenus par réactions nucléaires sur des éléments stables ou instables.

Quel que soit le mode de désintégration, la radioactivité obéit à la loi suivante : « Pour un type de noyau donné, le nombre de désintégrations par seconde est proportionnel au nombre d'atomes radioactifs présents ». La constante de proportionnalité entre le nombre d'atomes qui se désintègrent et le nombre d'atomes présents est la *constante radioactive* λ . Il résulte de cette loi une diminution *exponentielle* de la quantité d'atomes radioactifs au cours du temps : si l'on désigne par N_0 et N le nombre de noyaux radioactifs présents aux temps $t_0 = 0$ et t on a :

$$N = N_0 e^{-\lambda t}$$

On définit également la *demi-vie*, improprement mais couramment appelée *période radioactive*, qui est le temps au bout duquel le nombre d'atomes radioactifs restants est égal à la moitié du nombre initial. Les demi-vies connues varient dans d'énormes proportions suivant les atomes : 4,5 milliards d'années pour l'uranium 238, 1600 ans pour le radium 226, 12 ans pour le tritium, 24 secondes pour l'argent 109 et des fractions de microsecondes pour certains produits de transition.

L'*activité* d'une certaine quantité d'un corps radioactif à un instant donné est le nombre de désintégrations qui s'y produisent par seconde, à cet instant. L'activité est mesurée en *curie* * ; 1 curie est l'activité correspondant à 37 milliards (ou $3,7 \times 10^{10}$) de désintégrations par seconde. Cette unité ne dépend ni de la nature des désintégrations, ni du type de rayonnements émis, ni de l'énergie de ces rayonnements.

Les sous-multiples du curie sont :

le millicurie = 10^{-3}Ci (symbole mCi)

le microcurie = 10^{-6}Ci (symbole μCi)

le nanocurie = 10^{-9}Ci (symbole nCi)

le picocurie = 10^{-12}Ci (symbole pCi)

Un curie représente l'activité d'un gramme de radium 226 ou d'environ 15 grammes de plutonium 239.

* Voir note page 30.

Action des rayonnements sur la matière

Tous les rayonnements présentent un certain nombre de propriétés communes : ils sont invisibles, se déplacent à des vitesses très élevées et peuvent pénétrer dans la matière à des profondeurs variables, selon la nature du rayonnement. Leur action sur la matière se traduit notamment par le phénomène d'ionisation, qui résulte de la formation d'ions (positifs ou négatifs) lorsque des électrons sont arrachés de la couche périphérique des atomes. Un atome ionisé peut donner naissance à une transformation chimique de la molécule dont il est l'élément constitutif, il peut également créer dans les tissus des radicaux libres très actifs qui prolongent l'action du rayonnement à d'autres molécules. Dans les deux cas, ces actions peuvent conduire à une modification de la vie cellulaire. Les rayonnements peuvent être classés en deux catégories :

- les rayonnements directement ionisants qui sont constitués par des particules chargées α , β ou p (protons) ;
- les rayonnements indirectement ionisants, constitués par des particules non chargées, photons γ ou X, ou des neutrons qui produisent des particules secondaires directement ionisantes (électrons, protons).

La particule α , 7300 fois plus lourde que l'électron, a dans la matière une trajectoire pratiquement rectiligne. Les électrons parcourent pour leur part une trajectoire d'autant plus sinueuse que leur énergie est faible. Par choc ou par freinage, la particule α ou β perd progressivement son énergie dans la matière traversée et finit par s'arrêter. Certains de ces chocs sont suffisants pour arracher un électron à la couche périphérique d'un atome qui devient un ion. Une particule α crée de 3000 à 6000 paires d'ions par millimètre de parcours dans l'air et y est arrêtée au bout de quelques centimètres. Elle est très fortement ionisante. Une particule β produit moins d'ionisation par unité de longueur (5 à 40 par mm d'air) et son parcours peut atteindre quelques mètres dans l'air. Dans les solides, où les atomes sont beaucoup plus nombreux par unité de volume, les parcours sont moins longs.

Si l'on considère les α et les β émis par les radionucléides naturels ou artificiels, leur parcours, dans le plomb par exemple, est de quelques centièmes de mm pour les α et de quelques dixièmes de mm pour les β .

Par contre, le photon (γ ou X), *sans charge électrique*, se propage beaucoup plus loin. Il agit sur la matière, soit par

effet photoélectrique (il arrache un électron des couches internes d'un atome et est stoppé net), soit par effet Compton (choc sur un électron peu lié), soit pour des énergies supérieures au MeV par formation de paires (création d'un électron positif et d'un électron négatif et annihilation du photon). Si l'on considère un faisceau de photons de même énergie pénétrant dans la matière, un certain nombre d'entre eux sera absorbé par unité de longueur parcourue : la pénétration du faisceau suit, en fonction de la distance, une loi de décroissance exponentielle. Cette décroissance varie avec chaque corps et l'on nomme *épaisseur-moitié*, pour un corps donné, l'épaisseur au bout de laquelle la moitié des photons est arrêtée ou diffusée (l'autre moitié ayant traversé sans interagir).

**ÉPAISSEUR-MOITIÉ POUR L'ATTÉNUATION
D'UN FAISCEAU DE PHOTONS**
épaisseurs de matériaux données en cm

	Eau	Aluminium	Béton	Fer	Plomb
Densité	1	2,69	2,5	7,86	11,3
Énergie de rayonnement					
10 keV	0,146	0,011	0,011	0,0005	0,00072
20 keV	0,94	0,08	0,083	0,0035	0,00085
100 keV	4,05	1,52	1,64	0,24	0,011
500 keV	7,14	3,06	3,18	1,04	0,403
1000 keV	9,90	4,22	4,40	1,46	0,88
2000 keV	14,14	5,98	6,16	2,09	1,36

Les techniciens utilisent aussi la notion d'épaisseur-dixième : c'est l'épaisseur d'écran qui réduit le flux de photons incidents au dixième de sa valeur (2 épaisseurs 1/10 = réduction d'un facteur 100), d'après [DEV 61].

**ÉPAISSEUR-DIXIÈME POUR L'ATTÉNUATION
D'UN FAISCEAU DE PHOTONS**
épaisseurs de matériaux données en cm

Nature du rayonnement	Eau	Aluminium	Fer	Plomb
Cobalt 60	43,2	19,15	6,65	4,12
Césium 137	29	12,9	4,28	2,1

Unité de mesure : le rad

Il s'agit ici d'une unité relative à l'action du rayonnement sur la matière. On caractérise cette action par l'énergie absorbée dans le milieu irradié. Cette unité est le *rad* *, qui correspond à une énergie absorbée de 100 ergs par gramme de matière :

$$1 \text{ rad} = 100 \text{ erg/g} = \frac{1}{100} \text{ J/kg}$$

Lorsqu'on fait intervenir le temps pendant lequel la dose a été reçue, on exprime un « débit de dose absorbée ». Par exemple, si lors d'une irradiation un individu a reçu 5 rads en 1 heure, la dose absorbée est de 5 rads et le débit de dose moyen de 5 rads par heure ; si cette dose de 5 rads a été reçue au cours de 2000 heures, le débit de dose moyen est de 0,0025 rad par heure.

Le rad est une unité relativement grande. On utilise couramment le sous-multiple « millirad » :

$$1 \text{ mrad} = 1 \text{ millième de rad}$$

Détection et mesure des rayonnements**1. GÉNÉRALITÉS**

Les rayonnements α et β peuvent être détectés directement, tandis que les X et les γ ne peuvent l'être que par l'intermédiaire des électrons qu'ils libèrent dans la matière. Plusieurs méthodes permettent d'assurer cette détection et de mesurer l'intensité des rayonnements. En perdant leur énergie, les particules produisent plusieurs effets :

- des ionisations et des excitations,
- des réactions nucléaires,
- des réactions chimiques,
- des effets calorifiques.

L'utilisation de ces effets, séparément ou conjointement, conduit à plusieurs familles de détecteurs :

a. détecteurs utilisant la collecte de charges électriques :

- chambre d'ionisation (α , β , γ , X, n),
- compteur proportionnel (α , β , X, n),
- compteur Geiger-Muller (α , β , γ , X) ;

b. détecteurs utilisant la formation d'impulsions lumineuses :

- scintillateurs solides ou liquides (α , β , γ , X, n) ;

* Remplacé, lors de la quinzième Conférence générale des Poids et Mesures (2 juin 1975) par le *gray* (Gy), égal à 1 joule par kg.

- c. détecteurs utilisant une luminescence induite :
 - thermo ou photoluminescents (β , γ , n) ;
- d. détecteurs solides de « traces » :
 - mesure de particules α ou de fragments de fission ;
- e. détecteurs à activation :
 - réaction (n, γ), spallations, etc. ;
- f. détecteurs microcalorimétriques (γ) ;
- g. détecteurs chimiques (γ).

2. PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT DES DIFFÉRENTS DÉTECTEURS

- Détecteur à ionisation

Un volume de gaz ou de liquide, défini par une paroi extérieure servant de cathode et une anode centrale, convenablement polarisée, permet la collecte de charges électriques quand on place le détecteur ainsi constitué dans un flux de particules. Suivant la tension électrique que l'on place aux bornes du détecteur l'on réalise une chambre d'ionisation, un compteur proportionnel ou un compteur Geiger-Muller. On recueille ainsi un courant électrique ou une impulsion de tension qui permet de détecter la présence de particules α , β , γ ou n.

- Détecteur à scintillation

Certains corps, tel l'iodure de sodium activé au thallium, ont la propriété de transformer en lumière le rayonnement X ou γ qui les frappe ; on a donc là un moyen de le détecter en le couplant à un photomultiplicateur qui « voit » la lumière émise.

- Détecteurs radiophotoluminescents

Verres spéciaux qui ont la propriété d'émettre, après leur irradiation, une quantité de lumière s'ils sont « excités » par un rayonnement ultraviolet. Dans certaines conditions d'utilisation, la quantité de lumière émise est proportionnelle à la dose absorbée par le verre. Ces verres conservent l'information et peuvent être « relus ».

- Détecteurs radiothermoluminescents

Certains composés, tel que le fluorure de lithium par exemple, ont la propriété d'émettre après leur irradiation une quantité de lumière s'ils sont chauffés. Dans certaines conditions d'utilisation, la quantité de lumière émise est proportionnelle à la dose absorbée par le composé.

- Émulsions photographiques

Un film sensible soumis à un rayonnement subit, pour une

énergie donnée, un noircissement d'autant plus accentué que le rayonnement est plus intense. Par étalonnage du film et filtrage du rayonnement que l'on veut détecter à l'aide d'écrans, on peut doser les rayonnements du type β , X, γ . Certaines émulsions permettent de mesurer des traces de particules α ou de neutrons.

- Détecteurs solides de traces

Certains solides, tel que le mica par exemple, ont la propriété de garder la « trace » des particules α qui les ont atteints. Après traitement chimique, la trace peut être observée au microscope.

- Détecteurs à activation

On utilise la propriété des neutrons qui, par interaction avec la matière, donnent des corps radioactifs dont on mesure l'activité.

- Dosimètre microcalorimétrique

Les quantités de chaleur dégagées sont très faibles. Il faut délivrer au calorimètre de l'ordre de 100 000 rads pour élever sa température d'un degré. L'élévation de température du détecteur (pastille de graphite par exemple) est mesurée avec un thermocouple.

- Dosimètre chimique

Les milieux irradiés sont le siège de réactions chimiques.

Le dosimètre de Fricke par exemple mesure la transformation de l'ion ferreux Fe^{++} en ion ferrique Fe^{+++}

Dans certains cas, la quantité de produits formés est en relation avec l'énergie absorbée.

2. Grandeurs et unités dosimétriques

Atteintes à l'organisme humain

Les rayonnements peuvent atteindre l'organisme humain de trois façons :

- par l'*irradiation externe*, c'est-à-dire l'exposition du corps à des sources qui lui sont extérieures ;
- par la *contamination cutanée* qui est la souillure de la peau par des substances radioactives ;
- par la *contamination interne* provenant de l'incorporation de substances radioactives aux tissus vivants. Cette contamination peut se faire par voie respiratoire, par voie digestive ou par voie transcutanée (diffusion par la peau).

Les facteurs qui déterminent la gravité des dégâts causés par l'irradiation sur les tissus vivants sont les suivants :

— *La dose absorbée*, c'est-à-dire l'énergie absorbée par unité de masse du tissu irradié. Elle s'exprime en rad. La dose absorbée n'exprime qu'un transfert local d'énergie. Il importe donc de connaître, notamment en cas d'accident, la répartition spatiale de l'irradiation et l'importance de la dose à différentes profondeurs.

— *Le débit de dose absorbée*, c'est-à-dire l'étalement de l'irradiation dans le temps, qui peut intervenir sur la faculté de restauration d'un organe ou de l'organisme entier. Les conséquences radiopathologiques sont pratiquement identiques pour des irradiations qui se sont déroulées entre quelques fractions de seconde et quelques minutes.

— *La nature du rayonnement* : Si l'on considère un tissu donné, pour une même dose absorbée et la même énergie, les dégâts occasionnés pourront être dix fois supérieurs pour des neutrons rapides ou des « alpha » que pour des gamma. Cette nature intervient aussi sur l'importance de la dose en profondeur.

— *La nature des tissus irradiés* : Un tissu est d'autant plus radiosensible que ses cellules sont moins différenciées et qu'elles se renouvellent plus vite. Par exemple, les cellules de la couche basale de la peau ou celles des organes sanguiformateurs — la moelle rouge — sont parmi les plus fragiles

1. L'ÉQUIVALENT DE DOSE : LE REM

Pour ces raisons, on a défini une unité d'irradiation qui tienne compte de l'ensemble de ces éléments et soit vraiment représentative de la nocivité du rayonnement. Comme les rayonnements ont des pouvoirs de pénétration qui varient avec la nature et l'énergie des particules, il est nécessaire de préciser où et à quelle *profondeur* la dose, exprimée en rad, est mesurée. Une irradiation de la totalité de l'organisme ou d'un seul organe ou encore une irradiation superficielle (contamination de la peau par des émetteurs α ou β , par exemple) auront des conséquences très différentes.

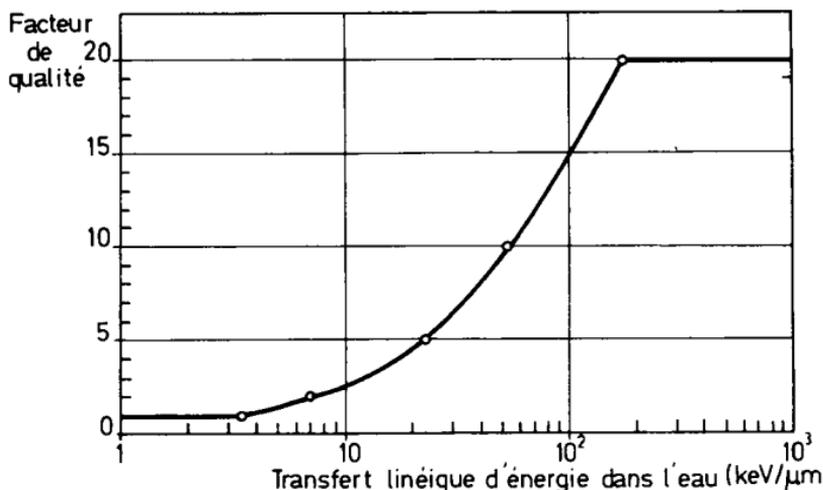
On définit donc un « équivalent de dose » ED :

$$\text{ED} = \text{Dose} \times \text{FQ} \times \text{FD}$$

rem rad

avec FQ = Facteur de qualité
et FD = Facteur de distribution

- Le Facteur de qualité — FQ — est lié à la densité d'ionisation ou du transfert d'énergie par unité de longueur du trajet des particules*.



VARIATION DU FACTEUR DE QUALITÉ [ICR73].

* Transfert linéique d'énergie - TLE : le TLE représente l'énergie transférée à la matière par unité de longueur. Il s'exprime en keV par micron.

Ce facteur est défini pour la *radioprotection*. En France comme dans de nombreux pays, les valeurs de FQ figurent dans les lois relatives à la protection des travailleurs de l'énergie nucléaire et du public.

- Le Facteur de distribution — FD — tient compte de la distribution non uniforme des radionucléides dans un tissu. Ce facteur est utilisé pour le calcul de l'*irradiation interne* qui accompagne la contamination interne. Il ne s'applique pratiquement que pour les émetteurs de particules à faible pouvoir de pénétration (β^+ , β^- , α).

L'unité d'Équivalent de dose — ED — est le rem (rem : rad équivalent *men*). C'est une « unité d'effet biologique », alors que le rad est une « unité d'action physique ».

**VALEURS LÉGALES DU FACTEUR DE QUALITÉ
EN FRANCE**

- J.O. du 15 mars 1967 -

Transfert linéique d'énergie (en keV par micron dans l'eau)	Facteurs de qualité
3,5	1
De 3,5 à 7	1 à 2
De 7 à 23	2 à 5
De 23 à 53	5 à 10
De 53 à 175	10 à 20

En pratique, dans les cas d'irradiation externe, pour les rayonnements X, γ et les électrons, on prend un facteur de qualité égal à l'unité et pour les neutrons un facteur de qualité variable suivant leur énergie.
Les débits de fluence de neutrons correspondant aux équivalents de dose maximaux admissibles peuvent être déduits du tableau suivant qui indique, pour différentes valeurs de l'énergie des neutrons, le débit de fluence de neutrons délivrant 2,5 millirem/heure.

Énergie des neutrons	Débit de fluence $n/cm^2/s$
Thermiques	670
5 keV	570
20 keV	280
100 keV	80
500 keV	30
1 MeV	18
5 MeV	18
10 MeV	17

Dans le cas d'une irradiation des cristallins par des rayonnements de transfert linéique d'énergie (TLE) élevé (par exemple des particules chargées libérées par des neutrons dont l'énergie est d'environ 1 MeV), il convient pour calculer l'équivalent de dose délivré à cet organe de donner au facteur de qualité la valeur 30.

Si FQ et FD sont égaux à un, une dose absorbée de 1 rad donnera un équivalent de dose de 1 rem.

EXEMPLE DE CALCUL D'ÉQUIVALENT DE DOSE

Dose absorbée (rad)	Nature du rayonnement	Énergie (MeV)	FQ	Équivalent de dose rem
30	gamma	1,33	1	30
30	x	0,200	1	30
30	neutron	0,100	7,4	222
30	neutron	« fission »	8	240
30	alpha	5 MeV	10	300

2. L'EFFICACITÉ BIOLOGIQUE RELATIVE

Les radiobiologistes qui étudient l'effet des rayonnements sur la matière vivante utilisent un facteur d'*efficacité biologique relative* EBR.

On appelle EBR de deux rayonnements, de même nature ou non, le rapport des doses absorbées (en rad) qu'il faut administrer à l'aide de ces deux rayonnements pour obtenir un même effet biologique. Il s'agit donc d'une grandeur *relative* et non pas *absolue*.

3. LES NOUVELLES UNITÉS

Nous nous sommes exprimés dans l'ensemble des textes en fonction des unités en usage dans l'ensemble des techniques nucléaires. Ces unités sont cependant appelées à laisser progressivement la place à de nouvelles unités définies par l'*International Commission on Radiation Units* — ICRU. Ces dernières unités sont des unités cohérentes, c'est-à-dire qu'elles se déduisent des unités de base sans ajout de coefficient [ICR 71].

Nature	Ancienne unité	Nouvelle unité	Relation
Activité	Le curie : Ci 1Ci = 37 milliards de désintégrations par seconde	Le bequerel : Bq 1 Bq = 1 désinté- gration par seconde	1Ci = 3,7.10 ¹⁰ Bq
Dose	Le rad : rad 1 rad = $\frac{1}{100}$ joule/kg	Le gray : Gy 1Gy = 1 joule/kg	1Gy = 100 rad
Équivalent de dose	Le rem : rem 1 rem = $\frac{1}{100}$ joule/kg pour FQ = 1	Le sievert = Sv 1Sv = 1 joule/kg pour FQ = 1	1 Sv = 100 rem

3. Les sources de rayonnements et les irradiations

La Terre a certainement été fortement radioactive à l'origine mais, peu à peu, tous les isotopes à période courte ou moyenne ont disparu. Il subsiste cependant des corps dont la demi-vie est supérieure à la durée présumée de la Terre : l'uranium 238 (demi-vie : 4,5.10⁹ ans), le thorium 232 (1,41.10¹⁰ ans), le potassium 40 (1,3.10⁹ ans), et certains de leurs produits de filiation. Les minerais uranifères, très répandus, et le potassium 40 (représentant 1/10 000 du potassium naturel) présent dans tous les sols, émettent des rayonnements. Leur radioactivité en picocuries par gramme varie de 0,5 à 40 pour l'uranium et de 2,3 à 20 pour le potassium, suivant la situation géographique (en particulier, sur les 250 grammes de potassium répartis dans le corps humain, 0,023 g sont radioactifs).

Cette radioactivité passe :

- dans l'atmosphère par deux produits de filiation gazeux : le radon et le thoron ;
- dans les eaux de source, de rivière, de mer, car certains sels radioactifs sont solubles ;
- dans les plantes, puis les animaux, enfin les aliments.

Les tableaux ci-contre [BLA 73] donnent la liste des radio-nucléides naturels donnant ou non des filiations radioactives.

LES QUATRE FAMILLES RADIOACTIVES NATURELLES

Nombres de masse du type *	Nom de la série	Premier terme de la chaîne, avec sa période	Dernier terme
4n	thorium	${}^{232}_{90}\text{Th}$ ($1,39 \cdot 10^{10}$ ans)	${}^{208}_{82}\text{Pb}$
4n + 1	neptunium	${}^{237}_{93}\text{Np}$ ($2,20 \cdot 10^6$ ans)	${}^{209}_{83}\text{Bi}$
4n + 2	uranium-radium	${}^{238}_{92}\text{U}$ ($4,50 \cdot 10^9$ ans)	${}^{206}_{82}\text{Pb}$
4n + 3	uranium-actinium	${}^{235}_{92}\text{U}$ ($7,18 \cdot 10^8$ ans)	${}^{207}_{82}\text{Pb}$

* La famille du neptunium n'existe qu'à l'état de traces dans les minerais uranifères.

RADIONUCLÉIDES NATURELS DE L'ÉCORCE TERRESTRE NE DONNANT PAS DE FILIATIONS RADIOACTIVES

Isotope	Période (ans)	Rayonnement produit	Énergie correspondante MeV*
${}^{40}\text{K}$	$1,3 \cdot 10^9$	β^-	1,32
${}^{50}\text{V}$	$5 \cdot 10^{15}$	β^-	1,19 – 2,39
${}^{87}\text{Rb}$	$5 \cdot 10^{10}$	β^-	0,273
${}^{115}\text{In}$	$6 \cdot 10^{14}$	β^-	0,60
${}^{138}\text{La}$	$1 \cdot 10^{11}$	β^-	0,21
${}^{144}\text{Nd}$	$3 \cdot 10^{15}$	α	1,8
${}^{147}\text{Sm}$	$1,3 \cdot 10^{11}$	α	2,2
${}^{176}\text{Lu}$	$4,5 \cdot 10^{10}$	β^-	0,43
${}^{187}\text{Re}$	$7 \cdot 10^{10}$	β^-	0,043

* Dans le cas des émetteurs bêta, il s'agit de l'énergie maximale du spectre.

La surface terrestre est également exposée aux *rayons cosmiques* provenant du Soleil ou des étoiles. Les particules primaires, principalement des photons qui peuvent avoir d'énormes énergies, pénètrent dans la haute atmosphère où elles agissent sur les atomes présents en donnant des rayonnements secondaires : protons, neutrons, photons, etc. Ce rayonnement cos-

mique est variable suivant la latitude (il est minimal à l'équateur) et l'altitude (il décroît lorsque l'on se rapproche du niveau de la mer).

Le carbone 14, isotope radioactif associé dans le carbone naturel aux isotopes stables carbone 13 et carbone 12, provient de l'action de neutrons cosmiques sur les noyaux d'azote atmosphérique. Il est ensuite transformé en CO_2 et pénètre par photosynthèse et métabolisme dans le règne végétal et animal. Sa demi-vie étant de 5760 ans, une partie disparaît chaque année : son cycle est rapide à l'échelle du temps géologique. Le tableau suivant [BLA 73] donne les principaux radionucléides produits par les rayons cosmiques.

**PRINCIPAUX RADIONUCLÉIDES PRODUITS
PAR LES RAYONS COSMIQUES**

Isotope	Période	Mode de désintégration
$^{10}_4\text{Be}$	$27 \cdot 10^6$ ans	$\beta - (E_m = 550 \text{ keV})$
$^{14}_6\text{C}$	5 570 ans	$\beta - (E_m = 156 \text{ keV})$
^3_1H	12,5 ans	$\beta - (E_m = 18 \text{ keV})$
$^{22}_{11}\text{Na}$	2,6 ans	$\beta + (E_m = 540 \text{ keV})$ $\gamma (1,3 \text{ MeV})$
$^{35}_{16}\text{S}$	87 jours	$\beta - (E_m = 167 \text{ keV})$
^7_4Be	53 jours	Capture électronique $\gamma (480 \text{ keV})$
$^{33}_{15}\text{P}$	25 jours	$\beta - (E_m = 250 \text{ keV})$
$^{32}_{15}\text{P}$	14,2 jours	$\beta - (E_m = 1,7 \text{ MeV})$
$^{39}_{17}\text{Cl}$	1 heure	$\beta - (E_m = 1,5 \text{ MeV})$

E_m = énergie maximale des rayons β produits.

Notons enfin l'activité des rayons ultraviolets du flux solaire.

En résumé, l'irradiation d'origine naturelle se traduit en moyenne par les équivalents de dose suivants :

- a. rayons cosmiques : entre 40 mrem/an environ au niveau de la mer et 100 mrem/an à 3000 m ;
- b. rayonnement terrestre : de 30 mrem/an (terrain sédimentaire) à 130 mrem/an (terrain granitique) ;
- c. irradiation interne : environ 25 mrem/an pour l'ensemble du corps (potassium 40, radon 220 et 222)

L'irradiation externe peut aller en France jusqu'à 200 mrem/an dans une maison de pierre granitique (Bretagne, Auvergne). Aux Indes et au Brésil on a observé dans des régions limitées, des doses annuelles supérieures à 1000 mrem/an, dues à la présence de thorium.

2. LES RAYONNEMENTS ARTIFICIELS

Ce sont ceux provoqués par les activités humaines :

- Radiologie médicale : l'utilisation des rayons X.
- Utilisation de radionucléides à des fins médicales pour établir des diagnostics.
- Articles manufacturés contenant des radionucléides ou émettant des rayons X (cadres lumineux, postes de télévision).
- Utilisation de radionucléides dans l'industrie (marquage des coulées de fer au cobalt 60, contrôle de soudures, ...).
- Retombées radioactives des essais nucléaires dans l'atmosphère : les essais nucléaires dans l'atmosphère provoquent la formation de noyaux radioactifs. Ces noyaux, produits de fission et d'activation, sont contenus dans le « champignon » de l'explosion et sont envoyés très haut, soit dans la troposphère (jusqu'à 10 000 m environ), soit dans la stratosphère (au-dessus de 10 000 m environ). Peu à peu ces produits retombent, très loin de leur lieu d'émission. Parmi les produits qui retombent ainsi, certains ont une radioactivité faible mais d'autres, de demi-vie longue, présentent certains risques car ils passent dans le sol, puis les plantes et les animaux sans perdre leur activité.
- L'industrie nucléaire : les nuisances qu'elle peut occasionner tout au long du cycle du combustible nucléaire ou au cours du fonctionnement des centrales font l'objet de cette étude.

Les équivalents de dose sont les suivants :

- Radiologie médicale : 30 à 50 mrem/an en moyenne par personne en France (un seul examen peut entraîner une irradiation bien supérieure ; la référence [TUB 63] cite 4500 mrem/an au niveau des gonades pour une urographie chez une femme).

**EXPLOSIONS NUCLÉAIRES ANNONCÉES OU NON
DE JUILLET 1945 A JUILLET 1973 ***

Période	Milieu	États-Unis	Union soviétique	Royaume Uni	France	Chine	Total
du 16 juil. 1945 au 4 août 1963	atmosphère	193	161	21	4	0	379
	sous la terre et sous l'eau	111	3	2	2	0	120
	total	304	164	23	8	0	499
du 5 août 1963 au 1er juil. 1973	atmosphère	0	0	0	29	14	43
	sous la terre et sous l'eau	261	121	2	9	1	394
	total	261	121	2	38	15	437
du 16 juil. 1945 au 1er juil. 1973	atmosphère	193	161	21	33	14	422
	sous la terre et sous l'eau	372**	124	4	13	1	514
	total	565	285	25	46	15	936

* Les données qui figurent dans le présent tableau sont reprises de l'ouvrage suivant : I. Zander et R. Araskog, *Kärnladdningsexplosioner 1945 - 1972 grunddata, Försvarets Forskningsanstalt Rapport A 4505-A1* Stockholm, avril 1973.

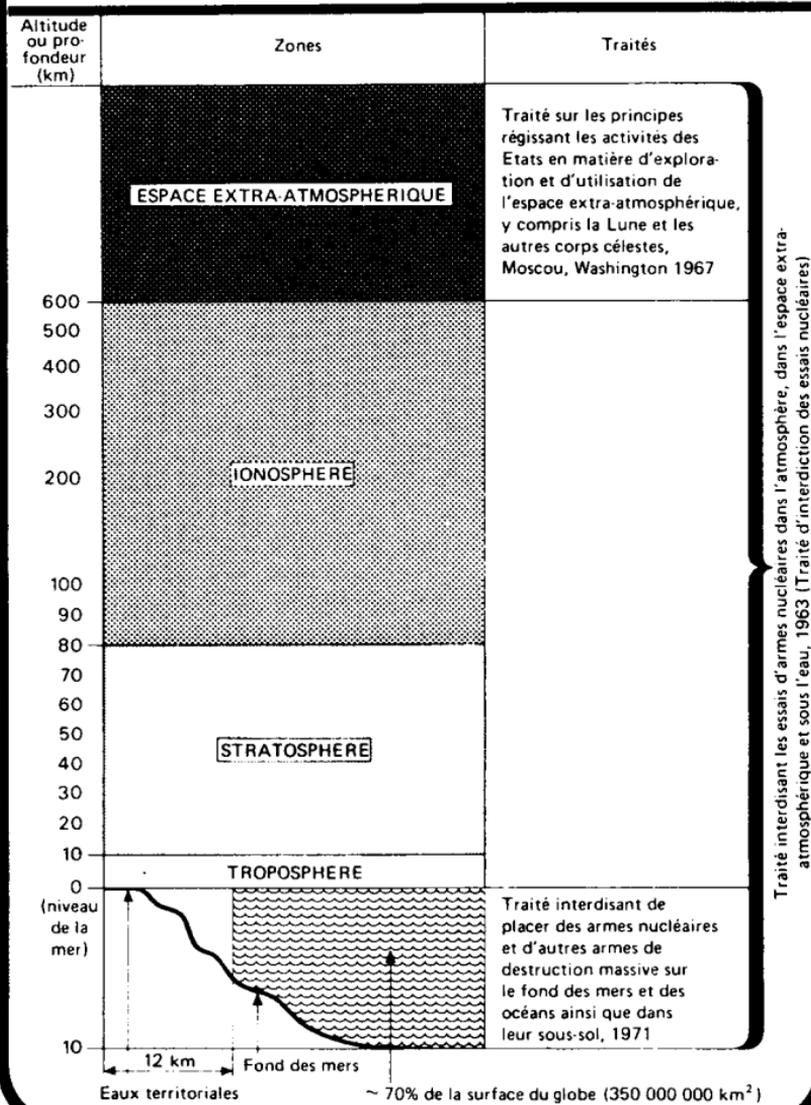
** 23 des essais souterrains américains ont été effectués entre le 15 septembre 1961 et le 20 août 1963, mais la date exacte de chaque explosion n'a pas été précisée. Au moins une explosion a été exécutée après le 5 août 1963. On présume, dans le présent tableau, que les 22 autres explosions ont été exécutées avant cette date.

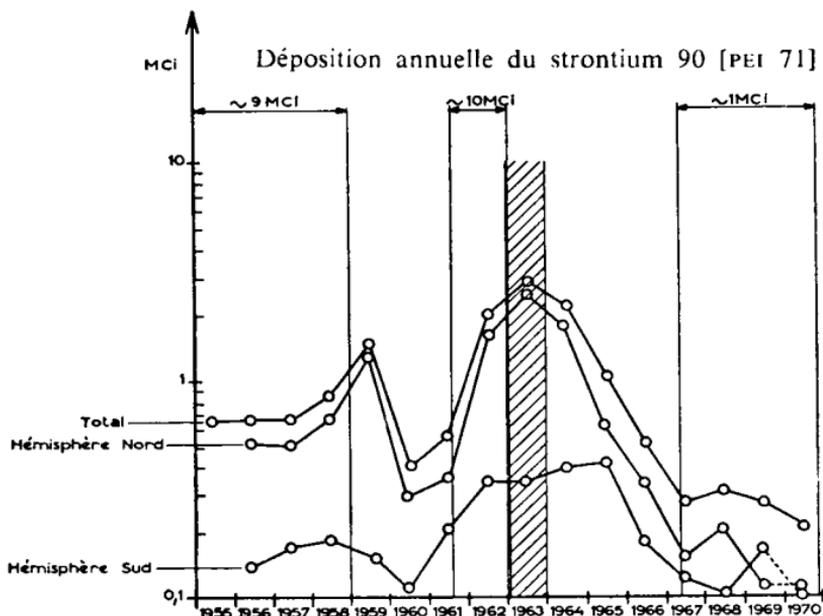
• *Retombées nucléaires* : variable suivant les régions et les époques.

Les produits radioactifs dégagés lors des explosions nucléaires passent de la troposphère à la stratosphère. Ils tournent ensuite autour de la terre suivant une nappe centrée grossièrement sur un parallèle (les passages d'un hémisphère à l'autre sont très faibles). Suivant la latitude du lieu de l'explosion, le tour de la Terre, sur le parallèle concerné, s'effectue en quelques semaines.

Les radionucléides formés repassent progressivement dans la troposphère et tombent sur le sol et dans les mers. La stratosphère joue ainsi un rôle de réservoir-tampon. La contamination nucléaire liée aux essais aériens est passée par un maximum en 1963 — l'accord russo-américain du 5-8-63 avait été précédé par un grand nombre de tirs aériens américains et russes.

TRAITES SUR LA DENUCLÉARISATION
DU FOND DES MERS ET DE L'ESPACE
INTRA- ET EXTRA-ATMOSPHERIQUE





L'effet de contamination au sol mesuré en 1974 en plusieurs endroits du globe a diminué d'un facteur 10 environ. Les retombées nucléaires provoquent à la fois de l'irradiation externe et de l'irradiation interne (ingestion d'aliments contaminés). Ces effets se chiffrent à quelques millirems par an, c'est-à-dire à quelques centièmes de l'irradiation naturelle.

Une publication [ASU 72] de l'Académie des Sciences des États-Unis (novembre 1972) a donné pour les USA un bilan moyen pour l'année 1970 :

I. Environnement :

rayonnement cosmique	44	
irradiation externe naturelle	40	
irradiation interne naturelle	18	
retombées nucléaires	4	
énergie nucléaire	0,003 *	
	106	mrem/an

II. Médical : diagnostic (X)

radiopharmaceutiques	72	
	1	
	73	mrem/an

III. Divers (télévision, irradiation professionnelle)

	2,8	mrem/an
Total	182	mrem/an

* Le chiffre est très bas, et sans grande signification, car il provient de la division des doses reçues par les populations vivant au voisinage des centrales nucléaires par la population des États-Unis.

4. Effets biologiques des rayonnements

Références : [ALE 60], [BON 69], [BRA 74], [GRE 71], [LAC 60], [PRA 74], [REC 67], [ROU 60], [TUB 63], [UNS 72], [UNS 77].

Les effets des rayonnements sont de deux sortes :

- *Somatiques* (de *soma* = corps), lorsqu'ils se manifestent sur tout ou partie de l'organisme de l'individu irradié.
- *Génétiques* (de *genetès* = père), lorsqu'ils n'apparaissent que dans l'organisme des descendants des individus irradiés.

Les effets somatiques peuvent être précoces (quelques heures à quelques mois) ou tardifs (quelques années ou quelques dizaines d'années). Le dommage radio-induit peut intervenir inéluctablement chez tout individu irradié ou apparaître seulement chez une personne pour tout un groupe d'individus soumis à la même irradiation. Il s'agit dans le premier cas d'effet *non aléatoire* (ou d'effet *non stochastique*) et dans le second cas d'effet *aléatoire* (ou d'effet *stochastique*).

Les effets somatiques non aléatoires

Ce sont des effets qui n'apparaissent que lorsqu'une certaine *dose-seuil* est dépassée.

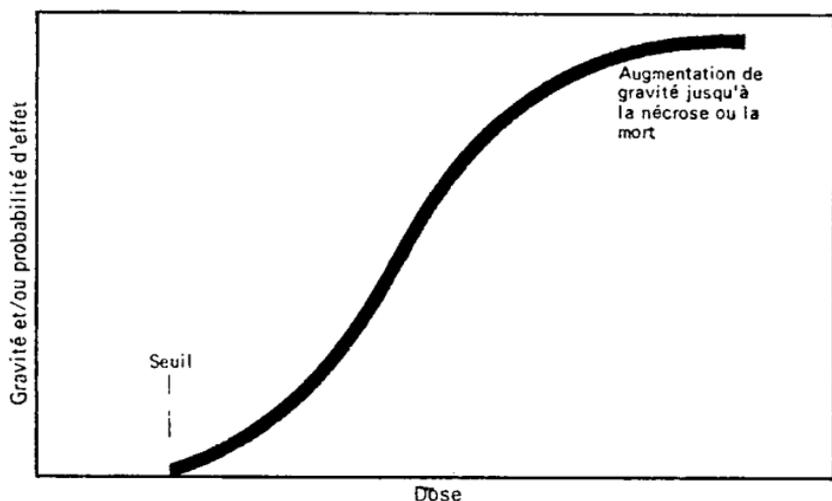
Si l'on prend, par exemple, l'irradiation de la peau, on observe, après une irradiation unique, un érythème au bout de deux à trois semaines et ceci pour une dose de 400 à 600 rads environ.

Si la dose délivrée est égale ou supérieure à 1000 rads, l'érythème apparaît au bout de deux à trois jours. Pour une dose de 50 à 100 rads, on n'observera pas d'érythème, même en attendant plusieurs mois.

On peut imaginer un équivalent plus familier de l'irradiation de la peau : le *coup de soleil*.

Une exposition d'une trentaine de minutes aux rayons d'un chaud soleil peut déclencher sur la peau un érythème. Pour une exposition quatre à cinq fois plus longue, on pourra observer une brûlure au premier ou au deuxième degré, alors qu'en exposant le même individu pendant deux ou trois minutes, il n'apparaîtra aucune manifestation visible.

Qu'il s'agisse de l'irradiation de la peau ou de l'organisme entier par exemple, la relation *dose-effet* du phénomène observé peut être représentée par une courbe en forme de *S* (*sigmoïde*) [BRA 74].



Relation dose/effet de type sigmoïde

Le seuil est également élevé. Suivant l'effet considéré (érythème, cataracte, mort) il se situera à plusieurs dizaines ou centaines de rads.

Les effets somatiques aléatoires

Ils n'apparaissent qu'avec une certaine probabilité, c'est-à-dire qu'ils ne se produisent pas forcément chez l'individu exposé aux rayonnements. Plus l'irradiation est élevée, plus le risque d'apparition de l'effet est grand pour l'individu ou le groupe irradié.

On suppose généralement, en première approximation, que :

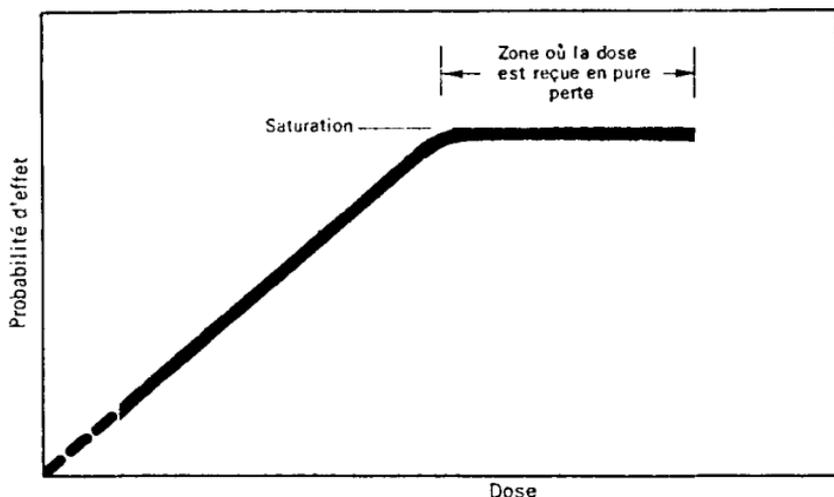
- la dose augmente proportionnellement avec l'effet. La relation est dite *linéaire*. Le coefficient de proportionnalité varie avec le tissu ou l'organe concerné par l'effet.

- il n'existe pas de seuil pour les effets aléatoires, donc pas de dose à effet nul.

- les doses reçues successivement s'accumulent. L'effet de *restauration* est nul ou faible.

Les effets génétiques

Les effets génétiques sont par nature aléatoires. Leurs conséquences sont tardives. Elles ne concernent parfois que la deuxième ou la troisième génération.



Relation dose/effet linéaire

En irradiant les cellules germinales des *gonades* (ovaires ou testicules) on provoque des lésions qui conduisent à :

- l'altération des unités élémentaires de l'hérédité qui sont localisées dans les chromosomes ;

- des modifications de structure ou du nombre (gain ou perte) de chromosomes appelées *aberrations chromosomiques*.

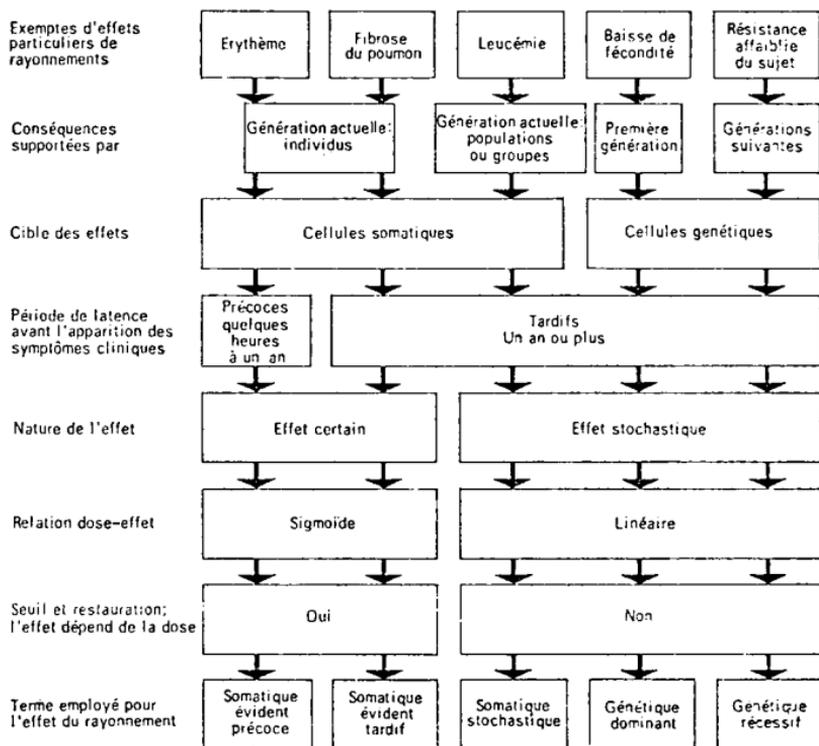
Ces changements peuvent se transmettre aux descendants et s'ajouter ainsi aux mutations et aberrations qui se produisent spontanément chez l'homme. Ces atteintes sont pour la plupart mortelles et se traduisent par un avortement spontané. Les autres risques consistent en des malformations congénitales provoquant des tares mentales ou physiques, ou encore en une diminution de la résistance physique aux maladies et aux facteurs de milieu.

On suppose que les mutations radio-induites répondent à une relation dose-effet linéaire, sans seuil ni restauration.

Sur le plan génétique, il faut considérer le risque pour la population susceptible de procréer. On calculera à cet effet la *dose génétiquement significative*, c'est-à-dire la dose aux gonades reçue par cette population.

Le schéma suivant résume les effets somatiques (aléatoires ou certains) et génétiques [BRA 74].

DÉFINITION DES EFFETS DES RAYONNEMENTS SUR L'HOMME



Après avoir examiné les effets somatiques et génétiques qui se traduisent par des atteintes différentes de l'organisme irradié, nous allons étudier l'action des rayonnements suivant la cible considérée : la cellule, les tissus ou l'organisme entier.

Effets sur la cellule

Une lésion cellulaire peut se réaliser par des dommages causés à quelques molécules constituant la structure plus ou moins complexe d'une cellule. Généralement, les plus grosses molécules (telles que l'ADN) ont un rôle essentiel dans la vie cellulaire. Or, plus le volume de la molécule est grand, plus la probabilité d'être la cible des rayonnements ionisants est élevée.

Par effet direct sur la « cible » que constitue un centre cellulaire, une « particule-projectile » peut provoquer directement des phénomènes biologiques graves. Par exemple, une

particule alpha peut détruire la structure complexe d'un chromosome, c'est l'*effet direct* de la particule ionisante sur un élément de la structure cellulaire.

Il existe aussi des *effets indirects* qui sont les conséquences plus ou moins lointaines du passage de la particule. C'est le cas des molécules ionisées qui donnent des radicaux ou des ions, lesquels réagissent ou non avec les molécules du milieu.

L'irradiation provoque ainsi la création de corps doués d'une activité chimique importante : principalement des oxydations mais aussi des hydroxylations, des désaminations, des réductions de chaînes carbonées ou des polymérisations, etc. Les mesures expérimentales en laboratoire (*in vitro*) de ces phénomènes sont plus nombreuses que les mesures dans l'organisme humain (*in vivo*) mais tout permet de croire que les actions dans un organisme vivant sont importantes.

Suivant le type de molécules, l'altération des cellules se fait par action *directe* ou *indirecte*. La prépondérance d'un effet par rapport à l'autre varie notablement. Les effets chimiques seront d'autant plus importants que la densité d'ionisation sera élevée (particules α par exemple). L'action directe liée au concept de la cible permet d'établir des modèles mathématiques qui expliquent notamment l'absence de seuil pour de faibles doses. Ces hypothèses n'expliquent cependant pas tous les phénomènes, notamment lorsqu'il existe des actions indirectes (phénomènes radiochimiques).

Effets sur les tissus

Un tissu ne peut pas être considéré simplement comme la juxtaposition de cellules, du point de vue de sa réaction à une agression. En effet, en cas de lésions d'une ou plusieurs cellules, les cellules environnantes entrent dans une phase de multiplication et de croissance rapides pour remplacer les éléments détruits et cicatrifier la plaie. La brèche étant comblée, les cellules reprennent leur rythme de vie antérieur. Il est possible que des processus similaires de restauration jouent dans le cas d'une irradiation.

Des facteurs locaux, comme la circulation sanguine, la présence d'oxygène, etc., modifient le comportement des tissus irradiés. Des facteurs généraux comme le froid, la faim, l'épuisement musculaire, un traumatisme, l'asthme, le rhume des foies, etc., accroissent les effets d'une irradiation.

Dès 1906, Bergonie et Tribondeau, en travaillant avec les

rayons X, établirent une loi en montrant que les cellules étaient d'autant plus sensibles aux radiolésions que :

- leur activité reproductrice est plus grande (couche basale de la peau, moelle rouge sanguiformatrice, muqueuse digestive),
- leur morphologie et leur fonction sont moins définitivement fixées (tissus de l'embryon en développement rapide par exemple),
- leur capacité de division est conservée plus longtemps.

Une application médicale découle de la notion de radiosensibilité tissulaire : le traitement des cancers par radiothérapie. Les cellules cancéreuses qui se reproduisent vite sont généralement plus radiosensibles que les tissus sains environnants.

Effets sur l'organisme

Que les lésions dues aux rayonnements provoquent des dommages à l'individu (lésions somatiques), ou à sa descendance (lésions génétiques), elles répondent aux critères suivants :

- *polymorphisme des radiolésions* — Il n'existe pas un effet ou une maladie spécifique des rayons. Un ou plusieurs organes peuvent être atteints et voir leur structure ou leur fonction affectées ;

- *non-spécificité des radiolésions* — Une lésion observée peut avoir été causée par un autre type d'atteinte (physico-chimique ou radiobiologique) ;

- *latence d'induction* — En cas d'irradiation massive et générale les effets peuvent survenir dans les minutes, les heures ou les jours qui suivent. Toutefois, les risques de cancérisation n'interviennent que 4 à 25 ans (avec un maximum à 10 ans) après une irradiation ou une contamination importante. Plus tardifs encore, les risques génétiques ne peuvent survenir qu'après une ou plusieurs générations ;

- *reversibilité des radiolésions* — De nombreuses radiolésions peuvent être cicatrisées par la restauration due aux cellules saines environnantes.

Dans le cas d'une irradiation totale et unique de l'organisme, des observations effectuées sur l'homme permettent de classer schématiquement les symptômes du mal en fonction de la dose :

- de 100 à 250 rems :
troubles digestifs légers — épilations partielles — fatigabilité persistante (plusieurs mois) — troubles sanguins généralement sans gravité.

- de 250 à 400 rems :
nausées, vomissements, vertiges dès la fin de l'irradiation,
modification de la formule sanguine,
si le sujet n'est pas isolé dans un milieu stérile et si sa flore microbienne n'est pas contrôlée, les risques mortels sont élevés.
- 600 rems et plus :
troubles sanguins et digestifs graves — diarrhées et vomissements — risques de perforation intestinale — la mort peut survenir dans les 15 jours qui suivent l'irradiation.
- Au-delà de 800 à 1000 rems, la mort paraît inévitable.

Les dommages biologiques causés par une forte irradiation sont différents suivant que l'organisme a été irradié partiellement ou totalement. On peut retenir d'après Mathe et Schwarzenberg. [MAT 67], [SCH 73], qu'il existe :

1. Une corrélation étroite entre la dose d'irradiation et les effets hématologiques (dommages sanguins). Plus la dose est importante, plus les effets sont intenses et précoces.

2. La chute de lymphocytes se produit, chez l'homme comme chez l'animal, plus rapidement que celle des autres cellules sanguines.

3. La période de cytopénie (diminution du nombre de cellules) est plus longue chez l'homme que chez les animaux d'expériences.

4. Une dose de 100 rads donne une cytopénie notable et une dose de 250 rads entraîne une aplasie totale (non-reproduction des cellules sanguines).

5. Pour les doses inférieures à 400 rads, la restauration se fait d'autant plus précocement que l'aplasie elle-même a eu lieu plus tôt.

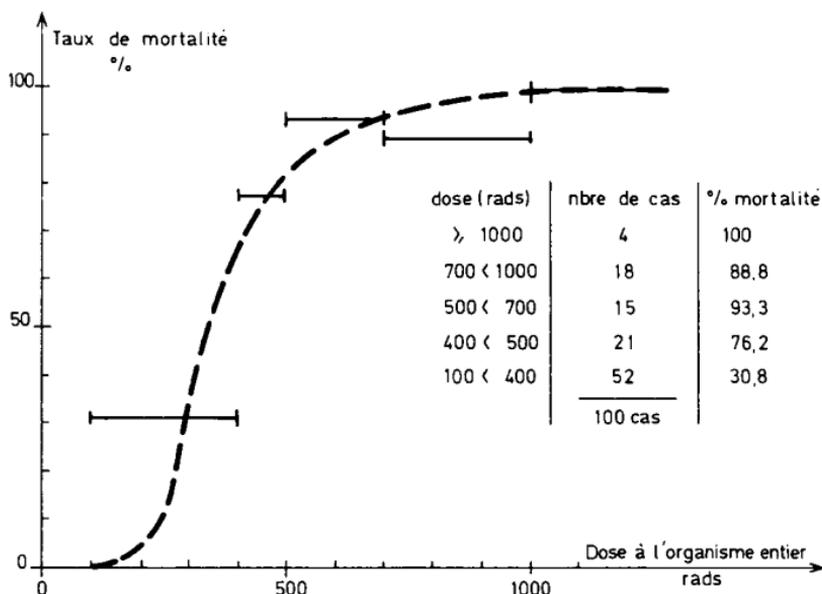
La figure suivante que nous avons tracée en fonction des résultats [SCH 73] concernant 110 personnes irradiées à des doses supérieures à 100 rads montre que :

— au-delà de 500 rads, la dose léthale (probabilité de décès) est supérieure à 90 % ;

— entre 250 et 350 rads environ, la moitié des individus irradiés décèdent.

Les dangers qui guettent l'individu irradié sont de trois types :

— l'anémie qui se répare par des transfusions de sang ou de culots globulaires (sang dont on a extrait le plasma) ;



— *l'hémorragie* qui se combat surtout par transfusion quotidienne de plaquettes (constituant du sang) fraîches, isolées du sang périphérique :

— *l'infection* qui est la plus redoutable. Elle est guettée même en l'absence de signes cliniques. La lutte préventive repose avant tout dans de rigoureuses conditions d'asepsie.

La *greffe de moelle osseuse*, qui est généralement tentée dès qu'il y a défaillance du traitement symptomatique, peut être envisagée pour des doses supérieures à 200 ou 250 rads. La greffe des irradiés de Vinca (accident d'octobre 1958 en Yougoslavie) [MAT 59], effectuée en France, a permis de sauver cinq personnes sur six. Les quatre premières avaient une dose létale voisine de 75 % et la cinquième une dose de 30 % environ.

Effets cancérogènes des rayonnements

L'induction de cancers par les rayonnements a rapidement été mise en évidence. Bergonie et Tribondeau faisaient dès 1906 un compte rendu sur les résultats de radiothérapie à l'Académie des sciences. En 1910-1912 Marie, Clunet et Raulot-Lapointe publiaient des travaux sur l'induction de cancers chez le rat.

Les premiers articles relatant des cancers observés chez l'homme datent de 1926 pour les cancers du poumon des mineurs d'uranium et de 1931 pour les cancers induits par les sels de radium utilisés dans l'industrie horlogère :

En 1924, à Newark, aux USA, une peinture phosphorescente à base de radium 226 (1 mg de radium pour 40 g de sulfure de zinc) était utilisée pour des montres à cadran lumineux. Les ouvrières de la manufacture appointaient le bout de leur pinceau entre leurs lèvres. Des parcelles de peintures étaient ainsi introduites dans la bouche pour être, soit retenues entre les dents, soit ingérées.

De 1929 à 1931, soit après une latence de 5 à 7 ans, neuf cas de cancer osseux étaient observés chez d'anciennes ouvrières ayant occupé un emploi pendant 1 à 4 ans 1/2. Le plus souvent le fémur, l'omoplate ou les côtes étaient le siège de la tumeur. Le document le plus récent concerne une ouvrière morte en 1957 d'un cancer du sinus sphénoïdal, soit une latence de 33 ans.

Les autres données sont relatives aux explosions d'Hiroshima et Nagasaki (6 et 9 août 1945). L'effet de souffle, de feu et d'irradiation réunis entraînent plus de 100 000 morts immédiats et autant de blessés. Des statistiques ont été dressées pour les survivants. Une population importante (61 909 pour Hiroshima et 20 335 à Nagasaki) a été répertoriée et a fait l'objet d'une analyse épidémiologique considérable. La relation entre la dose et l'induction de leucémie est donnée dans la figure a [ASU 72]. La figure b montre l'incidence de l'induction de leucémie chez les irradiés par rapport à une population témoin. L'incidence est notable dans les 2 à 3 ans qui suivent l'exposition. Un pic important s'observe 21 ans après. Ce dernier illustre l'importance du délai de latence qui est en quelque sorte un « temps d'incubation » pour le cancer. La latence moyenne est d'environ 12 ans pour la leucémie.

Le rapport de l'UNSCEAR de 1977 [UNS 77] donne le tableau des latences moyennes pour les organes radiosensibles.

**EXEMPLES DE LATENCES MOYENNES LONGUES
ENREGISTREES A LA SUITE
D'IRRADIATION THERAPEUTIQUE**

Nombre de sujets	Siège du cancer	Latence moyenne (années)
20	Thyroïde	20,3
10	Vessie	20,7
10	Sein	22,6
9	Diverses localisations de la tête et du cou	22,8
37	Pharynx et larynx	23,4
113	Diverses localisations de la tête et du cou	24,1
38	Peau	24,5
10	Pharynx	25
130	Pharynx et larynx	27,3
40	Peau (cellule basale)	41,5

La figure c illustre l'importance de l'induction du cancer de l'estomac en fonction de la dose et du temps de latence [NAK 77].

La figure d montre que la radiosensibilité est grande pour les sujets jeunes [ASU 72].

L'étude du cancer de la thyroïde, figure e, a montré que :
— le taux d'induction était de 2,5 fois plus élevé chez l'ensemble des irradiés du sexe féminin (sans distinction d'âge) ;
— l'induction de ce cancer pouvait être réalisée même pour des doses inférieures à 10 rads.

Cependant la mortalité est faible dans les vingt premières années qui suivent l'irradiation, car il s'agit de tumeur à évolution lente.

Le taux de surmortalité pour l'ensemble des cancers à Hiroshima et Nagasaki a été évalué à 89 par million de personnes irradiées et par rad administré ($89 \cdot 10^{-6} \text{ rad}^{-1}$) [UNS 77].

Effet de l'irradiation in utero

La synthèse élaborée récemment par l'UNSCEAR [UNS 77] décrit les risques relatifs aux trois grandes phases qui précèdent la naissance :

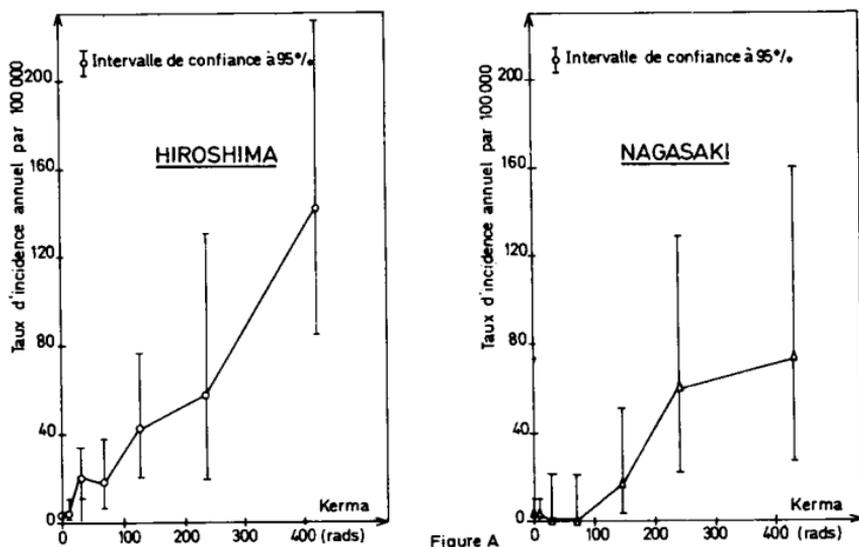


Figure A

Figure a. Nombre de cas, certains et probables, de leucémie (toutes formes) pour une population de 100 000 survivants, sur la période octobre 1950 - septembre 1966, et pour chaque ville bombardée.

- la phase précédant la *nidation*,
- la période du développement des organes, l'*organogénèse*,
- le développement du *fœtus*.

1. *Nidation* : les rayonnements agissent comme un projectile sur une cible qui est touchée ou reste intacte. L'effet est principalement léthal. La probabilité de destruction croît avec la dose. En cas de survie, la croissance de l'embryon n'est pas affectée, les malformations sont rares.

2. *Organogénèse* : La mortalité prénatale est élevée au début de l'organogénèse. Elle décroît ensuite. La sensibilité aux troubles de croissance est élevée. Les malformations apparaissant chez différentes espèces animales à des stades analogues de développement, laissent penser que l'homme n'échappe pas à la règle. L'augmentation de la dose se traduit par un accroissement du taux de malformation. La malformation

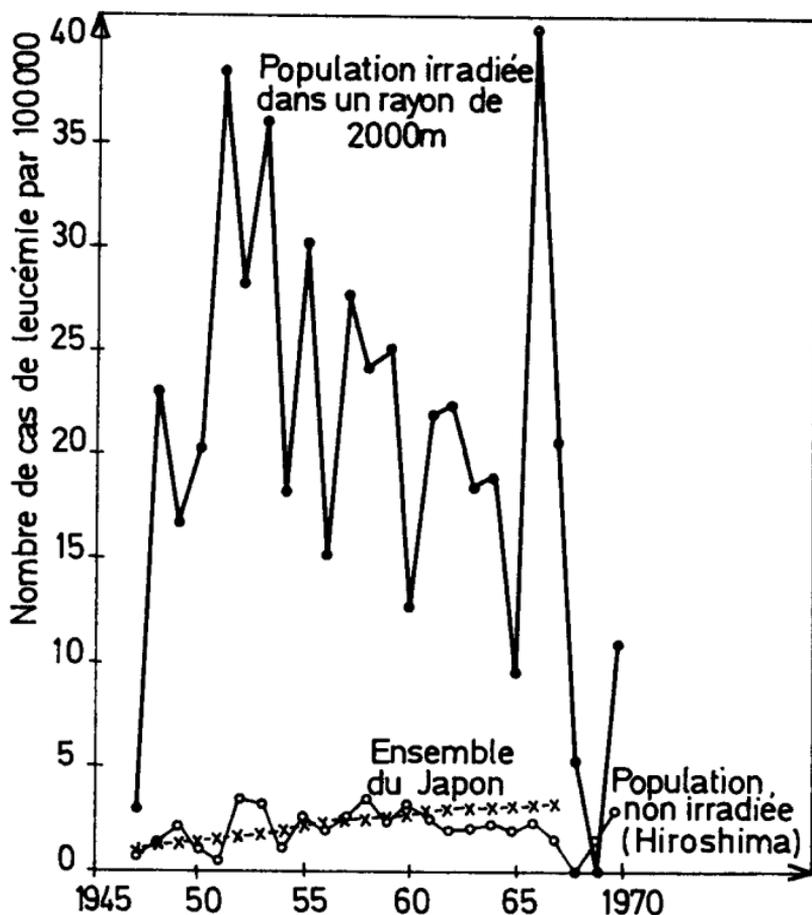


Figure b. Taux d'incidence de la leucémie parmi les survivants de l'explosion de la bombe atomique à Hiroshima, 1946-1970.

En italiques, nombre de cas dans un rayon de 2 000 m.

apparaît quand l'irradiation intervient à un stade principal de différenciation et d'organisation de l'organe considéré. Chez l'homme, la microcéphalie (qui s'accompagne dans les cas graves d'arriération mentale) est la malformation la plus connue. Son incidence est de quelque 10^{-3} rad^{-1} pour des doses comprises entre 10 et 150 rads.

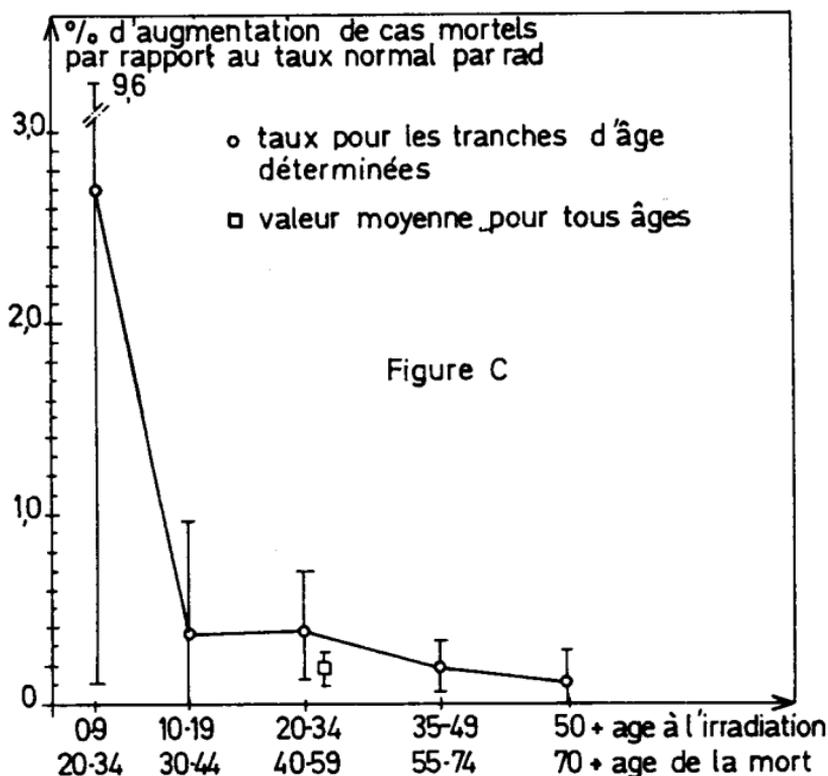


Figure c. Risque relatif d'induction de maladies (leucémie exceptée) chez les survivants des bombes A, en fonction de l'âge au moment de l'explosion (âge à l'irradiation). Ces chiffres sont relatifs aux deux villes et pour les deux sexes et prennent en compte les morts entre 1960 et 1970.

3. *Période fœtale* : On observe souvent des troubles de la croissance après l'irradiation du fœtus. Ce retard de croissance s'ajoute à la microcéphalie. Le nombre d'anomalies visibles immédiatement diminue quand le développement augmente. Ces malformations prévisibles pourront cependant créer un fardeau social plus lourd que les anomalies graves. La question d'une modification du sexe des enfants nés de parents exposés *in utero* reste controversée.

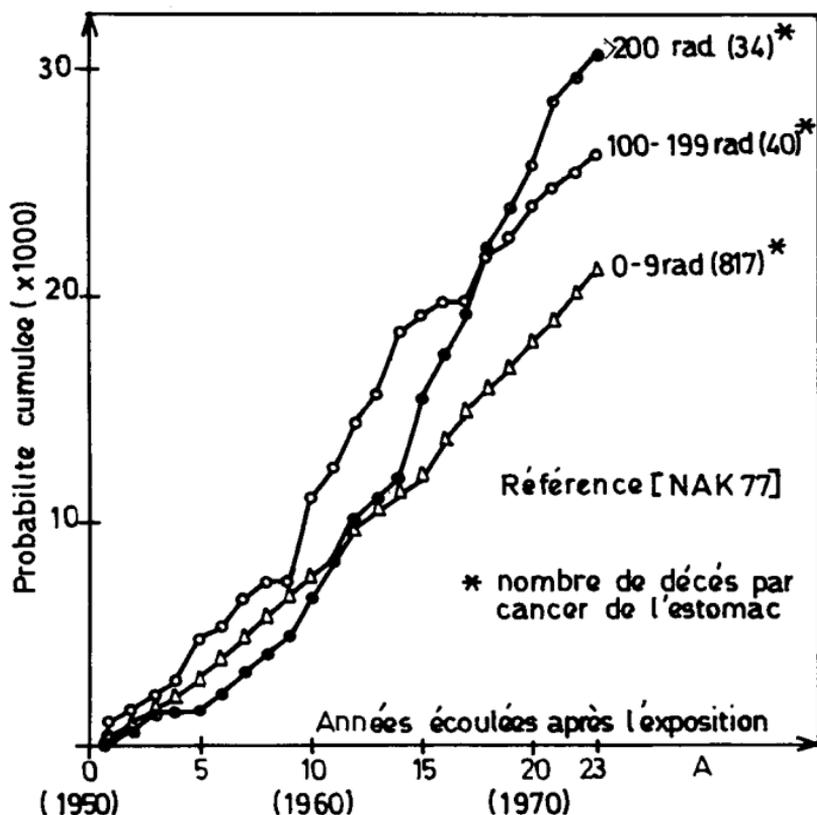


Figure d. Probabilité de décès par cancer de l'estomac (Hiroshima)

Les effets sur l'homme ne permettent cependant pas de conclure définitivement sur le niveau du risque. Parmi les études examinées par la commission des Nations Unies [UNS 77] et portant sur plusieurs centaines d'enfants irradiés *in utero*, l'on observe soit une équivalence d'effets avec la population témoin non irradiés, soit une légère augmentation des risques.

Par exemple :

- mortalité plus grande chez les enfants blancs exposés *in utero* (effet non retrouvé chez les enfants noirs);
- fréquence de malformation plus élevée dans certaines zones géologiques riches en uranium (USA) ;

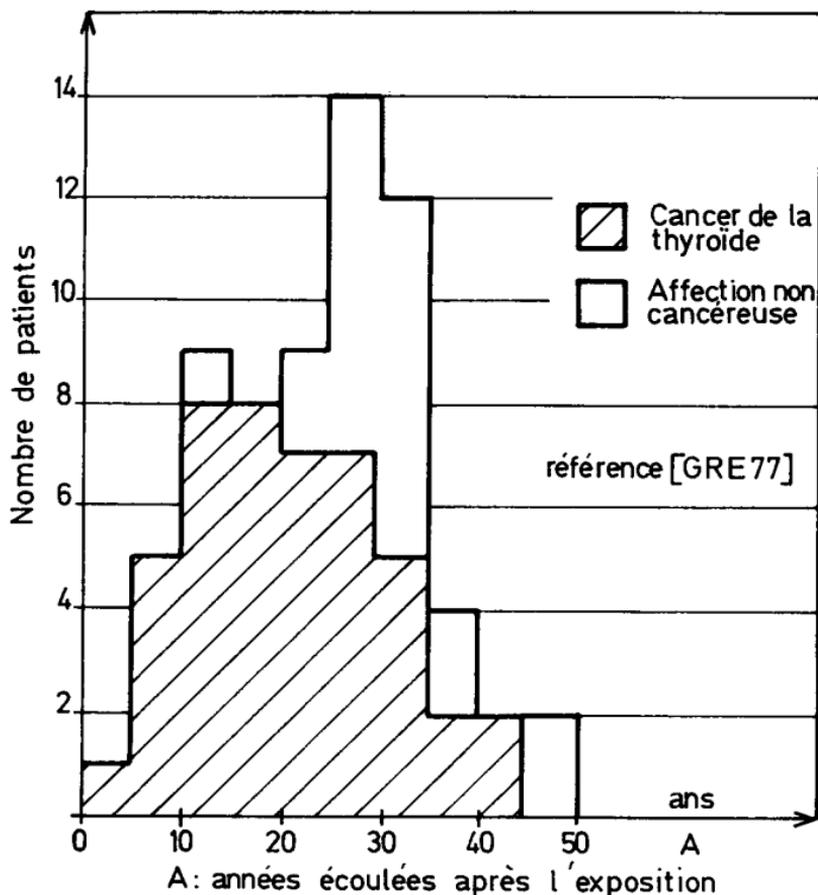


Figure e. Affections thyroïdiennes

— fréquence des malformations coïncidant avec les niveaux d'irradiations cosmiques (les données épidémiologiques de cette étude sont cependant contestées).

Effets des irradiations à faible dose

Le terme de « faibles doses » recouvre environ une gamme de doses comprises entre 0 et 30 rems environ.

Cette gamme recouvre donc tant les doses maximales admissibles pour les travailleurs que les doses réellement

reçues par un travailleur directement affecté, dans une installation nucléaire du cycle, pendant une grande partie de sa vie professionnelle.

Jusqu'alors, l'on a considéré que l'extrapolation aux faibles doses (généralement étalées) des résultats d'induction de cancers observés notamment à Hiroshima et Nagasaki (irradiation instantanée) était une hypothèse prudente mais très pessimiste. Des travaux récents, passionnément mis en cause par plusieurs organismes officiels, impliqués dans le nucléaire, remettent en question la validité de l'extrapolation. Les travaux de Mancuso, Kneale, Stewart, [MAN 77], [KNE 78], [STE 78], [BEL 78], qui ont porté sur 23 755 travailleurs dont 4 033 sont décédés (832 par cancers), ont révélé qu'un faible excès de cancers radio-induits, 5 % environ, correspondait à un risque d'induction pratiquement *10 fois supérieur* à celui calculé par une extrapolation des observations faites sur les survivants japonais.

Cette observation est d'autant plus troublante qu'elle porte sur des doses cumulées relativement faibles (quelques rems étalés sur plus de 10 ans de vie professionnelle).

D'autres travaux posent les mêmes questions que celles soulevées par Mancuso et ses collaborateurs : il s'agit des travaux de Najarian et Colton [NAJ 78], relatifs aux anciens travailleurs du chantier naval de Portsmouth où les sous-marins nucléaires étaient réparés et réapprovisionnés en combustible. Pour un total de 1722 décès survenus entre 1959 et 1977, les auteurs ont pu analyser 529 cas. Le taux de leucémie est *6 fois plus grand* que celui attendu. Pour les autres cancers, le taux est *2 fois plus grand*.

Ces résultats conduisent à s'interroger sur la validité des calculs de risque d'induction de cancers, déduits des irradiations brutales. Il importe de tout organiser pour que les données relatives aux travailleurs du nucléaire de tous les pays puissent être regroupées et analysées objectivement et scientifiquement. Un tel travail conduira peut-être la Commission internationale pour la protection radiologique (CIPR) à réexaminer les doses maximales admissibles, en vue de les réduire.

5. Action des radionucléides à travers le milieu naturel

La matière vivante se caractérise par une composition atomique où l'oxygène, le carbone et l'hydrogène sont prédominants.

Élément	Pour cent en poids	Montant approximatif en grammes
Oxygène	65,0	45 500
Carbone	18,0	12 600
Hydrogène	10,0	7 000
Azote	3,0	2 100
Calcium	1,5	1 050
Phosphore	1,0	700
Soufre	0,25	175
Potassium	0,2	140
Sodium	0,15	105
Chlore	0,15	105
Magnésium	0,05	35
Fer	0,0057	4
Zinc	0,0033	2,3
Rubidium	0,0017	1,2
Strontium	2×10^{-4}	0,14
Cuivre	$1,4 \times 10^{-4}$	0,1
Aluminium	$1,4 \times 10^{-4}$	0,1
Plomb	$1,1 \times 10^{-4}$	0,08
Étain	$4,3 \times 10^{-5}$	0,03
Iode	$4,3 \times 10^{-5}$	0,03
Cadmium	$4,3 \times 10^{-5}$	0,03
Manganèse	3×10^{-5}	0,02
Baryum	$2,3 \times 10^{-5}$	0,016

Le tableau ci-dessus — [DEV 62], [CIP 59] — donne la distribution des principaux éléments chimiques dans le corps humain pour un homme adulte de 70 kg.

Importance relative des radionucléides

L'introduction de radionucléides dans le milieu naturel peut avoir pour conséquence l'augmentation du rayonnement ambiant, donc de l'irradiation externe. Les phénomènes de contamination interne, en particulier par le biais des chaînes alimentaires, peuvent être relativement importants au niveau de l'ensemble de la population ou de certains groupes critiques. Les risques d'irradiation externe seront beaucoup plus liés au maniement, à l'utilisation de matières radioactives ou d'appareils générateurs de rayonnements.

La caractéristique essentielle de la radioactivité sur le plan des nuisances est le fait qu'il n'existe aucune possibilité de biodégradation ou autre mécanisme qui puisse l'éliminer du milieu naturel : la seule façon de faire disparaître la radioactivité est d'attendre le temps nécessaire au radioisotope pour se désintégrer. L'action des radionucléides sur l'organisme humain sera fonction de :

a. leur *demi-vie physique* — si la demi-vie est très brève, il ne peut persister de quantités significatives que pendant une courte durée, donc le radionucléide ne sera dangereux que pendant un temps relativement court, sauf en cas de contamination ou d'irradiation chronique ;

b. leur *période biologique* — lorsqu'un radionucléide est introduit dans l'organisme, sa concentration dans les tissus varie par le jeu des phénomènes de fixation et d'élimination, lié à son devenir métabolique qui n'est pas différent de celui d'un isotope stable. Par exemple, le carbone ou le sodium radioactif ou non, ingéré dans l'organisme, sera éliminé avec une période biologique de dix jours environ. Cette élimination, combinée à la décroissance physique, conduit à la notion de période effective :

si l'on appelle T_b la période biologique,
 T_r la période radioactive,
 la période effective T_{eff} est égale à :

$$T_{eff} = \frac{T_b \times T_r}{T_b + T_r}$$

Lorsque les périodes T_b et T_r sont très différentes, la période effective T_{eff} se rapproche de la plus courte.

Le tableau suivant [DEV 61] donne une liste des principaux radionucléides, avec leurs périodes physique, biologique et effective :

Radio-élément	Période physique	Période biologique	Période effective pour l'organe considéré
Tritium (H^3)	12,3 ans	12 jours	12 jours (corps entier)
Carbone ¹⁴	5 500 ans	10 jours	10 jours (corps entier)
Sodium ²⁴	0,63 jour	11 jours	0,6 jour
Phosphore ³²	14,3 jours	257 jours	13,5 jours —
Soufre ³⁵	87,1 jours	90 jours	44,3 jours —
Calcium ⁴⁵	164 jours	50 ans	162 jours (os)
Cobalt ⁶⁰	5,2 ans	9,5 jours	9,5 jours (corps entier)
Strontium ⁹⁰	28 ans	50 ans	18 ans (os)
Iode ¹³¹	8 jours	138 jours	7,6 jours (thyroïde)
Polonium ²¹⁰	138,4 jours	60 jours	42 jours (rate)
Radium ²³⁶	1 622 ans	45 ans	44 ans (os)
Plutonium ²³⁹	24 400 ans	200 ans	200 ans (os)

c. leurs *propriétés chimiques* — les effets de radioisotopes de corps simples qui sont des constituants fondamentaux de la matière vivante (carbone 14, phosphore 32, calcium 45, tritium, soufre 35, etc.) sont plus dangereux que ceux de corps peu ou pas absorbés par les organismes — les gaz rares par exemple. De même, l'analogie des propriétés chimiques du strontium 90 avec celles du calcium (fixation dans les os) et du césium 137 avec celles du potassium (fixation dans les muscles) rend ces deux isotopes très dangereux. Ces risques sont plus importants pour le bébé ou l'enfant en cours de croissance. Les mesures effectuées sur des ossements humains illustrent parfaitement ce phénomène ;

d. la *nature des particules émises* — pour une même énergie, deux particules bêta et alpha peuvent créer des dommages différents. La densité d'ionisation des alpha augmente la probabilité de toucher « à mort » une cellule vivante.

La radioécologie

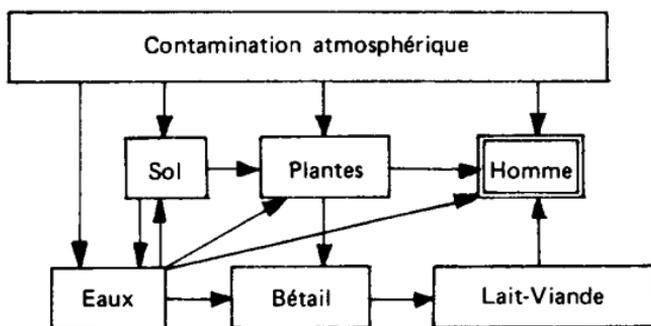
La radioécologie consiste en l'étude des voies de transmission des radionucléides, leurs concentrations, leurs dispersions, le danger et l'augmentation des risques pour l'homme due à la chaîne écologique.

La radioactivité est pratiquement la seule nuisance qui ait fait l'objet d'études scientifiques systématiques. L'attention particulière à la « chose nucléaire » est liée en partie à la prise de conscience brutale du monde lors des bombardements nucléaires d'Hiroshima et de Nagasaki : en effet, 25 ans après, des femmes et des hommes japonais mouraient des cancers induits par les effets d'une bombe A.

La limitation des nuisances nucléaires est maintenant définie par voie réglementaire dans un grand nombre de pays. Toutefois, ces limites ne concernent pratiquement que la concentration maximale admissible d'un certain nombre de radionucléides dans l'air et dans l'eau de boisson. En fait, le problème est plus vaste car le milieu tout entier, y compris ses phases vivantes (plantes, poissons, crustacés, mammifères, etc.) joue un rôle dans l'atteinte de l'organisme humain par le biais des transferts, des lois d'échanges, des types d'accumulations. A cet aspect s'ajoute une autre complexité : la faible quantité pondérale des produits radiotoxiques. Les concentrations maximales admissibles dans l'air ou dans l'eau se chiffrent en millionnièmes ou en milliardièmes de milligramme par mètre cube. La mesure de ces faibles quantités est possible techniquement mais elle nécessite l'emploi de matériels complexes.

D'autre part, on a privilégié le « vecteur » par rapport à l'« accumulateur ». En effet, la contamination se fait par l'air et par l'eau qui sont les vecteurs. Les « accumulateurs » sont, du point de vue de l'homme : les végétaux, les poissons et les mammifères qui ont la propriété de concentrer un certain nombre d'éléments, radioactifs ou non.

Le passage du « vecteur » à l'« accumulateur » peut être plus ou moins rapide. Nous pouvons illustrer par un schéma simple l'incorporation écologique des aérosols radioactifs par voie alimentaire :



PRINCIPAUX RADIONUCLÉIDES D'IMPORTANCE
ÉCOLOGIQUE

Groupe	Radionucléide	Demi-vie	Rayonnement émis		
			α	β	γ
A	Carbone 14	5 730 ans		+	
	Tritium	12,35 ans		+	
	Phosphore 32	14,29 jours		+++	
	Soufre 35	88 jours		+	
	Calcium 45	164 jours		++	
	Sodium 24	15 jours		+++	+++
	Sodium 22	2,6 ans		+++	+++
	Potassium 42	12,36 heures		+++	+++
	Potassium 40	1,28 milliards ans		+++	+++
	Fer 59	44,6 jours		+++	+++
	Manganèse 54	312,5 jours			++
	Iode 131	8,06 jours		++	++
Iode 129	17 millions ans		+	+	
B	Strontium 90	28,5 ans		++	
	Césium 137	30 ans		+++	++
	Cérium 144	284 jours		++	+++
	Ruthénium 106	369 jours		+++	+++
	Yttrium 91	58,9 jours		+++	+++
	Plutonium 239	24 000 ans	++++		+
	Uranium 238	4,5 milliards ans	++++		+
	Uranium 235	0,7 milliards ans	++++		+
	Uranium 234	0,25 millions ans	++++		+
	Radium 226	1 600 ans			
Thorium 232	14 milliards ans				
C	Argon 41	1,83 heures		++	+++
	Krypton 85	10,73 ans		++	++
	Xénon 133	5,29 jours		++	+
	Radon 222	3,82 jours	++++		

Commentaires du tableau

Groupes :	Énergie des rayonnements :
A = radionucléides d'éléments fondamentaux de la matière vivante.	+inférieure à 0,2 MeV
B = éléments contenus en quantité significative dans les combustibles nucléaires et les produits de fission (donc pouvant être libérés dans l'environnement avec les retombées radioactives ou les rejets contrôlés ou accidentels).	++comprise entre 0,2 et 1 MeV +++comprise entre 1 et 3 MeV
C = gaz rares produits par les réacteurs de puissance (le radon apparaît dans les mines d'uranium).	++++supérieure à 3 MeV

Nota : Certains produits donnent par filiation d'autres radionucléides. Le tableau tient compte du rayonnement ainsi ajouté.

Les concentrations physiques et biologiques

[RAM 74], [BOV 74], [AEE2. 71]

La dilution des agents polluants dans l'air ou les eaux est un phénomène complexe. En effet, plusieurs phénomènes apparaissent, tant à l'échelon local qu'à des niveaux plus larges :

- circulation atmosphérique par l'intermédiaire des courants et des vents ;

- comportement des océans par rapport aux continents (plusieurs auteurs ont montré, en mesurant les retombées radioactives relatives aux essais nucléaires, que la retombée océanique est plus forte que la retombée continentale ; le rapport est compris entre 2 et 7) ;

- circulation dans l'étendue marine par l'intermédiaire des courants et des échanges entre eaux de surface et eaux profondes ;

- dispersion des substances toxiques par les êtres vivants ;
- concentration biologique de produits, radioactifs ou non, par certains organismes vivants, particulièrement sensible pour l'homme à travers la chaîne alimentaire.

Il existe dans la nature des espèces végétales et animales qui se comportent en véritables concentrateurs biologiques. Il se

produit ainsi un phénomène d'*amplification biologique* car les organismes qui ont ainsi concentré une substance toxique vont servir de nourriture à d'autres espèces qui l'accumuleront à leur tour dans leurs tissus.

De tels phénomènes, mis en évidence par exemple pour le DDT ou le mercure (affaire de la baie de Minamata au Japon, qui entraîna la mort de plusieurs dizaines de personnes et l'invalidité de plusieurs centaines d'autres — consommation de poissons pollués par les rejets d'une usine chimique) sont également vrais pour des éléments radioactifs.

Cet effet de concentration montre que la dilution dans l'eau d'un produit contaminant n'est pas toujours suffisante pour assurer un taux de pollution faible.

a. La contamination par le strontium 90 au niveau de l'alimentation des adultes en France (voir figures suivantes) est illustrée parfaitement par la mesure de la contamination du squelette [COU 69] et [JEA 73].

La première figure donne une idée de la contamination par voie alimentaire en strontium 90 produit lors des explosions nucléaires (cette contamination peut être variable d'une région à l'autre ou d'un pays à l'autre en fonction des habitudes alimentaires).

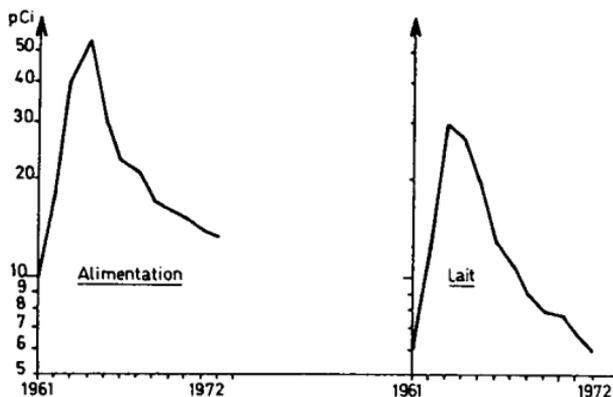
L'étude de la contamination du squelette permet de dire que la charge en strontium 90 des bébés a lieu pendant la vie foetale. Le ^{90}Sr se comportant dans l'organisme comme le calcium, la mesure radioactive montre que le calcium constituant le squelette du nouveau-né a pour origine :

- le squelette maternel pour une part de 50 à 75 % ,
- l'alimentation maternelle pour une part de 25 à 50 % .

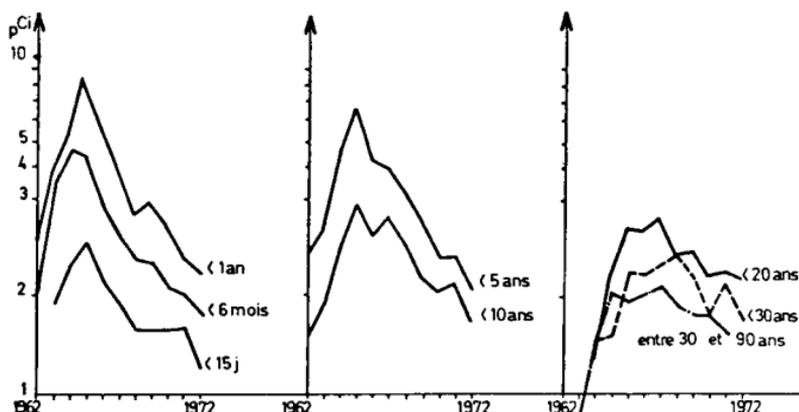
La croissance de la contamination en ^{90}Sr dans la première année de vie est liée à l'accroissement du calcium osseux qui passe de 30 à 100 grammes.

b. La concentration d'un produit typique consommé régulièrement par une population peut conduire à des taux de contamination supérieurs à la moyenne. Ramade donne dans son ouvrage [RAM 74] plusieurs exemples :

- groupe d'habitants du pays de Galles (25 000 personnes) qui consomme journellement des pains d'algues (160 g par jour — 70 pCi/g de ruthénium 106) ;
- contamination du poisson par du phosphore 32 dans la rivière Columbia (Washington) qui conduit à une dose dans le système osseux de 0,3 rem/an ;



Évolution de la contamination moyenne annuelle en ^{90}Sr dans l'alimentation et le lait consommés par un adulte, en pCi par gramme de calcium contenu [COU 69].



Évolution de la contamination en ^{90}Sr dans les os (côtes et vertèbres) pour plusieurs tranches d'âge [JEA 73].

- les populations lapones qui consomment du renne ; le renne se nourrit de lichen qui concentre du strontium 90 et du césium 137. Cette contamination interne se traduit par des doses d'irradiation 55 fois supérieures à celle des habitants d'Helsinki dont les habitudes alimentaires sont différentes.

Ces exemples montrent l'importance de la notion de *population critique*. Pour une même population, l'âge intervient aussi : il est clair qu'une contamination du lait affecte plus un bébé ou un enfant en bas âge qu'un adulte.

c. Les milieux marins sont également le siège d'importants phénomènes de concentration. La référence [RAM 75] donne l'exemple suivant :

ACCUMULATION DE RADIONUCLÉIDES
EN MILIEU MARIN

Élément	Isotope	Période	Facteur de concentration dans le phytoplancton
Carbone	C 14	5 200 ans	4×10^3
Cérium	Ce 144	290 jours	9×10^4
Cobalt	Co 60	5,26 ans	10^3
Fer	Fe 55	2,6 ans	4×10^4
Plomb	Pb 210	20 ans	4×10^4
Phosphore	P 32	14,3 jours	3×10^4
Zinc	Zn 65	245 jours	2×10^4

Voir également sur ce sujet notamment la référence [AEE2. 71]

Pour ce qui concerne l'alimentation de l'homme, les concentrations dans la faune marine données dans le tableau ci-dessous illustrent l'importance de l'amplification biologique [BOV 74].

CONCENTRATIONS DANS LA FAUNE MARINE

Isotopes	Algues	Invertébrés		Poissons
		Mollusques	Crustacés	
^{90}Sr	0,1	0,1	0,1	0,1
^{137}Cs	40	40	40	40
^{106}Ru :				
soluble	300	50	50	1
particulaire	10^3	10 à 10^3	10 à 10^3	1 à 10
^{65}Zn	10^2	10^3 à 10^5	10^3 à 10^4	10^3 à 10^4
^{55}Fe	10^4	10^2 à 10^4	10^2 à 10^4	10^2 à 10^4
^{60}Co	10^2	10 à 10^3	10 à 10^3	10 à 10^2
^{54}Mn	10^3	10^3 à 10^4	10^2 à 10^4	10^2 à 10^3
^{51}Cr	10 à 10^3	10^3	10^3	10^2 à 10^3

6. Le concept de la dose admissible et le rôle de la CIPR

La Commission internationale de protection radiologique (CIPR) a été créée au cours du deuxième Congrès international de radiobiologie en 1928. Depuis lors, elle a été considérée comme l'organisme compétent dans le domaine des risques dus aux rayonnements et ses recommandations sont à la base des réglementations en vigueur dans presque tous les pays. La CIPR travaille en rapports étroits avec l'Organisation mondiale de la santé (OMS), l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et diverses organisations internationales (Euratom). Elle est composée d'un président et de douze membres au maximum ; ces membres sont choisis par la CIPR parmi les candidats présentés par les délégations nationales au Congrès international de radiobiologie et par la CIPR elle-même ; les membres de la CIPR sont choisis pour leur activité reconnue dans les domaines de la radiologie médicale, de la protection contre les rayonnements, de la physique, de la physique médicale, de la biologie, de la génétique, de la biochimie et de la biophysique. Ses décisions sont prises par vote à la majorité des membres ; elle crée des Comités pour l'aider à remplir sa mission.

Les réglementations — et la « philosophie » — actuellement en vigueur en France sont issues de recommandations de la CIPR de 1958, amendées et révisées en 1962 [CIP 63].

Voyons dans quel esprit ces recommandations sont émises et quelles elles sont (il faudrait d'ailleurs les lire entièrement).

La philosophie du risque accepté : la dose admissible

Paragraphe 29 des « recommandations » :

« Toute modification du milieu dans lequel l'homme s'est développé peut entraîner l'apparition d'effets nocifs. C'est pourquoi on admet qu'une exposition prolongée à des rayonnements ionisants, venant s'ajouter à l'irradiation naturelle, implique certains risques. Cependant, l'homme ne peut s'abstenir entièrement d'utiliser les rayonnements ionisants. En pratique, le problème consiste donc à limiter la dose de rayonnement de telle sorte que le risque créé soit acceptable pour l'individu et pour la population. Cette dose est appelée dose admissible. »

Paragraphe 32c traitant des effets génétiques :

« La Commission a donc recommandé une dose génétique maximale admissible de 5 rems, en se fondant sur le principe que la charge qui en résulterait pour la société serait *acceptable et justifiée si l'on considère les avantages probablement de plus en plus grands qui résulteront de l'extension des applications pratiques de l'énergie atomique.* »

Ainsi, bien que basées sur une analyse aussi précise que possible des risques encourus, les recommandations de la CIPR dépassent ce stade et résultent d'un bilan entre les risques résultant de l'irradiation et les avantages offerts par la mise en œuvre des rayonnements. Elle ajoute d'ailleurs elle-même (§ 17) :

« La Commission est consciente du fait qu'on ne peut encore dresser le bilan exact des risques et des avantages car il faudrait pour cela une appréciation quantitative des dommages biologiques éventuels et des avantages probables qui ne peut être faite actuellement. » (Il s'agit ici du risque génétique.)

Les doses maximales admissibles

Paragraphe 45 :

« Il faut insister sur le fait que les doses maximales admissibles recommandées dans ce chapitre sont des doses *maximales* ; la Commission recommande de maintenir toutes les doses à des valeurs aussi faibles que possible et d'éviter toute exposition inutile. »

La population est divisée en plusieurs groupes d'importance numérique très inégale et pour lesquels les doses maximales admissibles peuvent être fixées à des niveaux différents. La dose totale admissible pour un individu, dans tout organe ou tissu, consiste dans la somme des doses qui proviennent des sources externes (irradiation) ou internes (contamination). Elle ne doit pas inclure les doses qui résultent de l'irradiation médicale ou de l'irradiation naturelle.

1. L'EXPOSITION PROFESSIONNELLE

Nous ne donnons que les principales recommandations. C'est pour les travailleurs exposés aux rayonnements ionisants que la tolérance est la plus élevée, d'une part parce qu'ils ne représentent numériquement qu'une faible fraction de l'ensemble de la population — donc que les conséquences génétiques de leur irradiation sont faibles à l'échelle de la population —, d'autre part parce qu'il est admis que toute profession comporte un risque.

La dose maximale admissible a été fixée en se référant principalement à trois organes critiques : les gonades, les tissus hématopoïétiques (moelle rouge) et les yeux (cristallin). Cette dose D (en rem) est fixée par la relation :

$$D = 5 (N - 18), \text{ où } N \text{ est l'âge en années.}$$

Cela signifie qu'un travailleur ne peut recevoir en moyenne, à partir de l'âge de 18 ans*, plus de 5 rems par an, le facteur important étant la dose accumulée qui doit rester inférieure à D (par exemple, la dose totale accumulée à 30 ans ne doit pas dépasser 60 rems).

Dans la conception des installations, on doit tabler sur une dose annuelle maximale de 5 rems, c'est-à-dire 0,1 rem par semaine, soit 2,5 millirem/heure (5 rems par année de travail — 2000 heures de travail). La dose maximale cumulée ne doit pas dépasser 3 rems dans toute période de 13 semaines consécutives. Une exposition exceptionnelle (travail indispensable et exceptionnel) ne doit pas dépasser 12 rems pour l'ensemble de l'organisme. Il est clair que l'employeur qui ferait subir 12 rems par an à un travailleur affecté tardivement aux travaux nucléaires (46 ans par exemple) respecterait la formule donnant la dose intégrée D mais ne respecterait pas l'esprit des recommandations de la CIPR.

Pour les travailleurs non directement affectés à des travaux sous rayonnement, la dose maximale admissible est de 1,5 rem par an.

2. L'EXPOSITION DE LA POPULATION

a. Pour chaque individu — en particulier habitant dans le voisinage d'une source de rayonnements ionisants (centrale, usine de traitement, etc.) — la dose maximale admissible est de 0,5 rem/an, soit le dixième de celle des professionnels.

b. Pour la population en général, la *dose génétique* (dose maximale cumulée jusqu'à l'âge de 30 ans) à partir de toutes les sources autres que la radioactivité naturelle, ne doit pas dépasser 5 rems, auxquels vient s'ajouter l'irradiation à des fins médicales.

Cette dose maximale de 5 rems reçue par l'individu « moyen » de la population considérée dans son ensemble, peut se répartir ainsi (exemple donné par CIPR) :

* Dans les pays de la Communauté européenne, aucune personne de moins de 18 ans ne peut exercer une activité professionnelle comportant un risque de radiations ionisantes.

Exposition professionnelle	1,0 rem
Exposition des travailleurs affectés aux travaux sous rayonnements	0,5 rem
Exposition du public	2,0 rem *
Réserve	1,5 rem

* 2 rems pendant 30 ans correspondent environ à 70 mrem par an.

Les concentrations maximales admissibles

A la notion de dose admissible correspond en cas d'irradiation interne, liée à toute contamination interne, celle de *Concentration maximale admissible*, CMA dans l'air ou dans l'eau. Cette concentration est calculée pour plusieurs radionucléides (256 dans la loi française) en se basant sur leur métabolisme dans l'organisme humain après ingestion.

Notons que l'élaboration des normes a nécessité le concept de l'homme « standard ».

L'homme standard absorbe :

EAU -	● pour la nourriture	1000 g par jour
	● pour la boisson	1200 g par jour
	● par le métabolisme	300 g par jour
	Total	2500 g par jour

Il perd :

● par les urines	1400 g par jour
● par la transpiration	600 g par jour
● par les poumons	300 g par jour
● par les selles	200 g par jour

AIR - L'homme standard inhale :

- 10 m³ pendant les heures de travail
- 10 m³ en dehors de ces heures

Si cet air est chargé de radionucléides (aérosols) suivant qu'ils soient solubles ou insolubles dans l'organisme, leur devenir sera différent :

Soluble	Insoluble
25 % reexhalés rapidement	25 % reexhalés rapidement
25 % traversent les poumons et passent dans le sang	0 % traversent les poumons 12,5 % sont fixés par poumons
50 % sont déglutis	62,5 % sont déglutis

Compte tenu de nombreuses données théoriques et expérimentales, des « modèles mathématiques » sont mis au point pour simuler le devenir des radionucléides dans l'organisme et calculer la dose qu'ils entraînent par irradiation interne. Connaissant pour les différents organes les doses maximales admissibles, on arrive à déduire les concentrations maximales admissibles — CMA — dans le cas d'une ingestion chronique d'air ou d'eau contaminés.

Dans certains cas, l'étude a porté sur la comparaison des dommages causés à 12 organes différents.

Pour un radionucléide donné, l'organe critique est généralement celui dont l'atteinte par le rayonnement entraîne le dommage le plus grand par l'organisme. Cependant, le calcul des doses reçues pose parfois des problèmes difficiles.

La quantité maximale tolérable dans l'organisme est celle qui délivre une dose égale à :

0,1 rem

par semaine à l'organisme entier (5 rems par an — 48 semaines de travail) ou aux gonades,

0,3 rem

par semaine à l'organe critique (15 rems par an — 48 semaines de travail), sauf si celui-ci est la thyroïde ou la peau, auquel cas on accepte 0,6 rem/semaine.

Ceci est valable pour une contamination permanente ; une contamination occasionnelle est tolérable si la quantité totale de radionucléide introduite dans l'organisme pendant 13 semaines (1 trimestre) n'entraîne pas d'irradiation supérieure à 3 rems pour l'organisme entier ou les gonades, 8 rems pour la peau, la thyroïde et l'os ou 4 rems pour n'importe quel autre organe (il s'agit de la dose délivrée par le radionucléide jusqu'à son élimination totale ou pendant le reste de la vie de l'individu, estimée à 50 ans).

Les concentrations maximales admissibles — CMA — ainsi que les quantités maximales admissibles — QMA — dans l'organisme sont calculées par la CIPR sur la base d'une irradiation professionnelle correspondant soit à une contamination permanente (168 h par semaine), soit à une contamination pendant le temps de travail (40 h par semaine). La détermination des CMA pour la population se fera en prenant le 1/10^e des valeurs ci-dessus pour 168 h/semaine en ce qui concerne le risque individuel et le 1/100^e en ce qui concerne le risque génétique.

Le tableau suivant donne les CMA et les quantités maxi-

males admissibles dans l'organisme entier (QMA), exprimées en microcuries (μCi) pour les travailleurs exposés 168 h/semaine, ainsi que l'organe critique, pour un certain nombre de radio-isotopes caractéristiques.

Ce tableau n'est qu'indicatif ; en effet, il faut également distinguer entre forme soluble ou insoluble du radio-isotope.

CMA ET QMA DE QUELQUES RADIONUCLÉIDES

Radioisotope	Demi-vie	Organe critique	Q M A (μCi)	CMA 168 heures/semaine	
				eau Ci/m^3	air Ci/m^3
Tritium (H3)	12,35 a.	Tissus de l'organisme	1 000	0,03	2×10^{-6}
Carbone (C14)	5 730 a.	Graisse	300	8×10^{-3}	10^{-6}
Phosphore (P 32)	14,39 j.	Os	6	2×10^{-4}	2×10^{-8}
Cobalt (Co 60)	5,26 a.	Tractus gastro-intestinal	10	5×10^{-4}	10^{-7}
Zinc (Zn 65)	243,8 a.	Organisme entier	60	10^{-3}	4×10^{-8}
Krypton (Kr 85)	10,73 a.	Organisme entier			3×10^{-6}
Strontium (Sr 90)	28,5 a.	Os	2	10^{-6}	10^{-10}
Ruthénium (Ru 106)	369 j.	Tractus gastro-intestinal		10^{-4}	3×10^{-8}
Iode (I 129)	17 millions a.	Thyroïde	3	4×10^{-6}	6×10^{-10}
(I 131)	8,06 j.	Thyroïde	0,7	2×10^{-5}	3×10^{-9}
Xénon (Xe 133)	5,29 j.	Organisme entier			3×10^{-6}
Césium (Cs 137)	30,0 a.	Organisme entier	30	2×10^{-4}	2×10^{-8}
Cérium (Ce 144)	284 j.	Tractus gastro-intestinal		10^{-4}	3×10^{-8}
Radon (Rn 222)	3,82 j.	Poumon			10^{-8}
Radium (Ra 224)	3,64 j.	Os	0,06	2×10^{-5}	2×10^{-9}
(Ra 226)	1 600 a.	Os	0,1	10^{-7}	10^{-11}
Thorium naturel	14 milliards a.	Os	0,01	10^{-5}	6×10^{-13}
Uranium naturel	4,5 milliards a.	Tractus gastro-intestinal		2×10^{-4}	4×10^{-8}
Plutonium (Pu 239)	24 000 a.	Os	0,04	5×10^{-5}	6×10^{-13}

Dans le cas des gaz radioactifs, les calculs ne sont pas fondés sur la concentration du radionucléide dans l'organisme mais sur la dose reçue par un individu placé dans un nuage semi-infini.

Une estimation des risques doit passer également par l'estimation, à partir de la CMA ou de la QMA, de la quantité pondérale de radionucléide ingérée ou inhalée correspondante.

Par exemple :

- pour un gramme de plutonium 239, l'activité est égale à 0,06 Ci, la valeur de la QMA est de 0,04 μ Ci ; elle représente donc 0,7 microgramme ;

- pour l'uranium naturel, la QMA correspond à 25 mg. Cependant, pour cause de toxicité chimique, la quantité d'uranium soluble ne doit pas dépasser 2,5 mg en un seul jour ;

- pour le radium 226, la QMA correspond à 0,1 microgramme.

Discussion

L'élaboration des recommandations de la CIPR, leur utilisation comme base des réglementations et enfin l'interprétation et l'application de ces réglementations appellent un certain nombre de remarques :

1. L'ÉVALUATION DES RISQUES

La CIPR fait elle-même remarquer à plusieurs reprises que l'état actuel de nos connaissances permet mal d'estimer les risques liés en particulier aux faibles doses des rayonnements.

Aux États-Unis, l'Académie nationale des Sciences a publié en 1972 un rapport très complet : « Effets sur les populations de l'exposition à de faibles doses de radiations ionisantes » [ASU 72]. Nous donnons les principales évaluations de cette publication officielle.

Les évaluations sont faites sur la base d'une irradiation de l'ensemble de la population américaine, 170 mrem par an ou 5 rems pour 30 ans, c'est-à-dire la « dose génétique » maximale admissible des recommandations de la CIPR :

- a. En ce qui concerne les effets génétiques et pour la population des États-Unis (200 millions en 1970 — 300 estimés en l'an 2000 — 3,6 millions de naissances par an), cette irradiation entraînerait : pour la première génération, entre 100 et 1800 cas anormaux sérieux par an (soit 0,05 % du total des naissances) et de l'ordre de 5 fois plus dans une situation d'équilibre (après plusieurs générations).

b. Les effets somatiques — cancers — sont estimés sur la base d'une relation linéaire entre le risque et l'irradiation (pas de seuil). Dans ces conditions, une irradiation de 5 rems en 30 ans pourrait causer entre 3000 et 15 000 morts par cancer par an : le chiffre le plus probable est 6000, ce qui représente 2 % des morts par cancer et un accroissement de 0,3 % du taux de mortalité (Storer — 1969 — donne une estimation de 160 cas et Gofman et Tamplin — 1970 — 100 000 cas).

Le rapport considère d'ailleurs cette irradiation « admissible » comme trop forte et pense que les doses effectivement reçues par la population peuvent être et seront très certainement réduites. Il donne un certain nombre de recommandations dans ce sens, tant pour les irradiations médicales que pour l'industrie nucléaire.

2. L'ACCEPTATION DU RISQUE

L'estimation du risque est difficile mais les membres de la CIPR et de ses différents comités ont dans ce domaine la compétence scientifique nécessaire (encore que leur désignation presque toujours « officielle » puisse porter à controverse).

Par contre, nous l'avons vu, leur rôle ne se limite pas à une estimation du risque mais à la définition d'un risque *acceptable* : acceptable pour les populations et acceptable pour les travailleurs. Une telle notion dépasse très nettement les compétences des experts scientifiques, en effet elle implique :

- Une estimation de *tous* les risques et pas seulement de celui des rayonnements ;

- Une estimation réelle des avantages, qui ne saurait se limiter à une appréciation du genre (pgr 32.c déjà cité) : « ... la charge qui en résulterait pour la société serait acceptable et justifiée si l'on considère les avantages probablement de plus en plus grands qui résulteront de l'extension des applications pratiques de l'énergie atomique », non plus qu'à une comparaison strictement économique entre le coût estimé de la vie humaine et le coût des améliorations techniques diminuant les nuisances.

C'est en fait tout le problème de la civilisation industrielle et de ses nuisances qui est posé. Il y a donc un grave problème de principe. Que l'on nous comprenne bien, une telle attitude n'est pas limitée à l'énergie atomique, loin de là ; elle est caractéristique d'un certain type de société. Citons Ramade [RAM 74] :

« Mais qui accepte le risque ? Certainement pas le citoyen

qui n'a pas voix au chapitre en l'occurrence. Dans le domaine de la pollution de l'environnement par les radionucléides, comme d'ailleurs dans celui de la contamination chimique (par les pesticides par exemple), la décision revient à des experts dont le rôle est de faire la balance entre les risques possibles pour la santé humaine et les bénéfices attendus de telle ou telle technologie. La prise du risque (pour autrui) est donc le fait d'autorités administratives qui se fondent sur des critères techniques, économiques et, à la rigueur, — il faut l'espérer — éthiques. On doit bien convenir dans de telles conditions que des décisions dont les conséquences lointaines pourraient être capitales sont le fait de structures dont le contrôle démocratique est virtuel si l'on songe à la multiplicité des problèmes nouveaux qui surgissent et dont seuls les experts sont avertis. »

Une telle situation est particulièrement vraie pour les travailleurs à qui l'on n'a jamais demandé s'ils considéreraient une dose de 5 rems/an comme « admissible » *par eux*.

3. L'APPLICATION DES RECOMMANDATIONS

C'est un problème sur lequel nous reviendrons plus en détail à propos des effluents radioactifs de l'industrie nucléaire et surtout des conditions de travail. Deux points sont à souligner :

a. Le respect de l'esprit des recommandations qui ne présentent pas, nous l'avons vu, les doses maximales admissibles comme des doses sans danger, mais demandent de maintenir « toutes les doses à des valeurs aussi faibles que possible et d'éviter toute exposition inutile » ; cela sera particulièrement à examiner dans le chapitre concernant les conditions de travail.

b. Les recommandations fixent des quantités maximales admissibles — QMA — et des concentrations maximales admissibles — CMA. La grosse difficulté consiste en fait à déterminer les quantités *réelles* ingérées ou inhalées et les concentrations *réelles* existant dans un milieu donné :

- pour les travailleurs, c'est le problème de la mesure la plus exacte possible de la contamination de l'atmosphère des laboratoires et des ateliers ;
- pour le public, c'est le phénomène des dilutions dans la biosphère, des concentrations biologiques, des habitudes alimentaires, des risques chroniques ou accidentels (ces problèmes sont évoqués à propos des effluents de centrales nucléaires et surtout des usines de traitement des combustibles irradiés).

2. Risques liés à la radioactivité dans le cycle du combustible

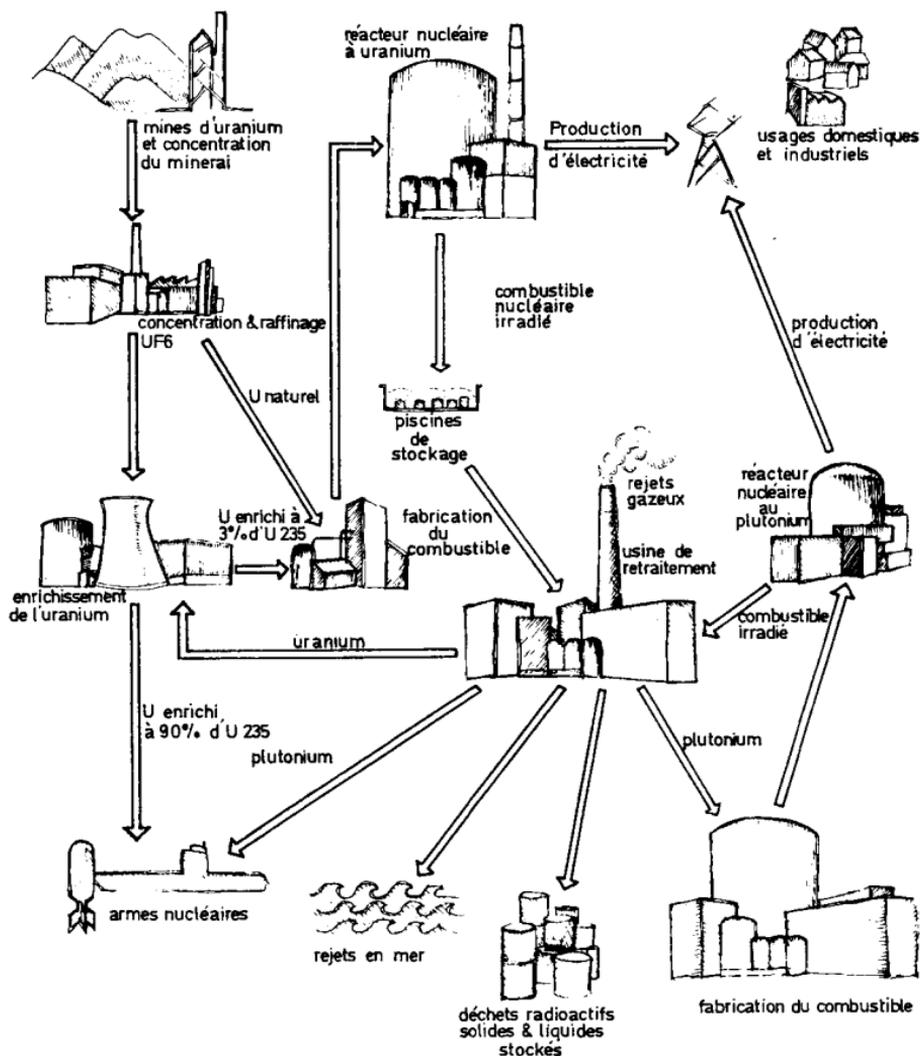
1. Le cycle du combustible et la production de matières radioactives

L'utilisation de l'énergie nucléaire dans les réacteurs de puissance comporte, en ce qui concerne le combustible, plusieurs étapes qui constituent le ou les *cycles de combustible*, dont le schéma simplifié est donné page 98 (voir première partie [SAU 65]).

L'uranium, qui constitue le combustible nucléaire, doit être extrait du minerai, traité et purifié, puis « enrichi » éventuellement en uranium 235 fissile mis sous forme d'éléments combustibles (oxydes ou alliages métalliques suivant le type de réacteur) et chargé dans le cœur du réacteur où il subit la fission en dégageant de l'énergie. Lorsque les éléments combustibles ont atteint un taux de combustion donné, ils sont déchargés pour être transportés, après un certain délai, vers les usines de traitement chimique où l'uranium non consommé et le plutonium formé dans le réacteur sont récupérés et peuvent être à nouveau introduits dans le cycle de combustible tandis que les produits de fission et les corps transuraniens — la plupart inutilisables — doivent être stockés. Ce circuit complexe est illustré par la figure de la page suivante.

L'extraction et le traitement du minerai d'uranium conduisent à des volumes importants de déchets radioactifs. La contamination de ces déchets est due essentiellement aux produits de filiation radioactive de l'uranium : le radium et le radon.

Chaque année en Europe occidentale 1000 à 10 000 Ci de radon sont libérés dans l'atmosphère au moment de l'extraction du minerai. Ce chiffre correspond à une production annuelle d'uranium de l'ordre de 1500 tonnes. Le radium reste pour la plus grande partie dans les résidus solides du traite-



Le cycle du combustible nucléaire

ment du minerai. En Europe en 1970, environ 300 000 tonnes de résidus solides (400 Ci de radium 226 *) et 4 millions de m³ d'effluents liquides (d'une concentration moyenne en radium de 1 μ Ci par m³) ont été ainsi produits [AEN 72].

Les deux étapes suivantes, l'enrichissement et la transformation en éléments combustibles, ne donnent lieu qu'à des déchets faiblement contaminés par l'uranium et ses produits de filiation ; leur toxicité est analogue à celle des déchets provenant d'autres métaux lourds car la toxicité chimique de l'uranium est plus grande que sa toxicité radioactive. On trouve aussi des copeaux résultant de l'usinage de l'uranium, des liquides provenant d'opérations de traitement chimique, des gaz libérés au cours de la dissolution en milieu acide.

Cependant, l'utilisation du plutonium comme combustible dans les réacteurs à neutrons thermiques (« recyclage » du plutonium) et surtout dans les réacteurs à neutrons rapides laisse prévoir que le plutonium deviendra le principal contaminant des déchets produits par les installations de fabrication des éléments combustibles, du fait de sa radiotoxicité très élevée.

Les problèmes les plus importants sont liés à la formation des produits de fission, du plutonium et des transuraniens au sein du combustible pendant son séjour dans le réacteur, ainsi qu'à la formation de produits d'activation par suite de l'action des neutrons sur les matériaux de structure du réacteur :

a. Le plutonium et d'autres éléments transuraniens sont formés par captures à partir de l'uranium 238 :

plutonium 239, 240, 241, 242

américium 241, 243

curium 242, 244

Ces éléments qui restent dans le combustible irradié jusqu'au traitement, sont essentiellement émetteurs de rayonnement α et ont des demi-vies radioactives très longues.

b. Les produits de fission sont de nature très variables ; ce sont essentiellement des émetteurs β et γ , de demi-vies très différentes. Les principaux sont donnés dans le tableau 1 (voir aussi chapitre 1).

* Une tonne de « stériles » provenant d'un minerai à 0,2 % d'uranium contient environ 0,7 mCi de radium 226.

Tableau 1
PRINCIPAUX PRODUITS DE FISSION

Radionucléide			Demi-vie	
Tritium	H	3	12	ans
Krypton 85	Kr	85	10,7	ans
Strontium 90	Sr	90	28	ans
Zirconium 95	Zr	95	65	jours
Ruthénium 106	Ru	106	1	an
Iode 129	I	129	$1,6 \cdot 10^7$	ans
Iode 131	I	131	8	jours
Xénon 133	Xe	133	5,2	jours
Césium 137	Cs	137	30	ans
Cérium 144	Ce	144	285	jours
Prométhéum 147	Pm	147	2,6	ans

c. Les produits d'activation proviennent en premier lieu de l'action des neutrons sur certains constituants du matériau de gainage (acier inoxydable, magnésium, aluminium ou zircalloy), de leur action sur le fluide de refroidissement et les impuretés qu'il contient, le modérateur et les divers éléments constitutifs du réacteur. Une partie de ces produits d'activation reste dans les éléments de structure du réacteur jusqu'à ce qu'ils soient remplacés ou que le réacteur soit démolé, et l'autre partie passe dans les déchets ou les rejets. Les principaux produits d'activation sont donnés dans le tableau 2 [AEN 72].

Tableau 2
PRINCIPAUX PRODUITS D'ACTIVATION

Radionucléide			Demi-vie	
Tritium	(à partir de	Li 6)	12	ans
Argon 41	(«	A 40)	1,8	heure
Manganèse 54	(«	Fe 54)	300	jours
Fer 55	(«	Fe 54)	2,9	ans
Cobalt 60	(«	Co 59)	5,2	ans
Cuivre 64	(«	Cu 63)	12,8	heures
Nickel 65	(«	Ni 64)	2,6	heures
Chrome 51	(«	Cr 50)	27	jours
Zirconium 95	(«	Zr 94)	65	jours

Que ce soit au niveau des réacteurs nucléaires, des ateliers de fabrication des éléments combustibles, des usines de traitement des minerais ou des combustibles irradiés, il y a donc production de matières radioactives. On appelle *effluents* ce qui sort effectivement de l'installation industrielle. Dans la plupart des cas, ces effluents sont traités afin de retenir le maximum de matières radioactives. On appelle *rejets* ce qui est rejeté effectivement dans l'environnement (atmosphère ou rivière), soit directement, soit après traitement des effluents.

Les résidus ou concentrats qui résultent du traitement des effluents ou qui sont produits dans les usines de traitement des combustibles irradiés, constituent les *déchets* qui doivent être stockés. Le tableau 3 permet de se faire une idée de ce qui est produit par une centrale nucléaire comme rejets et déchets, hors combustible irradié [AEN 72].

Vis-à-vis des aspects de sécurité nucléaire que nous examinons dans ce document, les problèmes les plus importants sont les suivants :

- les effluents des centrales nucléaires et des usines de traitement des combustibles irradiés ;
- le transport et le traitement des combustibles irradiés ;
- l'extraction, le transport et l'utilisation du plutonium ;
- le stockage des déchets radioactifs.

Ce sont ces problèmes que nous allons examiner plus en détail.

Notons ici que si la nocivité de la radioactivité peut se manifester à partir de quantités extrêmement faibles de radionucléides dispersés par exemple dans l'environnement, son caractère particulier (émission de rayonnements) par rapport à d'autres nuisances permet la *détection de très faibles quantités* et par conséquent rend possible un contrôle beaucoup plus fin que celui relatif par exemple aux pollutions chimiques. Cependant cette remarque s'applique surtout aux émetteurs β , γ et moins aux émetteurs α dont la détection est beaucoup plus difficile.

Signalons enfin en ce début de chapitre la référence [WAS 74] qui traite de l'ensemble du problème des risques liés au cycle de combustible, ainsi que la référence [AEN1. 74].

Tableau 3
REJETS ET DÉCHETS PRODUITS PAR LES CENTRALES
NUCLÉAIRES *

	Sources	Principaux nucléides	Quantités
Solides	Déchets divers contaminés (papier, bois, plastiques, outils et instruments) Filtres à air usés Résines usées Composants divers du réacteur etc.	Produits de fission et d'activation	10 à 100 m ³ par an par réacteur
Liquides	Opérations de décontamination Régénération des résines Liquides de refroidissement (eau légère et lourde) Stockage des combustibles irradiés Solvants organiques etc.	Tritium Produits d'activation Produits de fission	10 ³ à 10 ⁴ m ³ par an par réacteur (1 μ Ci-10mCi/m ³)
Gaz	Ventilation de l'air Fluide de refroidissement (CO ₂) Purification du réfrigérant Gaz d'incinération etc.	Produits d'activation gazeux de courte période Produits de fission gazeux Particules	10 ³ .10 ⁴ m ³ /min

* Hors combustibles irradiés.

2. Les effluents radioactifs des centrales nucléaires

Une centrale nucléaire en fonctionnement rejette dans l'environnement une certaine quantité de corps radioactifs sous forme de gaz, d'aérosols et de liquides. La nature et la quantité de ces rejets varient avec le type de réacteur considéré. On mesure les quantités rejetées par leur activité en tant qu'émetteurs de rayonnements, donc en curies (Ci). Mais cette mesure globale doit être précisée car, comme nous l'avons vu au chapitre 1, les effets des radionucléides sont fonction de nombreux paramètres : demi-vie de la source radioactive, nature et énergie du rayonnement émis. Le problème le plus délicat est donc, connaissant plus ou moins bien la quantité et la nature des effluents, d'en déterminer les nuisances possibles. Il faut également noter que la plupart des estimations au stade du projet sont faites dans le cas du fonctionnement « normal » (c'est-à-dire sans incident notable) d'une centrale, alors que seule l'expérience permet de connaître le fonctionnement réel.

La présence d'éléments radioactifs dans les rejets d'une centrale provient de la contamination du circuit de refroidissement. Cette contamination peut avoir pour cause, soit la fuite de matières radioactives du combustible par suite de ruptures de gaines, soit leur diffusion à travers la gaine, soit la formation de nouveaux éléments, produits d'activation ou de corrosion dont nous avons vu l'origine au paragraphe précédent. Les ruptures de gaine qui présentent en tout état de cause un caractère anormal peuvent être soit strictement contrôlées et non admises (réacteurs graphite-gaz), soit tolérées dans une certaine proportion (réacteurs à eau ordinaire).

Le passage des matières radioactives du circuit de refroidissement à l'extérieur du réacteur se fait soit à cause de la nécessité de purifier ou de renouveler le fluide de refroidissement, soit par suite de fuites incontrôlables.

Nous donnons ici quelques chiffres relatifs aux principaux types de réacteurs construits ou en projet en France.

Remarque : On exprime les quantités rejetées en nombre de curies à demi-vie courte, la radioactivité du rejet diminue très vite, ce qui n'est pas le cas pour ceux à vie longue. Il faut donc associer à la quantité de rejet, ou à l'activité annuelle rejetée exprimée en curies, la valeur de la demi-vie.

Le tableau 4 donne la valeur des rejets annuels, en

Tableau 4
ACTIVITÉ REJETÉE ANNUELLEMENT POUR
UNE ACTIVITÉ MOYENNE DE 1 Ci

Radionucléide	Demi-vie	Activité rejetée par an (Ci)
Tritium	12 ans	0,058
Argon 41	1,8 heure	3 370
Krypton 85	10,7 ans	0,065
Iode 129	$1,6 \cdot 10^7$ ans	10^{-8} *
Iode 131	8 jours	31,5
Xénon 133	5,2 jours	49
Strontium 90	28 ans	0,025
Zirconium 95	65 jours	3,9
Ruthénium 106	1 an	0,695
Césium 137	30 ans	0,023
Cérium 144	285 jours	0,89
Prométhéum 147	2,6 ans	0,265
Manganèse 54	300 jours	0,845
Fer 55	2,9 ans	0,24
Cobalt 60	5,2 ans	0,133
Cuivre 64	12,8 heures	473
Nickel 65	2,6 heures	2 340
Chrome 51	27 jours	9,35

* En fait, croissance continue.

curies, qui fournissent une activité globale moyenne de 1 curie (par exemple un rejet de 3370 curies d'argon 41 en 1 an correspond à une activité moyenne due à ce rejet de 1 Ci).

Filière à uranium naturel, graphite-gaz

Les réacteurs de puissance de cette filière (en France : G2/G3, Chinon 2 et 3, Saint-Laurent 1 et 2, Bugey 1) sont munis de systèmes de détection des ruptures de gaines et le risque de fonctionnement avec un élément défailant est très faible.

a. L'activité des rejets gazeux est de l'ordre de 2 à 3000 Ci par an pour une unité de 500 MWe (5000 Ci en 1973 pour Saint-Laurent 1 et 2, d'une puissance totale de 1030 MWe). L'activité principale rejetée par la cheminée provient de l'argon 41, gaz rare et émetteur β et γ de période 1,8 heure, produit par activation des traces d'argon naturel (argon 40) contenues dans le gaz carbonique de refroidissement. Cet argon est libéré, soit par les fuites sur les circuits, soit lors des mises en air des réacteurs au moment des arrêts.

b. La source la plus importante d'effluents radioactifs est la *piscine de stockage des combustibles irradiés* où ceux-ci sont entreposés pendant 4 à 6 mois avant l'envoi à l'usine de traitement afin d'attendre la décroissance de leur activité. Le stockage se faisant sans étui, l'eau est contaminée par des produits de corrosion des gaines et des produits de fission qui peuvent s'échapper du combustible. L'activité β totale est de l'ordre de 10^{-3} Ci/m³ et les principaux radionucléides dus aux impuretés déposées sur la gaine ou résultant de son attaque sont : l'antimoine 124, le fer 59, le cobalt 60, le manganèse 54, le couple zirconium-niobium 95 et le soufre 35. En cas de rupture de gaine en piscine, il apparaît un nouveau radionucléide : le césium 137. Dans ce cas, l'activité totale de l'eau peut dépasser 10^{-2} Ci/m³. On est alors amené à « filtrer » l'eau avant rejet ; les techniques utilisées sont soit l'emploi de résines organiques échangeuses d'ions (voir paragraphe 6, page 252), soit l'utilisation d'échangeurs minéraux naturels ou synthétiques [AIE 70].

c. La quantité de rejets liquides (hors tritium) est de l'ordre de 10 Ci par an (pour 1000 MWe). Les radionucléides les plus critiques sont les césium 134 et 137 et le zinc 65 qui sont concentrés par les chaînes biologiques [AEC 72]. La quantité de tritium rejetée est très faible.

d. Un accident de rupture de gaine dans le réacteur pourrait avoir pour conséquence un relâchement de produits de fission gazeux et en particulier de l'iode 131 ; dans ce cas, des filtres en charbon actif peuvent être branchés.

Les tableaux 5 et 6 donnent l'évolution des niveaux d'activités de rejets liquides et gazeux pour les années 1971 à 1976 :

Tableau 5
REJETS LIQUIDES
DANS LES CENTRALES NUCLÉAIRES FRANÇAISES
 Activités en curies [FIT 78]

Année	Chinon		St-Laurent		Bugey 1		Chooz	
	total	tritium	total	tritium	total	tritium	total	tritium
1971	2	NM	2,2	NM	—	—	34	700
1972	3	NM	9,4	NM	0,1	NM	12	1 800
1973	3,3	NM	7,3	NM	1,6	NM	8,2	1 900
1974	0,4	NM	4,2	400	60	820	8,6	3 300
1975	0,7	150	4,7	700	14	240	8,6	2 500
1976	0,6	100	3,0	500	3,6	200	2,6	1 900

Tableau 6
REJETS GAZEUX
DANS LES CENTRALES NUCLÉAIRES FRANÇAISES
 Activités en curies [FIT 78]

Année	Chinon		St-Laurent		Bugey 1		Chooz	
	GR	APV	GR	APV	GR	APV	GR	APV
1971	4 200	0,018	3 400	0,047	—	—	6 600	—
1972	12 000	0,61	3 900	0,140	800	0,001	31 000	0,024
1973	2 800	0,042	5 000	0,037	3 100	0,010	20 000	0,160
1974	2 100	0,018	4 300	0,020	4 500	0,021	1 500	0,012
1975	6 000	0,031	3 500	0,017	5 300	0,024	2 700	0,41
1976	4 900	0,020	2 900	0,013	3 100	0,009	4 900	0,047

Le tableau 7 résume les quantités et activités produites par an, rapportées à une puissance de 1000 MWe :

Tableau 7
**EFFLUENTS ANNUELS DES RÉACTEURS A URANIUM
 NATUREL, GRAPHITE, GAZ (1000 MWe)**

Rejets gazeux	Argon 41	14 000 Ci
Rejets liquides	Produits d'activation Produits de fission	10 à 30 Ci
Déchets solides (hors combustible irradié)	divers chemises de graphite d'éléments combustibles *	100 m ³ contenant environ 100 Ci 300 m ³ (120 tonnes) contenant environ 1 200 Ci

* Ce sont des chemises de graphite des éléments combustibles de Saint-Laurent et Bugey qui sont enlevées sur le site du réacteur. Leur activité provient des traces du cobalt contenu dans le graphite qui, par activation, donne du cobalt 60 (période de 5,3 ans). L'activité est de l'ordre de 0,01 Ci/kg. Le stockage est réalisé sur place, soit sous forme de silos de béton de grande capacité — environ 2500 m³ par silo à Saint-Laurent —, soit sous forme de conteneurs de petite capacité à Bugey.

Remarque : les 14 000 Ci d'argon rejetés en un an correspondent à une activité moyenne de 4,2 Ci (avec du krypton 85, on aurait le même niveau moyen d'activité, en période d'équilibre, avec un rejet annuel de 0,27 Ci).

La même filière ayant été développée de façon plus importante en Grande-Bretagne (une trentaine d'unités), il est intéressant de connaître l'expérience britannique : plusieurs communications en fournissent les éléments dans [AIE 70].

Filières à eau ordinaire

1. RÉACTEURS A EAU PRESSURISÉE (PWR)

La contamination de l'eau du circuit primaire est due aux produits de fission formés dans le combustible et qui s'en échappent du fait de ruptures de gaines et aux produits d'activation formés dans le circuit primaire. Les facteurs qui inter-

viennent dans cette contamination sont : le taux de rupture de gaines, le taux d'émission à partir du combustible, le taux de renouvellement du circuit primaire (fuites et soutirages d'eau pour réduire la concentration en bore), l'efficacité du circuit d'épuration. En prenant des valeurs estimées sur ces facteurs, on peut déterminer l'activité de l'eau du circuit primaire provenant des produits de fission issus du combustible (à titre d'ordre de grandeur, pour un 1000 MWe on trouve une activité totale de 260 Ci/m^3 , dont 220 en xénon 133, 5 en krypton 85, 2 en iode 131, etc.). Lorsqu'on parle d'un taux de rupture de gaines de 1 %, cela signifie que 1 % des gaz rares et des iodures s'échappe du combustible. C'est en général ce taux qui est pris comme base pour l'évaluation des effluents.

A cette activité il faut ajouter celle du tritium produit par fission ternaire * dans le combustible et dont une partie diffuse à travers la gaine et par action des neutrons sur le bore, le lithium et l'hydrogène du circuit primaire (bore utilisé comme absorbeur de neutrons, lithium issu du bore). L'activité du tritium dans le circuit primaire peut varier entre 600 et 3500 Ci (pour 1000 MWe) selon l'importance de la diffusion dans les gaines de combustible.

Effluents gazeux : Certains effluents gazeux sont stockés en vue d'un rejet ultérieur (stockage de 1 à 2 mois ou plus dans des réservoirs, sous une pression de 7 bars), ce qui assure une réduction très importante de leur activité (facteur 10^3 à 10^4) ; d'autres sont rejetés directement à la cheminée après filtration. Les activités les plus élevées proviennent du xénon 133 et du krypton 85.

Effluents liquides : Avant d'être rejetée, l'eau extraite du circuit primaire est traitée dans un système d'épuration comportant un filtre-déminéraliseur, un dégazeur, un évaporateur.

2. RÉACTEURS A EAU BOUILLANTE (BWR)

Effluents gazeux : La différence essentielle avec les PWR est l'existence d'un seul circuit de vapeur qui passe dans le cœur, la turbine et le condenseur. La plus grande partie des effluents gazeux provient donc de l'extraction des gaz du condenseur et des dispositifs d'étanchéité des turbines. Les

* Fission ternaire : lorsque la fission produit trois produits de fission au lieu de deux habituellement ; le troisième élément est relativement léger par rapport aux deux autres (par exemple noyau de tritium ou d'hélium).

effluents sont rejetés à la cheminée, en continu sous surveillance, après passage sur une ligne à retard (2 ou 30 minutes) et filtration. Cette filtration peut comporter, selon les installations, des pièges à iode à température ordinaire, ou refroidis. Les activités les plus élevées proviennent des krypton 87 et 88 et des xénon 137 et 138 (demi-vies respectives : 78 minutes ; 2,8 heures ; 4 minutes ; 17 minutes).

Effluents liquides : La quantité de tritium présente dans le circuit de refroidissement est plus faible que pour les PWR (facteur 10 environ) par suite de l'absence d'acide borique dans l'eau et d'une diffusion plus faible à travers les gaines du combustible.

3. QUELQUES CHIFFRES

a. L'expérience américaine nous fournit des quantités de rejets relatifs à un certain nombre de réacteurs PWR et BWR [WAS 73] reportées dans le tableau 8. L'examen de ce tableau met bien en évidence la différence entre PWR et BWR au niveau des rejets : rejets gazeux beaucoup plus forts pour BWR, rejets de tritium beaucoup plus forts pour PWR. D'autre part, il y a de très grandes variations d'un réacteur à l'autre, même si l'on ramène les chiffres à la même puissance unitaire : ceci montre l'extrême dépendance des rejets vis-à-vis du fonctionnement réel (fuites ou incidents).

b. La référence [CCE 74] fournit les rejets radioactifs des centrales nucléaires de la Communauté européenne.

Pour le réacteur franco-belge de Chooz (PWR de 270 MWe), les chiffres pour 1972 sont les suivants :

- rejets gazeux : 31 000 Ci, essentiellement xénon 133,
- rejets liquides : 20 800 m³ rejetés ; 14,4 Ci hors tritium, 1762 Ci de tritium,
- activités totales (en Ci) rejetées dans l'année pour certains radionucléides :

Mn 54	Co 58	Co 60	Sr 90	I 131	Nb + Zr 95	Cs 134	Cs 137
0,04	0,08	2,03	0,17	3,01	0,03	4,15	4,24

c. Le tableau 9 donne les quantités prévisibles de rejets, en fonctionnement non accidentel, pour les 2 types de réacteurs et pour une puissance de 1000 MWe.

d. Les déchets solides de ces réacteurs sont constitués par les concentrats d'évaporateurs, les résines et filtres usés, les

pièces démontées non décontaminables, les gants, plastiques, etc., d'usage courant. On peut estimer leur activité à :

30 à 100 m³, 3000 à 10 000 Ci pour un PWR (1000 MWe)
 100 à 300 m³, 1000 à 3000 Ci pour un BWR (1000 MWe)

Tableau 8
 REJETS DANS LES CENTRALES AMÉRICAINES EN 1971
 (Ci/an)

Type	Réacteur	Puissance (MWe)	Gaz rares	Liquides (hors H3)	Tritium	Halogènes (131I) et aérosols
PWR	Indian Point I	285	360	81	725	0,2
	Yankee Rowe	185	13	0,01	1 685	0,0001
	San Onofre Connecticut	450	7 670	1,5	4 570	0,0001
	Yankee	600	3 250	5,9	5 830	0,03
	GINNA	515	31 800	1	154	0,17
	H.B. Robinson		18	0,7	118	
	Point Beach I	524	838	0,15	266	0,0001
BWR	Oyster Creek I	670	516 000	12	21,5	2,1
	Nine Mile point I	640	253 000	32	12,4	0,8
	Dresden 1, 2, 3	1 910	1 330 000	29	17	4,3
	Humboldt Bay	65	514 000	1,8		0,3
	Big Rock Point	75	284 000	3,5	10	0,6
	Millstone I	68	276 000	19,7	13	4
	Monticelo	580	76 000	0,01	0,6	0,05

Tableau 9
 REJETS ANNUELS DES RÉACTEURS A EAU ORDINAIRE
 (1000 MWe)

	PWR	BWR
Gazeux	50 000 Ci	2 500 000 Ci*
Liquides hors tritium	20 à 30 Ci	20 à 30 Ci
Tritium	700 à 1 000 Ci	50 à 100 Ci

* 50 000 Ci si dispositif de rétention.

4. LES POSSIBILITÉS TECHNIQUES DE LIMITATION DES REJETS

Il est possible d'envisager de réduire considérablement les activités rejetées dans l'environnement. Pour cela, il faut effectuer des stockages plus longs, améliorer les techniques de traitement, réduire le plus possible les rejets continus ou périodiques.

Les techniques actuellement à l'étude permettant de traiter les effluents gazeux sont les suivantes :

- Adsorption sur charbon actif (à -17°C) ; l'efficacité de l'installation est fonction du temps de rétention sur les charbons ; l'activité rejetée peut être réduite d'un facteur 100 à 2 000. Ce système est actuellement utilisé sur la centrale à eau bouillante de Gundremmingen en Allemagne.
- Distillation fractionnée à basse température (-196°C) ; efficacité de l'ordre d'un facteur 1000 à 10 000.
- Utilisation de solvants fluorocarbonés (-35°C) ; efficacité de l'ordre d'un facteur 1000.

Ce traitement des effluents, afin de rendre le rejet aussi faible que possible, pose toutefois le problème de la filtration et donc du stockage ; les filtres, résines, etc., vont constituer des déchets importants qui peuvent être à vie longue (le krypton 85 a une demi-vie de 10 ans) et qui devront être soit stockés sur place, soit transportés sur des lieux de stockage éloignés.

On devrait aboutir à des rejets gazeux limités à 10 000 et 50 000 Ci (gaz rares) sur les réacteurs BWR/6 fonctionnant en France à partir de 1980 (Saint-Laurent).

Une étude très détaillée des problèmes liés à la radioactivité des effluents et des rejets fait l'objet de la référence [WAS 74].

Filière à neutrons rapides et refroidissement au sodium

Effluents gazeux : ils sont constitués essentiellement par les rejets de l'argon qui couvre les différentes enceintes contenant du sodium actif, notamment la cuve du réacteur. Cet argon contient des produits de fission gazeux qui s'échappent du combustible par quelques fissures de gaines. Il circule en permanence dans un circuit fermé qui comprend de vastes capacités où l'argon et les produits de fission ont le temps de perdre la majeure partie de leur activité : à la sortie de ces réservoirs, les seuls produits de fission en quantité notable sont le xénon 133 et le krypton 85. Le xénon 133 est ensuite piégé sur une cellule d'épuration. Pour une centrale de 1200 MWe (Super-

Phénix) les rejets annuels se situeraient, d'après les calculs de projet, aux environs de 50 Ci de xénon 133 et 500 Ci de krypton 85.

Effluents liquides : ils sont constitués par des produits d'activation et de fission divers provenant des lavages et de la décontamination des constituants du réacteur qui baignent dans le sodium actif et que l'on est amené à démonter périodiquement pour des opérations d'entretien et de réparation. Les quantités produites seraient de l'ordre de quelques centaines de m³ par an. Les principaux produits actifs contenus dans ces effluents sont : césium 137, manganèse 54, cobalt 58, cobalt 60, sodium 22. Leur activité globale serait de l'ordre de 20 à 30 Ci annuels (pour 1200 MWe).

Les déchets solides, pour 1200 MWe, seraient de l'ordre de 100 m³, pour une activité d'environ 5000 Ci.

Le tableau 10 résume, pour les quatre types de filières, et pour une puissance installée de 1000 MWe, la valeur des activités contenues dans les effluents liquides et gazeux ainsi que dans les déchets solides produits sur le site.

Tableau 10

**EFFLUENTS REJETÉS ET DÉCHETS PRODUITS
PAR UNE CENTRALE DE 1000 MWe [EDF 76]**

	U N G G	PWR	BWR	Rapide
<i>Effluents gazeux</i>				
Xénon (Ci/an)	120	0,5 à 2.10 ⁴	0,5 à 2.10 ⁴	30
Krypton 85 (Ci/an)		500 à 2 000	500 à 2 000	300 à 400
Tritium (Ci/an)	—	100 à 150	5 à 10	—
Iode 131 (Ci/an)	10 ⁻¹	1	1	10 ⁻²
Argon 41	5 000 à 15 000	—	—	—
<i>Effluents liquides</i>				
Volume (m ³ /an)		4 000 à 15 000	10 000 à 40 000	400 à 500
Activité bêta et gamma (Ci/an)	10 à 15	10 à 50	10 à 50	20 à 30
Tritium (Ci/an)		1 000 à 1 500	50 à 150	—
<i>Déchets solides</i>				
Tout venant volume (m ³ /an)	100 à 150	25 à 50	100 à 200	50 à 100
(avant condition- nement)	100	0,3 à 1.10 ⁴	1 à 3.10 ³	3 à 6.10 ³

3. Manutention et transport des matières radioactives

Les matières radioactives transportées aux différents stades de l'industrie des combustibles nucléaires couvrent un champ extrêmement vaste, depuis les minerais d'uranium jusqu'aux déchets radioactifs de toutes sortes. Les matières les plus radioactives et donc les plus dangereuses sont les combustibles irradiés qui doivent être transportés des centrales nucléaires aux usines de retraitement (en France : Marcoule et La Hague pour la filière UNGG, La Hague pour la filière à eau ordinaire).

Conditions de transport des matières radioactives

Deux principes essentiels définissent les conditions de transport des matières radioactives et sont repris au niveau des réglementations :

- la sûreté repose principalement sur l'emballage ;
- l'emballage doit être adapté au contenu transporté.

En fonction des caractéristiques des matières transportées (radioactivité, radiotoxicité, aptitude à la dispersion), les emballages requis doivent offrir des degrés différents de résistance. Il existe trois types d'emballage : type B, type A, type industriel.

Type B : dès que l'activité transportée dépasse un certain seuil, si la matière n'est pas susceptible de se disperser en cas d'accident (risque d'irradiation) et un autre seuil si cela peut être le cas (risque de contamination). Les valeurs de ces seuils sont calculées pour chaque radionucléide susceptible d'être transporté : par exemple ces seuils sont respectivement de 30 et 9 Ci pour le césium 137, 10 et 0,4 Ci pour le strontium 90, 2 et 0,002 Ci pour le plutonium, 10 et 0,4 Ci pour un mélange de produits de fission, etc.

Les emballages du type B doivent résister à une série d'accidents fixés précisément : chute de 9 m, sur une surface indéformable, chute de 1 m sur un pieu, feu d'une demi-heure à 800 °C, immersion sous quinze mètres d'eau. Ce sont des emballages de ce type qui ont fait l'objet de tests sévères aux Etats-Unis : camion transportant un emballage lancé à 120 km/h sur un mur de béton, locomotive lancée à 120 km/h sur un emballage.

Type A : adapté à une activité transportée en dessous de la limite du type B et jusqu'à 1/1000 de cette valeur. Il est admis qu'en cas d'accident important l'emballage puisse être détruit mais il doit résister aux accidents mineurs et en particulier aux accidents de manutention. Réglementairement, il doit résister à une chute de 1,20 m, une compression par un poids égal à 5 fois celui du colis, une pénétration par une barre de fer de 6 kg lâchée au-dessus du colis, une aspersion d'eau durant au moins 1 heure.

Type industriel : en dessous de 1/1000 de la limite du type B. Cet emballage peut être détruit en cas d'accident mais doit résister à une chute de 1,20 m sur une aire cimentée (accident de manutention).

Les quantités transportées

L'estimation de la quantité de transports radioactifs liés à l'exploitation des centrales nucléaires est assez facile à partir des indications du tableau suivant qui donnent des ordres de grandeur.

TRANSPORTS ANNUELS LIÉS AU COMBUSTIBLE D'UN RÉACTEUR À EAU ORDINAIRE DE 1000 MWe

<i>Produit</i>	<i>Quantité</i>	<i>Activité</i>
minerai	80 000 t/an	60 Ci
concentrés	180 t/an	—
UF 6 naturel	240 t/an	—
UF 6 enrichi	50 t/an	—
combustibles neufs	30 t/an	—
combustibles irradiés	30 t/an	150×10^6 Ci
plutonium	300 kg/an	—
déchets de faible et moyenne activité	750 m ³ /an	3000 Ci

Les quantités de transports réels sont cependant différentes de ce que l'on peut déduire de ce tableau, en effet :

- De nombreux transports ont lieu et auront lieu en France pour des réacteurs étrangers. C'est le cas des combustibles irradiés acheminés vers La Hague en provenance de presque tous les pays d'Europe, et ce sera le cas de l'UF 6 arrivant à l'usine d'Eurodif ou en sortant.
- Certains transports sont intérieurs à un même site nucléaire :

ce sera le cas pour l'UF 6 entre l'usine Comurhex de Pierrelatte et l'usine d'Eurodif voisine.

Nous reviendrons sur les combustibles irradiés. Parmi les autres matières radioactives transportées, il faut citer :

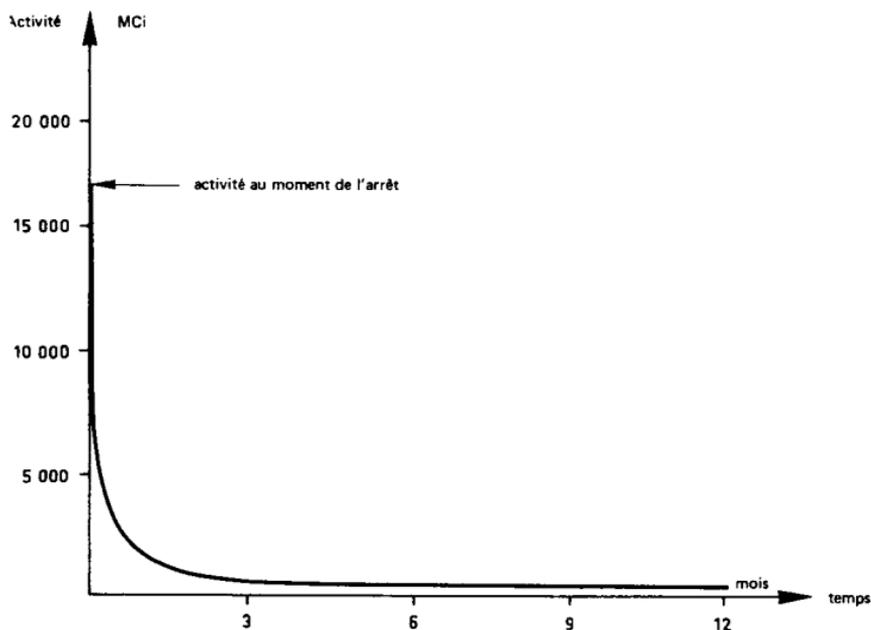
- L'hexafluorure d'uranium (UF 6) transporté en conteneurs chargés de 8,3 tonnes d'uranium (longueur 3,8 m, diamètre 1,5 m, épaisseur de la tôle 16 mm) qui font la navette entre Comurhex-Pierrelatte et les usines américaines ou russes de diffusion gazeuse.
- Les solutions de nitrate d'uranyle et l'uranate de magnésium voyagent en citernes ou en fûts métalliques.
- Les déchets radioactifs sont conditionnés en fûts de 200 tonnes ou en blocs de béton de 2 à 5 tonnes et acheminés par route ou par rail vers le site d'Infratome près de La Hague.
- Les radioéléments : des milliers de colis de radioéléments de faibles dimensions partent chaque année du département des radioéléments de Saclay (CEA) par route, rail, avion ; 45 % sont expédiés vers l'étranger.

Evolution de la radioactivité des combustibles irradiés

Au moment où le combustible est extrait du réacteur, soit en cours de fonctionnement comme dans la filière UNGG (déchargement en marche), soit au cours de l'arrêt annuel prévu à cet effet comme dans les filières à eau ordinaire, il possède la radioactivité maximum, présente de gros risques d'irradiation pour le personnel et ne peut être manipulé qu'à distance et derrière d'épaisses protections. Il est alors immergé dans une grande fosse remplie d'eau proche du réacteur, la piscine de désactivation, dans laquelle il va rester stocké pendant plusieurs mois, ce qui fait décroître sa radioactivité et permet de le transporter ensuite à l'usine de traitement.

A titre d'exemple, le tableau 11 donne l'activité de la charge totale (environ 90 tonnes d'uranium initialement enrichi à 3 %) d'un réacteur PWR de 1000 MWe, comptée à partir de l'arrêt du réacteur ; on suppose que cet arrêt est effectué juste avant le rechargement du combustible — qui se fait par tiers — donc au moment de l'activité maximale, les combustibles irradiés ayant un taux de combustion d'environ 30 000 MWj/tonne.

On voit qu'après une décroissance très rapide due à la disparition des produits à demi-vie très courte, on assiste à une lente diminution de la radioactivité : la variation de la radioactivité totale est illustrée par la figure suivante.



Activité du cœur d'un PWR de 1000 MWe en fonction du temps après l'arrêt du réacteur

Au bout de 5 mois environ, ce combustible est transporté à l'usine de traitement des combustibles irradiés. Pour un réacteur à eau ordinaire de 1000 MWe, ce sont environ 30 tonnes de combustible irradié qui doivent être transportées et réceptionnées par l'usine.

Tableau 11
ACTIVITÉS EN MILLIONS DE CURIES (MCi)
DE LA CHARGE D'UN RÉACTEUR [was 73]

Temps après arrêt (jours)	Iode et brome	Gaz rares	Total des produits	Actinides	Produits d'activation	Total
0	1 435	1 240	13 800	3 450	10,6	17 250
1	265	221	2 890	1 330	9,2	4 230
5	101	105	1 870	432	8,4	2 310
30	6,7	4,8	947	9,4	6,4	963
120	2 800 Ci	0,66	401	5,9	2,8	410
365	2,2 Ci	0,63	146	5,2	0,6	152
3 650 (10 ans)	2,2 Ci	0,35	17,9	3,3	0,13	21

Après désactivation, une petite quantité de combustibles est envoyée dans des laboratoires d'examen de combustibles irradiés où l'on contrôle leur aspect, leur structure et leurs propriétés pour vérifier la tenue et le comportement sous irradiation. Ces examens, qui portent sur des matériaux très radioactifs, ne peuvent être effectués que derrière d'épaisses protections de béton et surveillés par des hublots spéciaux en verre au plomb, par des périscopes ou par la télévision.

Le transport des combustibles irradiés

Les principales précautions concernent la protection contre les rayonnements et l'évacuation de la chaleur qu'ils provoquent ; pour des combustibles à uranium très enrichi ou au plutonium, il faut aussi parer au danger de criticité. Les conteneurs sont évidemment des emballages de type B.

1. RÉACTEURS A URANIUM NATUREL, GRAPHITE-GAZ

Les combustibles irradiés (« cartouches » d'environ 60 cm de long) sont disposés dans des paniers à alvéoles rangés dans le château de transport. Celui-ci est en plomb, revêtu d'acier inoxydable et muni d'ailettes pour faciliter l'évacuation des calories.

Le château le plus récent est le modèle IU.09 (aussi IU.06, IU.08), qui pèse 49 tonnes à vide et dont la capacité est :

- 2,4 tonnes d'uranium pour les combustibles de Chinon 2 et 3 (soit 4 tonnes de déchets),
- 5,1 tonnes d'uranium pour Saint-Laurent 1, 2 et Vandellos (soit 6,2 tonnes de déchets),
- 5,8 tonnes d'uranium pour Bugey 1 (soit 6,5 tonnes de déchets).

Les principales caractéristiques des châteaux IU.09 sont les suivantes :

- forme parallélépipédique, masse de 49,3 tonnes ;
- dimensions : longueur = 2,50 m, largeur = 2,20 m, hauteur = 2,20 m.
- blindage (plomb-acier) = 22 cm d'épaisseur.

Les combustibles irradiés provenant de cette filière représentent en France actuellement 500 tonnes d'uranium par an, ce qui représente entre 100 et 200 transports de combustibles irradiés.

De façon générale, le transport des combustibles UNGG des

centrales vers La Hague se fait par chemin de fer jusqu'à Cherbourg, puis par route de Cherbourg à La Hague.

2. RÉACTEURS A EAU ORDINAIRE

Les principales caractéristiques des combustibles irradiés des réacteurs PWR et BWR des centrales du nouveau programme sont les suivantes :

- Le combustible est de l'oxyde d'uranium, initialement enrichi à 3 %, et les taux de combustion maximum sont de l'ordre de 30 000 MWj/t.

- Les éléments combustibles sont des assemblages (faisceaux) de tubes (de l'ordre de 200 par faisceau pour un 1000 MWe) renfermant les pastilles d'uranium, dont la longueur est de l'ordre de 5 à 6 mètres.

- Même après « refroidissement » en piscine, la radioactivité de ces combustibles est plus élevée que celle des « UNGG » (5 à 6 fois plus).

Les transports de combustibles prendront une grande extension si les programmes prévus en Europe se réalisent : les transports des centrales de l'Europe occidentale convergeront vers l'usine de La Hague. Ils seront exécutés par une société internationale, « Nuclear Transport Limited » — NTL —, dans laquelle la société française Transnucléaire détient un tiers du capital.

La référence [WAS 72] présente de façon détaillée le problème du transport des combustibles irradiés dans les réacteurs à eau ordinaire aux États-Unis :

a. *Caractéristiques des conteneurs :*

● Le conteneur pour transport routier contient de un à trois assemblages PWR et de deux à sept assemblages BWR. Il est de forme cylindrique, de 1,50 de diamètre et 5 m de long et pèse environ 35 tonnes.

● Le conteneur pour transport par rail pourra contenir jusqu'à 7 assemblages PWR ou 18 assemblages BWR. Il pèsera entre 70 et 100 tonnes.

b. *Sécurité*

- Vis-à-vis de la criticité, présence d'absorbeurs de neutrons.
- Vis-à-vis de la protection contre les radiations, parois en acier et en plomb.
- Vis-à-vis du réchauffement, refroidissement par air ou par eau.

c. Accidents

Le rapport effectue une analyse détaillée des probabilités d'accidents : s'appuyant sur les multiples précautions prises (reposant essentiellement sur la qualité de l'emballage vis-à-vis des différentes agressions possibles : chutes ou feu) et sur l'expérience passée, il conclut à une très faible probabilité d'accident.

Sans présenter une analyse aussi détaillée — et de loin — la référence française [BIS2. 74] aboutit aux mêmes conclusions. Cependant, si la qualité des emballages (conteneurs) paraît une garantie importante, les risques d'accidents, multipliés par l'accélération des programmes nucléaires sont liés aux facteurs suivants :

- La sécurité n'est effectivement garantie que si l'emballage a été correctement réalisé et est convenablement entretenu et utilisé (état des joints en particulier).

- L'arrimage des conteneurs est très important, en particulier pour les transports par mer.

- La manutention au chargement et au déchargement peut s'effectuer dans certains cas dans des conditions difficiles, dépassant les conditions d'essai des conteneurs.

Enfin, il est certain que la routine d'une part, le non-respect des règles de sécurité d'autre part, sont des facteurs extrêmement difficiles à estimer et dépendent essentiellement du contexte économique (course à la productivité) dans lequel se développera l'énergie nucléaire : la sécurité connue jusqu'ici de façon générale n'est pas une garantie absolue pour l'avenir.

En ce qui concerne les quantités de combustibles irradiés qui seront à transporter, nous avons vu qu'une unité de 1000 MWe voyait son combustible renouvelé de 30 tonnes par an environ, soit 50 assemblages pour un PWR et 150 pour un BWR.

Un conteneur « moyen » doit contenir au maximum trois assemblages PWR par la route et sept assemblages par le rail (7 et 18 pour un BWR), soit une moyenne de 5 assemblages par conteneur, donc par transport unitaire de combustibles irradiés.

Pour une unité de 1000 MWe, il y aura donc au moins 10 transports par an et 40 pour une centrale de quatre unités (Tricastin, Bugey par exemple). Vers 1985, si cinquante unités de 1000 MWe sont en fonctionnement en France, ce sont cinquante transports de combustibles irradiés qui convergeront annuellement vers l'usine de La Hague en provenance des

seules centrales françaises et probablement le double ou le triple avec les centrales européennes.

Ce sont ces chiffres qui doivent être dès à présent pris en considération pour estimer les risques — et les nuisances — liés au transport des combustibles irradiés.

3. RÉACTEURS A NEUTRONS RAPIDES

En raison des taux de combustion élevés (70 000 à 100 000 MWj/t) que peut atteindre le combustible dans ce type de réacteurs, sa manutention et son transport posent des problèmes particuliers. En effet, la puissance résiduelle des assemblages les plus chauds peut atteindre des valeurs de l'ordre de 30 kW au moment où ils sont déchargés du cœur. De plus, ils contiennent une quantité de plutonium supérieure à celle des assemblages irradiés dans les réacteurs à eau légère.

Il faut distinguer la solution qui a été retenue pour le réacteur prototype Phénix de celle qui est envisagée pour les réacteurs de type industriel (Super-Phénix et les suivants).

Dans le réacteur Phénix, lorsque le 1/6 du cœur a atteint son taux de combustion maximal, les assemblages correspondants sont déplacés à la périphérie du cœur dans une zone de faible flux neutronique où leur puissance résiduelle peut décroître jusqu'à la campagne de manutention suivante (2 mois). Lorsqu'ils sont sortis de la cuve du réacteur par un sas en atmosphère d'argon pour être transférés dans une cuve de stockage extérieure en sodium appelée barillet, ils n'émettent plus qu'une puissance relativement faible de l'ordre de 6 kW. Après quelques mois de refroidissement dans le barillet, les assemblages sont transférés dans une cellule de démantèlement où ils sont lavés, décortiqués et examinés en détail. Les aiguilles qui constituent les assemblages sont ensuite envoyées dans de petits conteneurs vers l'usine de retraitement de La Hague.

Il faut noter qu'à partir de leur entrée dans la cellule de démantèlement, la puissance résiduelle des assemblages irradiés est de 2,5 kW.

Les échanges thermiques avec l'atmosphère ambiante sont suffisants pour évacuer les calories. Cette solution a été adoptée pour un réacteur prototype où les critères économiques jouaient peu et où l'objectif était de retirer le maximum d'information sur le combustible après son séjour dans le cœur.

Il n'en va pas de même pour les projets de réacteurs industriels. En effet, il ne sera pas nécessaire d'examiner de façon

détaillée chaque assemblage et aiguille de combustible à leur sortie du cœur. Par ailleurs, afin de réduire le temps d'immobilisation de la matière fissile — et donc de gagner sur le coût du cycle de combustible — il a été décidé de supprimer le stockage à la périphérie du cœur où les assemblages pouvaient voir décroître leur puissance résiduelle jusqu'à la campagne de manutention suivante.

Dès l'arrêt du réacteur, au moment du changement de combustible, les assemblages irradiés seront donc directement transférés dans le stockage extérieur (barillet). La manipulation d'assemblages aussi chauds (30 kW) et le maintien de leur refroidissement dans toutes les circonstances posent des problèmes de sûreté qui ne sont pas tous encore résolus. La puissance qu'il faudra évacuer de la cuve du barillet est considérable (3 MW). Une panne du refroidissement de ce stockage pourrait entraîner la fusion du combustible et un accident au moins aussi grave que l'accident de dimensionnement du réacteur (voir chapitre 3, page 270).

A la fin de la campagne de manutention, qui durera de 15 à 20 jours selon le nombre d'assemblages déchargés, commencera la campagne d'évacuation. Les assemblages seront sortis du barillet en commençant par les moins chauds (la puissance résiduelle d'un assemblage dépend en effet de la place qu'il a occupée dans le cœur). Ils seront placés dans un étui métallique étanche mais leur puissance résiduelle sera encore telle (7,5 kW au maximum), que les échanges naturels avec l'atmosphère ambiante ne suffiront pas à évacuer les calories. Les étuis seront donc remplis d'un joint thermique qui sera du sodium liquide ou un alliage de sodium et de potassium. Cet alliage présente les mêmes avantages du point de vue de ses propriétés thermiques que le sodium mais il a aussi les mêmes inconvénients : inflammabilité au contact de l'oxygène de l'air, réaction explosive avec l'eau, etc. (voir chapitre 3, page 267) ; de plus, il est liquide à une température plus basse (40° C au lieu de 100°C), ces risques sont donc plus élevés. Il faudra utiliser environ 20 tonnes de sodium ou d'alliage sodium-potassium par an dans ces étuis. Une partie sera certainement contaminée. Qu'advient-il de ce sodium une fois rendu à l'usine de retraitement ? Sera-t-il recyclé ? Mais alors il faudra

NB. Les aiguilles de Rapsodie ont une longueur de 65 cm (32 cm de partie fissile) et celle de Phénix de 2 mètres (80 cm de partie fissile).

le purifier, le décontaminer et le retransporter jusqu'à la centrale. Sera-t-il détruit et comment ? Aucune réponse n'a encore été apportée à ces questions.

Les étuis seront disposés quatre par quatre dans des conteneurs spéciaux (château de transport) qui assureront le transport des assemblages irradiés entre la centrale et l'usine de retraitement de La Hague. L'étude de ces châteaux n'est pas terminée mais ils seront conçus de telle façon qu'il y aura au moins trois barrières d'étanchéité entre le combustible et l'extérieur (l'étui, une alvéole intermédiaire, les parois du château). Comme tous les châteaux de transport, ils seront soumis à des tests très sévères : chute de 9 mètres de haut, séjour d'une heure dans le feu, immersion dans l'eau. Après ces tests successifs, il faut qu'une barrière au moins soit restée étanche.

Notons qu'après les différents incidents de transports routiers qui ont eu lieu en 1974, la décision semble avoir été prise de confier au rail les transports de matières fissiles. Mais de nombreux sites de centrales nucléaires déjà existants ne sont pas reliés au réseau SNCF et, dans bien des cas, ce raccordement coûterait fort cher. Une partie du trajet entre la centrale et la gare la plus proche équipée pour manipuler des charges de 60 tonnes (le poids d'un château) se fera donc toujours par la route.

4. Usines de traitement des combustibles irradiés

Les différentes opérations

Le traitement du combustible irradié a pour but la séparation de ses différents composants, de façon à pouvoir en réutiliser certains (matière fissile : uranium, plutonium) et à stocker ceux qui sont inutilisables mais dont la radioactivité impose d'importantes précautions. Il faut distinguer le traitement des combustibles métalliques (filière uranium naturel, graphite-gaz) et celui des combustibles oxydes (filières à eau ordinaire et à neutrons rapides) qui diffèrent dans les phases de dégainage et de dissolution (voir 1^{re} partie).

1. La première étape du traitement consiste à dégainer le combustible et à le dissoudre dans l'acide. Il existe plusieurs

procédés de dégainage : dégainage mécanique, dégainage chimique, dégainage par cisailage-dissolution qui sera utilisé pour les combustibles des réacteurs à eau ordinaire. Cette première opération dégage :

- des effluents gazeux dont l'activité est due essentiellement aux produits de fission gazeux ou volatils (gaz rares et iodes),
- des effluents liquides contenant des produits d'activation et des produits de fission,
- des solutions contenant l'uranium, le plutonium et les produits de fission,
- des morceaux de gaines insolubles sous forme de déchets solides.

Pour les réacteurs à uranium naturel, graphite-gaz, les gaines sont peu actives (100 Ci/m^3) ; par contre, les gaines des réacteurs à eau ordinaire ont une activité de l'ordre de $30\,000 \text{ Ci/m}^3$ (soit $10\,000 \text{ Ci}$ pour 1 tonne de combustible) et contiennent environ 0,5 à 1 % du plutonium contenu dans le combustible.

2. L'uranium et le plutonium sont ensuite extraits des solutions qui conservent la totalité des produits de fission (99,9 % de leur activité) et des transuraniens et un peu d'uranium et de plutonium. Ces solutions de produits de fission sont concentrées et on obtient les quantités suivantes (ordres de grandeur) :

- 50 litres par tonne d'uranium pour un réacteur UNGG (de l'ordre de 12 m^3 par an pour 1000 MWe) ;
- 500 litres par tonne d'uranium pour un réacteur à eau ordinaire (de l'ordre de 15 m^3 par an pour 1 000 MWe) ;
- 650 litres par tonne pour un mélange d'oxyde d'uranium-plutonium pour un réacteur à neutrons rapides (de l'ordre de 9 m^3 par an pour 1000 MWe).

Les cycles de purification de l'uranium et du plutonium produisent des effluents liquides.

3. Les effluents liquides sont traités à la station de traitement des effluents (décroissance et traitement par coprécipitation) et les eaux résiduelles sont rejetées après dilution préalable.

Activité des produits traités

Toujours en nous basant sur un réacteur à uranium enrichi et eau ordinaire, il est possible de connaître l'activité des produits traités annuellement dans l'usine.

Le tableau 12 indique l'activité totale en curies des combustibles irradiés traités annuellement par deux usines de capacités respectives de 300 tonnes par an (10 réacteurs de 1000 MWe) et de 1500 tonnes par an (50 réacteurs de 1000 MWe). Ce dernier cas correspond à la capacité qui serait nécessaire pour traiter, vers 1985, les combustibles irradiés provenant des centrales nucléaires françaises.

Ces chiffres correspondent à un combustible ayant « refroidi » 5 mois en piscine.

Une évaluation plus détaillée doit tenir compte des demi-vies de chaque isotope : par exemple, l'iode 131 a une demi-vie de 8 jours ; après 1 an, les 2,2 curies seront devenues 2×10^{-8} curies.

Rappelons que les actinides sont l'uranium et les transuraniens et que le tritium est produit dans le combustible par fission ternaire (la production annuelle dans un PWR ou un BWR de 1000 MWe est de l'ordre de 2 g, soit 20 000 curies).

Effluents de l'usine de traitement

L'état actuel de la technologie est tel qu'une usine de traitement rejette pratiquement en continu :

- tous les gaz rares, essentiellement du krypton 85 ;
- une fraction importante du tritium (30 à 50 %), partie intégrante de l'eau des solutions, relâchée sous forme liquide ou de vapeur d'eau ;
- des traces d'autres produits radioactifs dont les principaux sont : le strontium 90, le césium 137, le césium 134, le cobalt 60 et le ruthénium 106.

La quantité et la radioactivité des effluents varient d'un combustible à l'autre, donc avec le type de filière, les différences étant essentiellement dues à la valeur du taux de combustion. Par exemple, une tonne d'oxyde d'uranium (à 3 % initialement) irradié dans un réacteur à eau ordinaire contiendra, à son taux de combustion maximal de 30 000 MWj/t, environ 0,02 g de tritium (200 Ci), tandis qu'une tonne d'uranium métal (uranium naturel initialement) irradié dans un réacteur graphite-gaz, à un taux de combustion maximal de 6000 MWj/t, contiendra 0,004 g de tritium (40 Ci). Par contre, les tonnages à traiter, pour une même énergie extraite, sont également différents : de l'ordre de 200 tonnes par an pour 1000 MWe pour la filière à uranium naturel et graphite

Tableau 12
**ACTIVITÉ DES PRODUITS TRAITÉS ANNUELLEMENT
 A L'USINE DE TRAITEMENT DES COMBUSTIBLES
 IRRADIÉS (en curies) [was 73]**

Nucléide	Activité d'une tonne de combustible irradié	Activité annuelle cumulée dans l'usine de capacité :	
		300 t/an	1 500 t/an
Total des produits de fission	$4,4 \times 10^6$	$1\,320 \times 10^6$	$6\,600 \times 10^6$
Actinides	130 000	39×10^6	195×10^6
Krypton 85	11 000	$3,3 \times 10^6$	$16,5 \times 10^6$
Tritium	700	210 000	$1,1 \times 10^6$
Iode 131	2,2	660	3 300
Iode 129	0,037	11	55
Total	$4,5 \times 10^6$	$1\,360 \times 10^6$	$6\,800 \times 10^6$

contre 30 tonnes par an pour un réacteur à uranium enrichi et eau ordinaire de même puissance.

1. L'USINE NFS AMÉRICAINE

La référence [was 73] donne les rejets effectués par l'usine américaine de « Nuclear Fuel Service » — NFS — à West Valley qui a démarré en 1966 et a une capacité de 300 tonnes par an.

Le tableau 13 donne ces quantités pour l'année 1969, où le taux de combustion cumulé fut de 910 000 MWj. Ce taux est faible et correspondrait seulement à 30 tonnes de combustible irradié à 30 000 MWj/t ; les taux de combustion réels des combustibles étaient donc certainement beaucoup plus bas. L'usine de NFS a été fermée en 1973.

On voit sur cet exemple que l'on rejette dans l'environnement : la totalité du krypton 85, le tiers du tritium et le 1/200 000^e du strontium 90.

Tableau 13
EFFLUENTS LIQUIDES ET GAZEUX DE L'USINE DE NFS
EN 1969 (activités en curies)

	Krypton 85	Tritium	Iode 129	Iode 131	Strontium 90
Activité dans le combustible traité	300 000	18 000	1		$2,1 \cdot 10^6$
Activité des rejets gazeux	300 000			0,06	
Activité des rejets liquides		6 000	0,22		10,1

2. LES USINES DE MARCOULE ET DE LA HAGUE EN FRANCE

L'usine de retraitement du combustible de Marcoule [UP 1] fonctionne depuis 1958. Le 10 août 1961 étaient déclarés d'utilité publique les travaux relatifs à la deuxième usine [UP 2] située au cap de La Hague. Les délais prévus par le premier décret (5 ans) ne suffisaient pas. Le 10 août 1966, un nouveau délai de 5 années supplémentaires était autorisé par décret. Les deux usines étaient destinées au retraitement du combustible graphite-gaz. Nous verrons plus loin comment les choix nucléaires du gouvernement français ont conduit le CEA à adapter l'usine de La Hague au retraitement du combustible oxyde. L'usine de Marcoule est appelée, théoriquement, à prendre le relais quasi exclusif du retraitement graphite-gaz des centrales françaises et de la centrale espagnole de Vandellós. Seul le combustible de Bugey 1, de type annulaire et de grand diamètre, continuera d'être traité à La Hague. Ceci représente en moyenne 120 tonnes de combustible par an.

Sur le centre de La Hague se trouve aussi l'atelier pilote [AT 1] conçu pour retraiter le combustible « rapide ». Cet atelier, démarré en janvier 1969, a été arrêté en juin 1979 (voir plus loin, paragraphe 5).

Les premiers tableaux donnent le tonnage traité à Marcoule. Si le tonnage total de combustible traité est environ trois fois

plus important que celui de La Hague, le taux de combustion moyen correspondant est cinq fois plus faible.

Tableau 14
LE RETRAITEMENT A MARCOULE

Année	1959	1960	1961	1962	1963	1964	1965
Tonnage **	190	130	320	620	640	760	850 + 40
Taux de combustion moyen (MWj/t)	~ 100	~ 100	~ 100	~ 200	~ 200	~ 300	~ 300

Année	1966	1967	1968	1969	1970	1971	1972
Tonnage **	820 + 49*	960	730	890	530	570 + 1*	460 + 2
Taux de combustion moyen (MWj/t)	~ 300	400	~ 400	~ 450	~ 450	~ 450	~ 500

Nota : le combustible traité provient de G1, G2, G3.

* Le tonnage additionnel est relatif au combustible EdF.

** Valeurs approximatives.

Année	1973	1974	1975	1976	1977	1959 à 1977
Tonnage G2, G3 (MWj/t moyen)	480 600	240 700	280 800	260 1000	170 1200	9910 100 à 1200
Tonnage Edf	—	111	—	12	120	335
Edf/EL4	—	—	—	9	—	9
U.A1	3	—	—	—	—	3
MTR	—	2,3	8	3,6	—	13,9
KKN	—	—	—	—	41,3	41,3

Nous savons que les problèmes les plus critiques ont été connus à La Hague lorsque le taux de combustion a dépassé 3000 MWj/t. Le problème reste donc pratiquement entier à Marcoule : Comment l'usine UP 1 qui a plus de 21 ans pourra-t-elle aborder ce cap difficile ? Comment se fera le traitement à haut régime du combustible graphite-gaz à Marcoule ?

De toute manière, il faudra traiter sur place le stock existant qui représentait en 1978 environ deux ans de traitement

en prenant pour référence les meilleures années de fonctionnement de La Hague (1974-1975).

Tableau 15
ETAT DES STOCKS DE COMBUSTIBLES
IRRADIÉS — UNGG — 1.1.78

Origine	La Hague	Marcoule	Piscines des Centrales
Chinon 1	5 t	0	0
Chinon 2	61 t	0	20 t
Chinon 3	133 t	0	100 t
St-Laurent 1	55 t	59 t	67 t
St-Laurent 2	21 t	125 t	108 t
Bugey 1	78 t	0	150 t
Vandellos	52 t	26 t	100 t
Total partiel	405 t	210 t	545 t
Total		1 160 t	

A ce stock vient s'ajouter la production annuelle qui représente environ 520 tonnes/an (dont environ 120 t/an de Bugey).

Tableau 16
ÉVOLUTION DES DÉCHARGEMENTS DE COMBUSTIBLES IRRADIÉS DANS LES CENTRALES UNGG
FRANCE ET ESPAGNE (en tonnes)

Année	Chinon 2	Chinon 3	St-Laurent 1	St-Laurent 2	Bugey 1	Vandellos	Total
1977	18	31	42	33	95	82	301
1978	42	100	75	90	146	98	551
1979	42	100	75	90	146	98	551
1980	42	90	75	90	130	90	517
1981	42	80	75	95	120	90	512
1982	42	80	75	95	115	90	497

La Cogema avait prévu en 1977 un plan à long terme concernant ces prévisions de retraitement « graphite-gaz ». Nous en donnons ici les grandes lignes.

Tableau 17

Année	1978	1979	1980	1981	1982	1983	1984	1985	1986
<i>Marcoule</i>									
EdF	225	190	230	270	305	355	355	360	360
Vandellos	25	80	170	130	95	95	95	90	90
Total	250	270	400	400	400	450	450	450	450
<i>La Hague (UNGG)</i>									
EdF	298	350	350	150	150	130	115	115	115
Vandellos	52	0	0	0	0	0	0	0	0
Total	350	350	350	150	150	130	115	115	115

Ainsi de 1978 à 1980, il est envisagé de traiter entre Marcoule et La Hague 1970 t, alors que l'on aura produit 1620 t dans le même temps. Cette hypothèse de travail consiste donc en une lente réduction du stock de combustible non encore retraité au début de l'année 1978 (350 t sur 1160 t). Il faut noter que cette lente réduction n'est possible que si Marcoule parvient à atteindre en 1980 le cap des 400 t de graphite-gaz à haut taux de combustion, ce qui est loin d'être acquis. Le problème du stockage sous eau du combustible « graphite-gaz » qui résulte des retards de retraitement est complexe. La détérioration du combustible, et donc la contamination importante de l'eau de piscine, pose des problèmes très difficiles à résoudre.

3. LE RETRAITEMENT DU COMBUSTIBLE OXYDE A LA HAGUE

L'usine de La Hague, prévue pour retraiter du combustible graphite-gaz, a été orientée vers le retraitement du combustible oxyde en 1974. Cette adaptation de l'usine a été autorisée par décret (17 janvier 1974). Elle consistait à placer en tête de l'usine UP 2 l'unité HAO (Haute Activité Oxyde) chargée du cisailage et de la dissolution du combustible, en attendant la construction d'une nouvelle usine complète, le

reste de la chaîne étant inchangé si l'on exclut quelques modifications.

L'atelier HAO comprend les unités suivantes [CFD 76] :

- réception et déchargement des conteneurs de transport,
- stockage des assemblages irradiés en piscine,
- découpage des éléments par une cisaille,
- dissolution par l'acide nitrique (12 N) bouillant (environ 110 °C),
- clarification des solutions (600 g/litre environ),
- transport des « coques » de zircalloy sous eau,
- envoi des solutions après dilution (300 g/litre) dans UP 2.

Les campagnes de traitement oxyde

- La première campagne qui a démarré en mai 1976 a permis de retraiter 14,4 t de combustible provenant de la centrale de Muhleberg (Suisse) BWR de 320 MWe.

nombre d'éléments	64	puis	12
taux de combustion (MWj/t)	15 000	puis	20 000
temps de refroidissement (jours)	630	puis	325
plutonium produit	100	kg	environ

Elle a mis en évidence :

- une contamination sévère (10 Ci/m³) de l'eau de la piscine assurant le transfert des « coques » (morceaux de tubes résultant du cisailage après dissolution du combustible),
- une augmentation de la dose (facteur 2) lors du conditionnement de l'oxyde de plutonium.

- La deuxième campagne (24-11-77 au 18-03-78) a consisté à retraiter 56,2 t de la centrale Stade 1 (RFA) PWR de 630 MWe.

nombre d'éléments	162
taux de combustion moyen	28 000 MWj/t
variation du taux de combustion	22 000 à 31 000 MWj/t
temps de refroidissement	2,6 ans
plutonium produit	450 kg environ

- La troisième campagne (18-12-78 au 18-03-79).

Jusqu'à fin février on a d'abord traité 32 t de PWR de la centrale de Borssele (Pays-Bas) PWR 447 MWe.

La deuxième partie de la campagne a concerné du combustible de la centrale de Gundremmingen (RFA) BWR de 238 MWe : 10,9 t, 87 éléments à 22 800 MWj/t en moyenne.

A l'issue de cette campagne, il restait 264 t stockées dans HAO qui dispose d'une capacité de stockage d'environ 300 t.

Pour le centre de La Hague, on peut examiner le « taux de

charge » de l'usine UP 2 en matière de retraitement du combustible irradié dans les centrales de type UNGG. Dans cette hypothèse, la capacité théorique de l'usine est de 800 t par an. L'adjonction de l'unité « HAO » permet théoriquement d'obtenir un ensemble capable de traiter 400 t de combustible oxyde du type de celui irradié dans les centrales

Pour tenir compte des campagnes de retraitement de combustible oxyde qui se sont ajoutées aux campagnes UNGG, nous ferons l'hypothèse que *du point de vue des activités mises en jeu, et pour un temps de refroidissement égal, une tonne d'oxyde équivaut à 3,2 tonnes d'uranium métal.*

Tableau 18
RETRAITEMENT A LA HAGUE

Année	Tonnage métal (Tonnage oxyde)	Taux moyen de combustion MWj/t	Facteur de charge
1968	189	1170	24 %
1969	158	990	20 %
1970	245	1080	31 %
1971	126	2290	16 %
1972	250	2160	31 %
1973	213	2390	27 %
1974	635	2330	79 %
1975	443	3038	55 %
1976	218 + (14,4)	2783	33 %
1977	351 + (17,3)	2947	51 %
1978	372 + (36,9)	3345	61 %

Si l'on considère les cinq dernières années (1974-1978), le facteur de charge moyen a été égal à 56 %. Dans un deuxième temps, nous pouvons considérer les prévisions faites par la Cogema en matière de retraitement de combustible oxyde et les comparer aux tonnages réellement retraités. Nous tiendrons compte pour cela des prévisions (1977) jusqu'à 1984-1985, période où le passage de l'usine UP 2 — 400 à UP 2 — 800 est théoriquement prévu (400 t à 800 t de combustible oxyde).

Le tonnage réalisé lors des trois campagnes « oxyde » qui se sont étalées sur trois ans montre que les prévisions sont difficiles à réaliser et que le vieillissement des installations ne facilitera guère l'accélération programmée du nombre de tonnes à retraiter.

Tableau 19
RETRAITEMENT DU COMBUSTIBLE
A LA HAGUE

Années	1977	1978	1979	1980	1981	1982	1983	1984	1985
Tonnage « oxyde » prévu	60	150	150	110	240	90	—	—	—
Total	60	150	150	150	350	360	370	500	680
Tonnage oxyde réalisé	17,3	36,9	*						
Tonnage UNGG prévu	350	350	350	350	150	130	115	115	115
Tonnage UNGG réalisé	351	372	*						

* En juin 1979, les tonnages retraités étaient les suivants : UNGG = 90 t. Oxyde = 43 t.

La mise en exploitation industrielle de HAO a cependant été autorisée le 3 février 1978 par le ministre de l'Industrie avant même que ne se termine la deuxième campagne (au 1^{er} janvier 1978, l'expérience ne portait que sur les 14,3 t de la première campagne auxquelles s'ajoutaient 17,3 t du début de la seconde). Si l'on traduit le tonnage de combustible graphite-gaz retraité en « tonnes équivalent oxyde »,

1977 : 351 tonnes UNGG + 17,3 tonnes oxyde =
127 t oxyde ou 406 t UNGG
1978 : 372 tonnes UNGG + 36,9 tonnes oxyde =
153 t oxyde ou 490 t UNGG

Cette manière de regrouper en *un seul paramètre* les tonnages traités, même si elle est contestée par la Cogema et les services du CEA, met plus clairement en évidence les capacités réelles de l'usine UP 2, par référence aux capacités théoriques annoncées, soit 400 t oxyde ou 800 t uranium métal.

Les rejets en mer

En octobre 1977, la CFDT avait, lors d'une conférence de presse, déclaré que, dans l'état actuel de l'usine UP 2, les possibilités de retraitement oxyde étaient au moins limitées par la capacité de la Station de retraitement des effluents radioactifs (STE) et les limites annuelles de rejets en mer. Ce niveau serait atteint par 230 t d'oxyde. La maîtrise des rejets devait par ailleurs inviter l'exploitant de l'usine à ne pas dépasser 150 t d'oxyde par an, ou environ 500 t d'ura-

nium métal. L'usine, en traitant, dans les années 1974-1975, 530 t de combustible UNGG par an avait atteint les 2/3 des autorisations de rejet.

Le tableau suivant donne les activités traitées à la STE en vue des rejets en mer. Ils s'effectuent par une canalisation qui, après des trajets terrestre (2,5 km) et marin (5,5 km) aboutit au point de rejet situé à 1,7 km de la côte et à 28 m de profondeur.

Tableau 20

Année	Activité traitée	Activité rejetée	Fraction en %	Activité stockée (Ci)	Facteur de décontamination
1966	3 667	501	13,63 %	3 166	7,34
1967	16 463	2 440	14,82 %	14 023	6,74
1968	22 345	3 715	16,63 %	18 630	6,01
1969	21 385	2 060	9,65 %	19 325	10,38
1970	52 000	9 000	17,30 %	43 000	5,77
1971	145 850	17 785	12,20 %	128 065	8,20
1972	409 155	11 430	2,80 %	397 725	35,80
1973	258 870	13 490	5,21 %	245 380	19,20
1974	961 240	24 951	2,59 %	936 289	38,50
1975	1 015 106	31 924	3,14 %	963 182	31,80
Total	2 906 081	117 296	4,04 %	2 788 785	24,70

Si l'on considère le *facteur de décontamination* qui est égal au rapport de l'activité reçue sur l'activité rejetée, on observe que l'efficacité maximale de la STE est atteinte pour 500 kCi traités. Dans ce cas, on rejette environ 3 % de l'activité traitée. Les 97 % restant sont sous forme de boues actuellement stockées dans des cuves bétonnées.

Le retraitement de 500 t de combustible UNGG se traduit par l'envoi d'un million de curies à la STE qui en évacue 28 000 en mer et garde sous forme de boues radioactives près d'un million de curies renfermant 40 kg de plutonium. Les demandes de rejet sont formulées par la Cogema, en fonction de son programme théorique de retraitement et en prenant les valeurs suivantes :

liquides : tritium	655 Ci/t pour l'oxyde et	50 Ci/t
pour le métal		
gazeux : tritium	11 500 Ci/t pour l'oxyde et	1 360 Ci/t
pour le métal		
krypton	11 500 Ci/t	et 1 360 Ci/t
pour le métal		

Les doses reçues par les travailleurs [CFD 79] [GSI 79]

Le tableau suivant récapitule l'évolution des doses moyennes annuelles reçues par les agents du CEA et des salariés des entreprises extérieures.

L'évolution de cette dose n'est pas seulement liée au tonnage de combustible retraité. D'autres paramètres entrent en jeu, comme le vieillissement de l'usine qui se traduit par une irradiation croissante des installations (dépôts de produits radioactifs dans les canalisations et les ensembles mécaniques), et des irradiations consécutives aux interventions mécaniques (dépannages) qui ont lieu pendant les arrêts de l'usine. Ces temps d'arrêt se chiffrent par plusieurs mois dans une année.

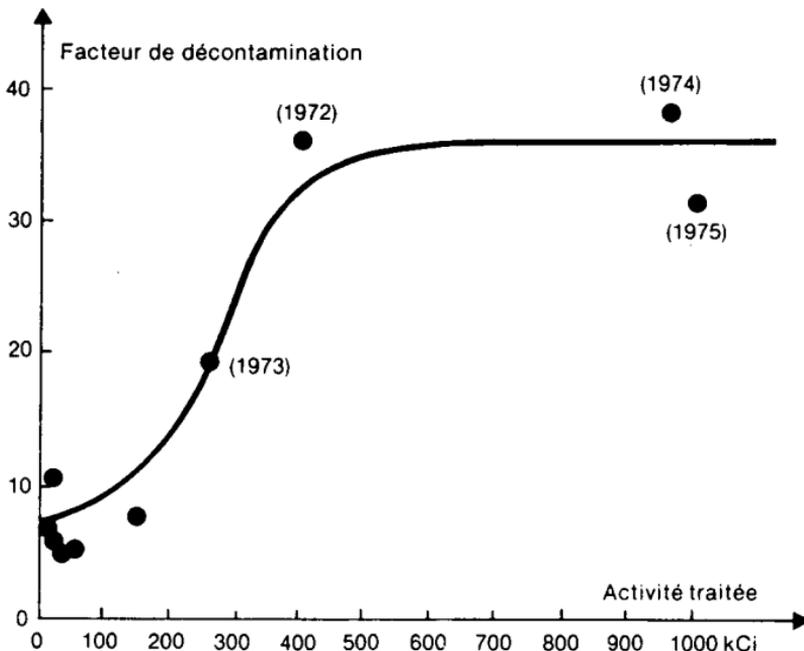


Tableau 21
DOSES RELATIVES
AU CENTRE DE RETRAITEMENT DE LA HAGUE

Années	Dose moyenne annuelle			Homme-rem par MWe a
	CEA mrem	Entreprises mrem	Total mrem	
1968	157 (928)	112 (700)	138 (1618)	1,11
1969	168 (895)	154 (472)	163 (1367)	1,56
1970	216 (776)	214 (456)	215 (1732)	1,54
1971	323 (797)	196 (539)	271 (1336)	1,37
1972	354 (703)	278 (340)	330 (1043)	0,70
1973	410 (733)	489 (423)	438 (1156)	1,09
1974	420 (732)	482 (490)	445 (1222)	0,40
1975	419 (809)	594 (632)	495 (1411)	0,57
1976	371 (865)	589 (645)	464 (1510)	0,59
1977	392 (995)	364 (778)	380 (1773)	0,43

Chiffres entre parenthèses = nombre de travailleurs

4. L'USINE DE WINDSCALE EN GRANDE-BRETAGNE

Il est intéressant de comparer les usines de Windscale et de La Hague, tant du point de vue des doses reçues par les travailleurs que des rejets en mer.

• Rejets en mer :

Du point de vue légal, les autorisations de rejet sont trimestrielles en Angleterre et annuelles en France. Afin de les comparer plus facilement, nous les ramenons à des autorisations annuelles.

Tableau 22

	Windscale	La Hague	Rapport $R = \frac{\text{Windscale}}{\text{La Hague}}$
Tonnage métal traité de 1971 à 1976	5 247 t	1 885 t	2,79
Autorisation de rejets liquides	} bêta total } alpha total 300 000 Ci 6 000 Ci	45 000 Ci 90 Ci	6,66 66,6

Ces rapports conduisent à s'interroger : est-ce sur des bases scientifiques, écologiques ou plus simplement de besoins industriels que ces autorisations sont fondées ?

Le tableau suivant donne un état récapitulatif des rejets moyens trimestriels effectués par le centre de Windscale. Ces données proviennent des rapports annuels de *Windscale et Calder Works* qui sont des documents publics.

Tableau 23

MOYENNE TRIMESTRIELLE DES REJETS LIQUIDES A WINDSCALE — ACTIVITÉS EN CURIES

Année	Total B	Ruthé- nium 106	Stron- tium 90	Caesium 137	Total	Rejets annuels	Tonnage traité
1971	39 180	9 100	3 094		661	2 688	1 086 t
1972	35 843	7 600	3 829		930	3 858	765 t
1973	31 883	9 246	1 925	20 770	1 182	4 894	730 t
1974	48 714	7 542	2 465	109 770	1 173	4 572	1 121 t
1975	61 288	5 140	3 159	141 377	577	3 509	589 t
1976	45 871	5 175	2 586	115 926	404	1 614	956 t
Auto- risa- tions (2)	75 000	15 000	7 500	(1)	2 000	6 000 Ci/a	—

(1) Jusqu'alors non limité. D'après *The Winscale Inquiry*, vol. 1, rapport et annexes 3-5, p. 46.

Le rejet sera limité à 40.000 Ci/a. Les rejets importants sont dûs à des gaines corrodées.

(2) En plus des valeurs plafonds les rejets trimestriels moyens doivent répondre à la formule suivante :

$$\frac{\text{Activité Ru}^{106}}{15000} + \frac{\text{Activité Ce}^{144}}{90000} + \frac{\text{Activité totale}}{300000} \leq 1$$

Les doses reçues par les travailleurs [CFD 79] sont détaillées dans le tableau suivant, et la figure suivante illustre l'évolution des doses moyennes dans le retraitement (la totalité des données figure dans [CFD 79] et [GSI 79]).

Les doses reçues par les travailleurs de Windscale sont deux fois supérieures à celles reçues par les travailleurs de La Hague.

Tableau 24
DOSES RELATIVES AU CENTRE
DE RETRAITEMENT DE WINDSCALE (UK)

	1971	1972	1973	1974	1975	1976
Groupe « production »			3,90 rem (206)	4,16 rem (217)	3,14 rem (293)	
Groupe « entretien mécanique »			3,30 rem (131)	2,96 rem (136)	2,59 rem (188)	
Groupe « entretien électrique et appareillages »			1,07 rem (161)	1,03 rem (169)	1,21 rem (182)	
Groupe « radioprotection »			2,02 rem (85)	1,65 rem (95)	1,48 rem (127)	
Groupe « laboratoires »			0,75 rem (44)	0,48 rem (50)	0,45 rem (46)	
Moyenne des 5 groupes			2,57 rem (627)	2,49 rem (667)	2,20 rem (836)	
Dose collective du centre(homme-rem)	3 051	3 379	3 255	3 486	4 028	4 916
Dose moyenne individuelle(rem/an)	1,20 (2538)	1,27 (2 652)	1,25 (2 595)	1,23 (2 828)	1,19 (3 381)	1,11 (4 406)
Tonnage traité	1086 t	765 t	730 t	1 121 t	589 t	956 t

Remarques : D'après Beninson [BÉN 77], de 1971 à 1975 la dose est de 1,2 rem par MWE.an
La dose moyenne annuelle de 1971 à 1976 est égale à 1,2 rem/an
Chiffres en parenthèses = nombre de travailleurs.
Références : [UNS 77] p. 278 et 292, [CLA 78], [TAY 78].

5. LE RETRAITEMENT DES COMBUSTIBLES « RAPIDES » EN FRANCE.

Depuis janvier 1969, l'atelier pilote AT 1, à La Hague, a traité :

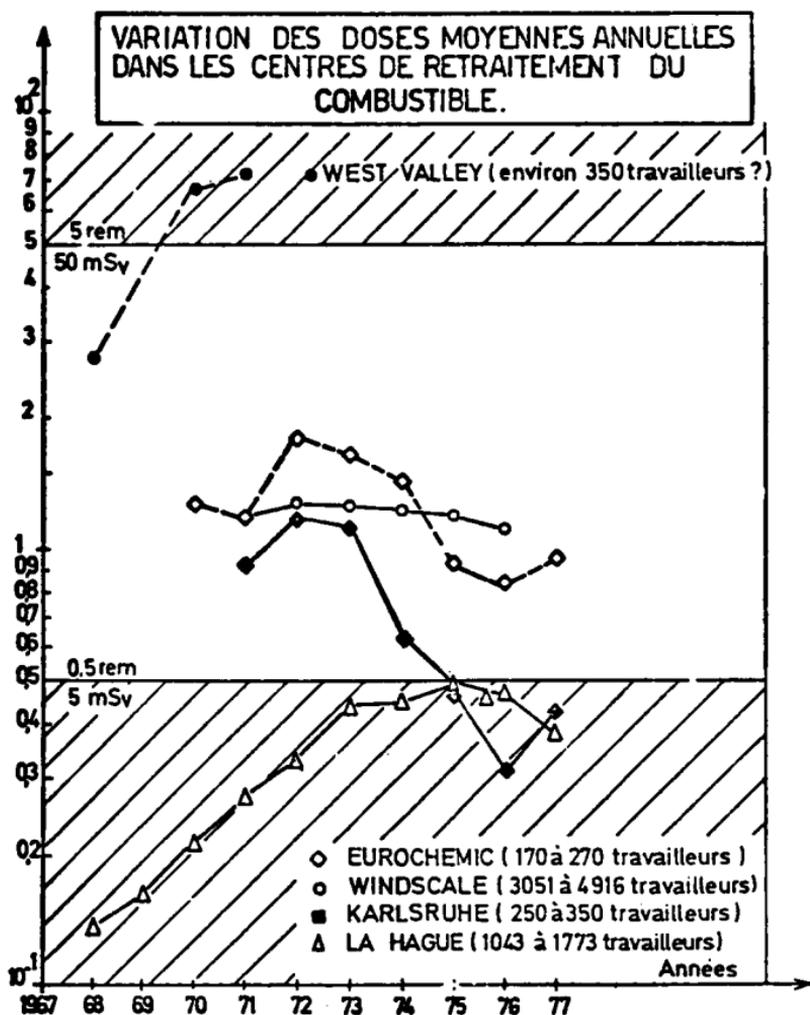
259 kg de combustible « Rapsodie » (Cadarache) à 25 % de Pu, taux de combustion moyen de 55 000 MWj/t ;

622 kg de combustible « Rapsodie-Fortissimo » à 30 % de Pu, taux de combustion moyen de 85 000 MWj/t ;

177 kg de combustible « Phénix », temps minimum de refroidissement : 45 jours pour un combustible irradié à 51 000 MWj/t, taux de combustion moyen maximum : 120 000 MWj/t.

1 058 kg au total, en 10 ans.

Une deuxième installation pilote est le SAP à Marcoule qui



a retraité 2,3 t de combustible à uranium enrichi en 1977-1978 provenant des premières charges du réacteur Phénix.

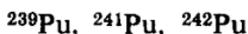
5. Le plutonium

Le plutonium est engendré dans les réacteurs à partir de la capture d'un neutron par l'uranium 238 puis de la radioactivité β de l'uranium 239 et du neptunium 239 :



C'est un isotope fissile comparable à l'uranium 235. Présent dans le combustible, le plutonium 239 pourra soit subir une fission, soit capturer les neutrons pour donner les isotopes supérieurs.

On connaît 15 isotopes du plutonium mais les plus importants, qui apparaissent en quantités notables dans les réacteurs, sont :



(les quantités des différents isotopes produits dans les divers types de réacteurs sont données dans la première partie).

L'isotope ^{238}Pu qui peut se former de plusieurs manières à partir de ^{239}Pu , ^{237}Np ou curium 242, a également une certaine importance pour des applications particulières (stimulateurs cardiaques, satellites artificiels).

Une partie du plutonium produit dans le réacteur est « brûlée » comme l'uranium 235 mais il en reste dans le combustible irradié lorsque celui-ci est déchargé : c'est à l'usine de traitement des combustibles irradiés que le plutonium est séparé et récupéré, soit à des fins militaires (fabrication de bombes atomiques), soit à des fins civiles (recyclage éventuel du plutonium dans les réacteurs à neutrons thermiques, fabrication des combustibles des réacteurs à neutrons rapides — voir première partie).

Le plutonium apparaît dans le cycle des combustibles sous diverses formes :

- sous forme solide dans certains éléments combustibles ou lors de leur fabrication,
- sous forme solide dans les éléments combustibles irradiés,
- en solution lors du traitement des combustibles irradiés,
- en solution ou sous forme solide dans les effluents et déchets.

La production de plutonium, donc la quantité manipulée, va aller croissant dans les années à venir. En France actuellement cette production est de l'ordre de 1 tonne par an (essentiellement en provenance de réacteurs à uranium naturel et graphite). Pour un réacteur à eau ordinaire de 1000 MWe, la quantité de plutonium produite annuellement sera de l'ordre de 200 kg (à un taux de combustion maximum de rejet de 30 000 MWj/t), soit une production en 1985, si le programme prévu est réalisé, de l'ordre de 10 t (50 unités de 1000 MWe). Au niveau mondial, les quantités de plutonium produites seraient rapidement considérables (de l'ordre de 1000 t en l'an 2000 si les programmes prévus étaient réalisés).

Dangers du plutonium

1. RADIOTOXICITÉ

Les différents isotopes du plutonium sont radioactifs :

Tableau 25
**CARACTÉRISTIQUES DE LA RADIOACTIVITÉ
 DU PLUTONIUM**

Isotope	238	239	240	241	242
Période	90 ans	24 400 ans	6 600 ans	14 ans	0,4 m.a.*
Emission	α	α	α	β	α
Activité (Ci/gramme)	17,5	$6,2 \cdot 10^{-2}$	$2,3 \cdot 10^{-1}$	$1,13 \cdot 10^{-2}$	$3,9 \cdot 10^{-3}$
Masse pour 1 Ci (en gramme)	$5,7 \cdot 10^{-2}$	16,3	4,4	$8,8 \cdot 10^{-3}$	$2,5 \cdot 10^{-2}$

* m.a. = million d'années.

Le danger le plus grand est celui de l'induction de cancers des *os* ou des *poumons*. Des expériences de laboratoire avec des souris, des rats et des chiens montrent que des cancers peuvent être provoqués par des mises en contact prolongées avec des quantités de plutonium dont l'activité est de quelques microcuries (μCi). L'illustration la plus claire du risque présenté par cet élément découle des estimations de la « dose léthale 30 jours », c'est-à-dire la quantité minimale injectée par voie intraveineuse à des mammifères (rats) et provoquant dans les 30 jours la mort de 50 % des individus de la population étudiée. Cette dose est de 60 à 80 μCi par kilogramme d'individu pour le plutonium 239. La transcription des 60 à 80 μCi en masse de plutonium donne 1 à 1,36 milligramme.

L'utilisation et la manipulation du plutonium doivent donc être faites dans des conditions de confinement très strictes si on veut éviter le risque de contamination des travailleurs et de la population. Des normes qui tiennent compte des divers facteurs de risques dus à la présence du plutonium dans l'orga-

nisme humain ont été définies* par la CIPR (voir chapitre I) et ont pour valeur (pour le plutonium 239) :

QMA (quantité maximale admissible dans l'organisme entier)	exprimée en μCi	exprimée en μg
	0,04	0,68

Les normes dérivées sont les concentrations maximales admissibles (CMA) qui correspondent à cette limite, soit dans l'eau, soit dans l'air, pour les travailleurs ou la population :

CMA pour 40 heures par semaine
(travailleurs)

	$\mu\text{Ci}/\text{m}^3$	gramme/ m^3
Eau ^{239}Pu soluble	10^{-4}	$1.63 \cdot 10^{-3}$
^{239}Pu soluble	$8 \cdot 10^{-4}$	$1.3 \cdot 10^{-2}$
Air ^{239}Pu insoluble	$2 \cdot 10^{-12}$	$3.26 \cdot 10^{-11}$
^{239}Pu insoluble	$4 \cdot 10^{-11}$	$6,52 \cdot 10^{-11}$

On peut également définir la QMI, quantité maximale inhalable annuelle pour la catégorie des personnes exposées (travailleurs) :

	exprimée en μCi	exprimée en μg
QMI soluble	$4,3 \cdot 10^{-3}$	$7 \cdot 10^{-2}$
insoluble	$9,5 \cdot 10^{-2}$	1,54

Cette toxicité très élevée est due, non seulement à l'émission de particules α , très « destructives » lorsqu'il y a contamination interne (il y a aussi pour certains isotopes émission de neutrons), mais aussi à une période biologique très longue (de l'ordre de 100 ans pour le squelette et supérieure à 1 an pour le poumon).

Dans le cas des travailleurs, le risque le plus important est la contamination par plaie ou la pénétration dans le poumon par inhalation de poussières de plutonium (sous forme d'aérosols) pouvant passer accidentellement dans l'air des laboratoires ou des ateliers.

Dans le cas du public, le risque de contamination est surtout lié à l'ingestion (attaque du tractus gastro-intestinal) par une contamination initiale de l'eau ou des sols, puis d'une absorption par les plantes, les algues et les animaux.

2. CRITICITÉ

Les isotopes 239 et 241 sont fissiles, plus efficacement que l'uranium 235.

Les masses critiques — au-delà desquelles la réaction en chaîne s'accélère — sont respectivement pour ces trois isotopes (en grammes) :

		état métallique	solution aqueuse homogène
uranium	235	22 800	820
plutonium	239	5 600	530
plutonium	241		260

Ceci impose des précautions particulières sur la forme et la contenance des récipients, tuyauteries, etc., servant au transport ou au stockage de ces matériaux.

3. RISQUES NON NUCLÉAIRES

Le plus important est la pyrophoricité : le plutonium sous forme métallique peut s'enflammer spontanément à l'air, vers 500°C si c'est un bloc de métal massif, à la température ambiante s'il est pulvérulent. Certains alliages ou composés du plutonium ont la même caractéristique : alliage avec uranium, manganèse, nickel, fer, aluminium, zirconium, plomb, bismuth ou hydrures et carbures. En général, le plutonium est utilisé comme combustible sous forme d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium ne présentant pas cet inconvénient.

Tous les travaux sur le plutonium, effectués en « boîtes à gants » étanches à cause de la radiotoxicité, doivent être également effectués sous atmosphère d'argon.

Le plutonium dans l'environnement

La présence du plutonium dans l'environnement est actuellement due aux retombées des explosions nucléaires. On estime la quantité ainsi dispersée de 5 à 11 tonnes de plutonium 239 (de 300 000 à 680 000 curies). La concentration moyenne de plutonium dans l'air est de 10^{-22} Ci/m³ et dans l'eau de 3,5 à $30 \cdot 10^{-19}$ Ci/m³ (un cinquantième de millionième de la CMA-population dans l'eau).

L'introduction du plutonium dans l'organisme humain peut se faire par inhalation ou à travers la chaîne alimentaire. Dans la chaîne alimentaire, on note que le plutonium peut être

PERTES EN PLUTONIUM AU COURS DU RETRAIT.

		Usine	Windscale	NFS	Eurochimic
Retraitement	Tonnes d'uranium		19 000 (1)	609 (5)	192 (6)
	Kg de plutonium		10 000 (1)	2 022 (5)	683 (6)
	Teneur en plutonium (kg Pu/tU)		0,53	3,32	3,56
	Taux d'irradiation moyen (MWj/t)		1 000	6250 (5)	10 720
	— « Embouts » — « Coques » — Résidus de dissolution		0,5 % (a)	Pas de technique de comptabilité	6,5 %
	Effluents haute activité		Raffinats 1 ^{er} et 2 ^e cycle plutonium	0,2 % (b)	
	Effluents moyenne activité	Raffinats 2 ^e et 3 ^e cycle plutonium	1,0 % (c)	4,38 % (5)	Après plusieurs mois de rinçage pour récupérer le plutonium
		Traitement des solvants	2,66 (d)		
	« Eaux-mères » oxaliques et déchets solides de la fin du « cycle plutonium »		3,5 % (e)		
Fabrication	Déchets solides de procédés + déchets technologiques		3,3 % (f)		
	Effluents liquides après solidification		1,0 % à 1,4 % (g)		

Notes du tableau :

* Eau légère (PWR ou BWR) à 3,25 % d'uranium 235 (LWR-U) ou à 3 % de Plutonium fissile initial soit 4 % de Pu total environ (LWR-Pu).
FBR = Fast Breeder Reactor.

1. « The Windscale Inquiry », rapport de M. Justice Parker.

2. Commission royale sur la pollution de l'environnement, 6^e rapport, « Nuclear Power and the environment », sept. 1976 (Sir Brian Flowers).

3. Séminaire sur les effluents des usines de retraitement de combustibles irradiés Karlsruhe 22-25 novembre 1977 « Operational experience in the control of radioactive liquid discharge from the Windscale works », BNFL, p. 217.

4. Réponse du secrétaire d'Etat à l'environnement P. Shore à M. Grimmond, **Atom**, 264, octobre 1978, p. 282.

5. United States nuclear regulatory commission, **Generic Environmental Statement on mixed oxide fuel (GESMO)**, Docket n° : RM-50-5, Sierra Club testimony related to section IV E-. Reprocessing Final **GESMO I** by Marvin Resnikoff.

MENT ET DE LA FABRICATION DU COMBUSTIBLE

		LWR - U*	LWR - Pu*	« Super-Phénix »
Retraitement	Tonnes d'uranium Kg de plutonium Teneur en plutonium (kg Pu/tU) Taux d'irradiation moyen (MWj/t)	9 33 000	40 33 000	60 en moyenne 300 cœur 70 000 max
	— « Embouts » — « Coques » — Résidus de dissolution	? 0,5 % (7) à 0,8 % (8) 0,15 % (8)	? > 0,5 % à 0,7 % > 15,5 % (9)	? > 0,5 % à 0,7 % 1,4 % à 4,5 %
	Effluents haute activité Raffinats 1 ^{er} et 2 ^e cycle plutonium	supérieur	supérieur	largement
	Effluents moyenne activité Raffinats 2 ^e et 3 ^e cycle plutonium	à 4 %	à 4 %	supérieur à 4 %
	Traitement des solvants			
« Eaux-mères » oxaliques et déchets solides de la fin du « cycle plutonium »	supérieur à 1,5 %	supérieur à 1,5 &	largement supérieur à 1,5 %	
Fabrication	Déchets solides de procédés + déchets technologiques	2 à 3 %	2 à 3 %	2 à 3 %
	Effluents liquides après solidification	(10) (11)	(10) (11)	(10) (11)

6. ETR 289, « Decontamination of the Eurochemic plant using non destructive reagents », par L. Geens.

J. J. Mertens (mai 1976).

7. Séminaire technique AEN/AIEA sur le traitement, conditionnement et stockage des déchets solides alpha et des coques de dégainage, Paris, décembre 1977, Jenkins et Taylor, p. 283.

8. Idem (7), p. 116, Krause-Scheffler, 1,4 kg Pu/GWe.a dans les coques et 0,3 kg Pu/GWe.a dans les résidus.

9. Rapport KFK 2615, avril 1975, W. Ochsenfeld et H. J. Bleyl, « Mesures effectuées en RFA à Karlsruhe dans la cellule Milli sur des combustibles irradiés LWR au plutonium et FBR à 30 % du Pu.

10. Valeur cohérente avec les pertes de 2 % environ constatées en RFA sur la mise en fabrication de 20 tonnes de combustible UO₂-PuO₂ contenant 700 kg de plutonium, rapport d'expert AEN [AEN 77]), p. 135.

11. 2,7 % de pertes sur 400 kg de plutonium mis en fabrication à Cadarache, Guillet et Arnal.

Bilan général d'utilisation du plutonium mis en œuvre dans la fabrication du combustible Rapsodie — AIEA, Vienne, décembre 1975.

Notes sur WINDSCALE (BNFL) :

Même si les informations sont éparées, c'est le centre de retraitement pour lequel nous disposons, du point de vue des pertes en plutonium, du plus grand nombre de données :

a) Il s'agit de gaines de magnésium, cisailées mécaniquement, puis stockées sous eau. Un bilan effectué en 1974 concerne 4 000 cm³ contenant 10 000 curies alpha de plutonium + americium + curium (Pu + Am + Cm).

Le curie-alpha est l'unité commode dans le cas d'un mélange d'émetteur alpha. Le plutonium est accompagné d'americium et de curium dans des proportions variables. Le curie-alpha permet de connaître globalement l'activité du mélange sans passer par l'activité de chaque élément. Dans le cas de Windscale, la valeur moyenne est de 0,075 curie alpha/gramme de plutonium.

b) Bilan 1974 : 550 cm³ contenant 500 000 curies-alpha de mélange Pu + Am + Cm.

c) Boues de traitements chimiques (procédé maintenant abandonné). Bilan 1974 : 5 000 m³ contenant 10 000 curies-alpha de Pu, soit environ 133 kg.

d) Effluents plutonifères rejetés directement en mer de 1971 à 1976 ; il a été rejeté 19 936 curies-alpha, soit 266 kg de Pu.

e) Déchets solides très riches en Pu ; stockés à Windscale dans l'attente d'un traitement hypothétique ;

Bilan 1974 : 3 000 m³ contenant 60 000 curies-alpha (2).

Le rapport Flowers indique que les 12 000 m³ de gaines de magnésium, boues de retraitement chimique et déchets solides riches en Pu, stockés fin 1976 à Windscale, contenaient une demi-tonne de Pu (soit 5 ‰).

f) Déchets solidifiés plutonifères stockés à Driggs en attente d'immersion en mer. A la fin de l'année 1976, 3 000 m³ contenant 1/3 de tonne de plutonium étaient stockés à Driggs (2).

g) Déchets solides immergés en mer dans et en dehors du cadre de l'OCDE. Depuis 1949, on a immergé 64 000 tonnes contenant 560 000 curies beta-gamma et 10 500 curies-alpha, soit 100 à 140 kg de plutonium.

On voit que, lors du retraitement, les pertes en plutonium sont très élevées (7,86 ‰ de Pu).

concentré par des organismes marins, en particulier des varechs géants et le plancton qui servent de nourriture aux poissons.

Certains poissons ont des teneurs en plutonium cinq fois plus élevées que les mers où on les pêche et le cas des moules est encore plus crucial puisque leur pouvoir de concentration peut atteindre 300.

D'autres sources de plutonium dans l'environnement ont pour origine des accidents :

- un satellite SNAP 9 A a brûlé au-dessus de l'océan Indien en avril 1964, il contenait 1 kg de plutonium 238 (17 000 Ci).

- un B 52 s'écrase au Groënland en 1968 : 400 g de plutonium 239 sont dispersés ;

- l'usine de fabrication de Rocky Flats (Colorado-USA) flambe en 1969 : très peu de plutonium dispersé mais à cette occasion on découvre que le vent a dispersé, à partir d'huile contaminée, 5 à 60 g de Pu.

- accident de Palomares (Espagne) : le 17 janvier 1966, lors du ravitaillement en vol d'un bombardier américain B52G, une collision se produisit. Deux bombes sur trois furent endommagées en tombant au sol (l'une d'elles fut détruite par l'explosion de la charge conventionnelle). De l'uranium et du plutonium brûlèrent. Les aérosols produits contaminèrent un vaste territoire (sols incultes, cultures, constructions). Des débris de plantes — 100 mètres cube — et de la terre contaminée — 300 mètres cube — furent évacués aux USA par bateau puis par train (25 wagons) jusqu'au site de stockage de déchets radioactifs de Savannah River.

Usines de traitement et ateliers de fabrication

A l'usine américaine de NFS, un contrôle a montré que 0,05 g de Pu était rejeté annuellement dans les effluents liquides. Indépendamment de ces rejets, qui doivent pouvoir être techniquement évités, il n'en reste pas moins que plusieurs % du plutonium contenu dans les combustibles irradiés n'est pas récupéré : il se retrouve sous forme de contamination sur tous les composants et pièces des circuits de l'usine de traitement ou bien mélangé aux déchets de haute activité (produits de fission). Ces pièces contaminées par le plutonium, lorsqu'elles sont remplacées, sont stockées sous forme de déchets solides (n'oublions pas les 24 000 ans de période). Un problème très important alors est celui du démantèlement de l'usine de

traitement lorsque l'on arrêtera son fonctionnement. Le même type de problème se posera bientôt pour les ateliers de fabrication de combustibles au plutonium dont tous les déchets seront fortement contaminés au plutonium.

En ce qui concerne la comptabilité du plutonium, on peut savoir assez précisément les quantités de plutonium produites par l'usine de traitement des combustibles irradiés (par pesée du produit fini), mais les quantités qui y entrent ne sont connues que par des estimations à partir de calculs sur l'évolution des combustibles irradiés, estimations à plusieurs pour-cent près ; ce qui explique que l'on peut « perdre » ou « gagner » du plutonium sans pouvoir l'expliquer.

Dans la politique gouvernementale française, où le triptyque « centrale à eau légère-retraitement-centrales à neutrons rapides » occupe une place prépondérante, il y a lieu d'examiner ce qu'il advient du plutonium dans le maillon « retraitement ». Quel est le niveau des pertes ? Quel poids représentent ces dernières par comparaison aux gains de la surrégénération ? Le tableau page 202 donne un résumé de la situation.

6. Traitement et stockage des déchets radioactifs [AIE 70] [AEN 72] [ANM 74]

Nous avons vu au premier paragraphe de ce chapitre que si, sur le plan de la radioactivité, les produits de fission contenus dans les combustibles irradiés constituent l'essentiel des déchets, d'autres catégories de déchets sont produites par les réacteurs nucléaires, les usines de traitement, les usines de fabrication des combustibles et les utilisations médicales ou industrielles de sources radioactives.

Au niveau des réacteurs et hors combustible irradié, les déchets solides sont constitués par les résines et les filtres utilisés dans le traitement des eaux du circuit primaire, par les pièces non réutilisables ou non décontaminables provenant d'entretiens ou de réparations dans le cœur et enfin par les résidus de traitement des effluents liquides.

Les usines de traitement des combustibles irradiés produisent d'autres déchets que les produits de fission et les transuraniens : gaines de combustibles, résidus de traitement des effluents liquides, matériaux contaminés provenant du démontage d'installations actives. Au niveau des usines de fabrica-

tion des combustibles, les déchets ne contiennent actuellement que de l'uranium mais le développement des combustibles au plutonium entraînera la présence de ce radionucléide dans les déchets, ce qui est déjà le cas aux ateliers de fabrication des combustibles des réacteurs à neutrons rapides à Cadarache [AEN2. 74].

Enfin, les déchets issus directement des combustibles irradiés contiennent les produits de fission et les transuraniens (0,5 à 1 % du plutonium, 50 à 100 % pour les autres transuraniens).

Les quantités de déchets

Une évaluation des problèmes posés par le traitement et le stockage des déchets radioactifs doit se faire à partir de la connaissance des volumes et des activités de ces déchets, de la demi-vie des radionucléides présents et de leur nocivité radioactive.

1. LES VOLUMES

La référence [ANM 74] donne la production annuelle approximative de déchets radioactifs en France :

Tableau 26

PRODUCTION ANNUELLE APPROXIMATIVE DE DÉCHETS RADIOACTIFS EN FRANCE (en m³)

Années	Faible activité sans α (1)	Faible activité avec α	Gaines	Produits de fission (2)
1975	4 700	400	700	200
1980	8 800	700	770	380
1985	13 800	1 100	830	550
1990	20 500	2 000	980	850
1995	28 600	4 250	1 400	1 400
2000	38 600	8 000	1 900	2 100

1. Teneur en $\alpha < 10$ mCi/m³.

2. Produits de fission concentrés mais non solidifiés.

Remarquons que ces chiffres datent de janvier 1974 et sont donc antérieurs à l'accélération du programme nucléaire français. Une estimation voisine du double serait probablement plus exacte aujourd'hui.

2. LES ACTIVITÉS

a. *Activité des produits de fission* exprimés en curies, pour 1 tonne de combustible irradié dans un réacteur à eau ordinaire, au taux de combustion de sortie de 33 000 MWj/t [WAS 73].

Tableau 27
ACTIVITÉ DES PRODUITS DE FISSION EN FONCTION
DU TEMPS

Nucléide	Demi-vie	10 ans	100 ans	1000 ans
Sr 90-Y 90	28,8 ans	120 000	13 200	$3 \cdot 10^{-6}$
Tc 99	210 000 ans	14	14	14
Ru 106-Rh 106	1 an	1 100	0	0
Sb 125-Te 125	2,7 ans	980	0	0
Cs 134	2,1 ans	8 300	0	0
Cs 137-Ba 137	30 ans	165 000	21 000	$1,9 \cdot 10^{-7}$
Ce 144-Pr 144	285 jours	300	0	0
Pm 147	2,6 ans	7 900	$3,6 \cdot 10^{-7}$	0
Sm 151	90 ans	1 100	520	0,4
Eu 155	1,8 an	160	0	0
Total (curies)		300 000	35 000	15

- Ces activités sont exprimées en curies.
- Lorsque deux nucléides sont associés, c'est qu'ils sont en équilibre radioactif (un corps père, un corps fils).
- 0 signifie moins de 10^{-7} curies

b. *Quantité et activité des transuraniens* exprimées en grammes et en curies pour une tonne de combustible irradié dans un réacteur à eau ordinaire, au taux de combustion de sortie de 33 000 MWj/t.

Tableau 28
**QUANTITÉ ET ACTIVITÉ DES TRANSURANIENS
 EN FONCTION DU TEMPS**

Nucléide	Demi-vie (année)	Grammes par tonne de combustible après :		
		10 ans	100 ans	1000 ans
Neptunium 237	$2,1 \cdot 10^6$	760	770	810 ⁺
Plutonium 238	89	6	3	0,007
239	$2,4 \cdot 10^4$	27	28	34 ⁺
240	$6,8 \cdot 10^3$	20	40 ⁺	37
241	13	3	0,025	0 ⁺⁺
242	$3,8 \cdot 10^5$	1,8	1,8	1,8
Americium 241	458	54	50	13
243	$7,6 \cdot 10^3$	90	90	83
Curium 244	18,1	21	0,7	0
Total grammes curies		983 10 000	983 2 200	979 600

+ La quantité augmente car ce noyau est produit par un autre transuraniens (exemple : Am 241 → Np 237 + particule α).

++ 0 = moins de 10^{-16} grammes.

Bien entendu, seul le plutonium présent dans les déchets est ici comptabilisé.

Ces deux tableaux :

- montrent une différence importante entre la décroissance des produits de fission et celle des transuraniens ;
- permettent de calculer de façon détaillée les quantités et activités des produits de fission et des transuraniens pour un programme nucléaire donné sachant que, pour un réacteur à eau ordinaire de 1000 MWe, la quantité de combustible irradié déchargée par an est de 30 tonnes, avec un taux de combustion maximal de sortie de 30 000 MWj/t (voir aussi le tableau 11 du présent chapitre).

C'est ainsi que la référence [ANM 74] indique, en fonction des programmes prévus (en 1973), la production annuelle et la production cumulée de quelques produits de fission dans le monde.

Tableau 29
**QUELQUES CONCENTRATIONS MAXIMALES
 ADMISSIBLES (CMA) DANS L'EAU,**
 dose pour le public : en 10^{-6} Ci/m³ [ANM 74]

Nucléide	Production annuelle		Activité cumulée	
	1980	2000	1980	2000
Krypton 85	100	700 à 1 000	400	4 500 à 6 000
Cesium 137	530	3 000 à 4 000	2 000	30 000 à 40 000
Strontium 90	380	1 600 à 2 100	1 600	20 000 à 25 000
Tritium	3	25 à 35	12	180 à 250
Activité cumulée de l'ensemble des produits de fission			31 000	400 000 à 500 000

La quantité de rayonnements issue des déchets radioactifs hautement concentrés est considérable mais le problème essentiel que posent le traitement et le stockage des déchets est celui de la contamination éventuelle des milieux naturels (sols, eaux souterraines et de surface) et donc des espèces vivantes par le canal des chaînes alimentaires. C'est ce problème que nous avons abordé au paragraphe 4 du chapitre 1 : les recommandations de la CIPR définissent pour un grand nombre de radionucléides des concentrations maximales admissibles qui ne doivent pas être dépassées, suivant les normes qu'elle a proposées (voir chapitre 1 et tableau 30 ci-dessous).

Tableau 30
**PRODUCTION ANNUELLE ET CUMULÉE DE QUELQUES
 PRODUITS DE FISSION DANS LE MONDE**
 (en millions de curies)

Tritium	3 000
Cobalt 60	50
Césium 137	20
Strontium 90	0,4
Plutonium 239	5
Americium 241	4

Traitement et conditionnement des déchets [AEN 72], [ANM 74]

Le traitement des déchets a pour but de réduire les volumes dans la mesure du possible et de les mettre sous une forme et un conditionnement aptes au stockage.

1. CONDITIONNEMENT DES SOLIDES

Les résidus radioactifs solides sont très divers et nécessitent un triage préalable suivant différents critères : basse et moyenne activité, résidus solides compressibles ou incompressibles, combustibles ou incombustibles, etc.

Les méthodes les plus utilisées sont la compression et l'incinération. Celle-ci pose des problèmes d'épuration des gaz et de corrosion. Les résidus comprimés et les cendres d'incinération sont ensuite bétonnés ou enrobés dans le bitume. Les déchets sont introduits dans des blocs préfabriqués en béton et un coulis de ciment conduit à l'obtention d'un bloc de béton dans lequel les déchets radioactifs sont bloqués.

2. TRAITEMENT DES GAZ

Il faut distinguer d'une part les produits radioactifs qui se présentent sous forme gazeuse (iode, krypton, etc) et d'autre part l'air ambiant ou les effluents gazeux qui contiennent une certaine quantité de poussières radioactives sous forme d'aérosols.

L'extraction de l'air ou d'un gaz de ces poussières ou aérosols s'obtient par filtration à l'aide de « filtres absolus » dont la gamme présente une grande variété du point de vue de l'efficacité de piégeage, de la dimension des particules arrêtées, de la résistance aux corrosions et aux températures élevées.

La rétention des radionucléides sous forme gazeuse s'effectue par adsorption, extraction ou diffusion. L'iode, par exemple, est adsorbé sur charbon actif ou sur toute autre matière poreuse imprégnée de sels d'argent, tandis que des gaz du genre krypton (gaz rare, inerte chimiquement) peuvent être extraits à basse température par le fréon 12 *. Ce procédé n'est pas encore utilisé industriellement, par contre des cellules d'épuration du xénon sont déjà employées couramment (passage sur charbons actifs refroidis à l'azote liquide).

* Les fréons sont des dérivés chlorés et fluorés du méthane et de l'éthane. Ils sont utilisés comme fluides caloporteurs.

3. TRAITEMENT DES LIQUIDES

a. *Résidus liquides à basse et moyenne radioactivité* (de 10^{-6} à 1 Ci/m^3)

Trois méthodes de traitement sont essentiellement utilisées, la coprécipitation, l'échange d'ions et l'évaporation :

- La coprécipitation s'applique dans le cas de liquides qui contiennent de fortes quantités de sels en suspension. L'adjonction d'un sel particulier au liquide initial provoque la précipitation d'un nouveau sel contenant le radionucléide à éliminer. Après formation, le précipité de consistance gélatineuse se prête au traitement des résidus solides. Le facteur de diminution de la radioactivité du liquide initial est de l'ordre de 100 à 1000 suivant les radionucléides.
- L'évaporation permet d'obtenir des facteurs de décontamination beaucoup plus élevés (10^5 à 10^6) mais elle a un coût plus important.
- L'échange d'ions est une technique basée sur la propriété qu'ont certaines résines artificielles de fixer certains ions et d'en relâcher, en échange, d'autres dans la solution (principe utilisé dans les adoucisseurs d'eau). A leur tour, les échangeurs d'ions sont « régénérés » par un acide ou par une base dont les solutions doivent être ensuite concentrées par évaporation. Cette technique permet d'atteindre des taux de décontamination très importants.

Ces traitements conduisent tous à un résidu (boues de filtration, concentrats d'évaporation, etc.) dans lequel est concentrée la radioactivité de l'effluent. En vue du stockage, ce résidu doit être transformé en matières solides qui offriront le maximum de résistance à l'action éluante des agents naturels tels que les eaux souterraines et de ruissellement, l'eau de mer, etc.

Plusieurs méthodes existent :

- utilisation de cette boue ou de ce concentrat en mélange avec des agrégats et du ciment pour en faire du *béton*,
- mélange avec un *bitume*, puis passage dans une vis extrudeuse ou dans un évaporateur pour éliminer l'eau : on obtient un mélange homogène du bitume et des produits radioactifs,
- enrobage par plastique thermo-durcissable après évaporation complète de l'effluent.

Ces deux dernières solutions offrent l'avantage, par rapport au béton, d'un taux de lixiviation beaucoup plus faible (lixiviation : entraînement d'une partie du matériau par de l'eau qui ruisselle).

b. Résidus liquides à radioactivité élevée (de 10^4 à 10^8 Ci/m³)

Cette catégorie comprend principalement les solutions de produits de fission à très forte radioactivité et à très fort dégagement de chaleur : [WAS 73] indique que 1 m³ de solution concentrée pour stockage dégage de l'ordre de 200 kW de puissance thermique 10 ans après le traitement du combustible irradié correspondant.

Ces solutions sont concentrées, grâce à des techniques d'évaporation, puis stockées dans des cuves en acier inoxydable placées dans des enceintes bétonnées.

Le contenu de ces cuves doit être en permanence :

- refroidi par des serpentins qui passent à l'intérieur de la cuve ;
- agité (système de refouloir à air comprimé) pour empêcher la formation de zones plus concentrées avec risques de points chauds et éliminer les produits formés par radiolyse.

Ces cuves demandent une surveillance permanente : tout arrêt prolongé du refroidissement produirait au bout de quelques heures l'ébullition des solutions et l'échappée de gaz radioactifs (des circuits de refroidissement de secours et des cuves vides pour transfert éventuel sont prévus).

Du point de vue volume, ces concentrés représentent environ 400 m³ au total pour les combustibles irradiés sortant d'un réacteur de 1000 MWe pendant sa vie (30 tonnes par an de combustible irradié pendant 25 à 30 ans).

Cette méthode de stockage en cuve constitue un stade intermédiaire pour faire décroître la radioactivité pendant une période déterminée au terme de laquelle il devrait être possible de procéder à la solidification.

Cette dernière opération est rendue indispensable par l'accroissement très rapide du volume à stocker, qui conduirait à une prolifération des cuves et par le danger potentiel de la forme liquide.

c. La vitrification [CAR 73], [BIS1. 74]

La méthode la plus développée de solidification est la vitrification. Elle consiste à évaporer à sec et à calciner les produits de fission, puis à les introduire dans un four avec les constituants habituels du verre. Après fusion, on obtient un verre dont les produits de fission sont un des constituants.

Deux procédés d'élaboration des verres sont développés au CEA : le procédé discontinu de vitrification en pots et le procédé de vitrification continue.

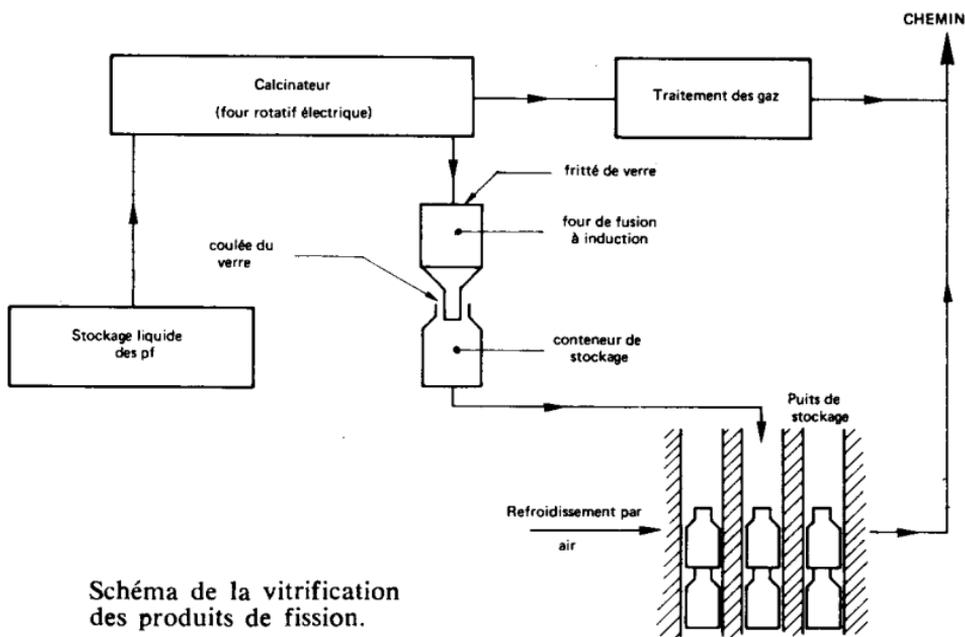


Schéma de la vitrification des produits de fission.

Le procédé en pots est opérationnel et a été exploité à Marcoule dans l'atelier pilote Piver. Il a produit des blocs de verre dont les plus actifs contiennent 110 000 Ci pour un volume de 40 litres (il faut noter que les combustibles irradiés traités à Marcoule ont de faibles taux de combustion). Cette technique n'est pas adaptée à une production importante.

Le procédé de vitrification continue associe un calcinateur rotatif à un four de fusion du verre. Ce procédé doit être également implanté à Marcoule : AVM (atelier de vitrification de Marcoule) est en construction et son fonctionnement avec des combustibles irradiés devrait démarrer en 1977. Cet atelier devrait avoir une capacité de 150 m³/an et devrait être suivi d'un atelier identique à La Hague d'une capacité de 500 m³/an. On en est encore au stade expérimental. Les principaux problèmes sont liés à la nécessité d'opérations délicates qui doivent être entièrement automatisées avec le seul recours à des télémanipulateurs derrière d'épaisses parois de béton et de verre au plomb, et aux difficultés de fonctionnement mécanique sous très forte irradiation (en particulier graissage, du fait de la dégradation des huiles sous l'effet des rayonnements).

D'autre part, au cours des opérations d'évaporation, de calcination et de fusion, des gaz radioactifs sont libérés (ruthénium 106, césium 137) qui doivent être condensés et filtrés.

A l'heure actuelle, le stockage des verres actifs est prévu sur le site de production, dans des puits de béton refroidis par air.

La vitrification présente l'inconvénient que le verre est un matériau qui transmet mal la chaleur, ce qui complique les opérations de stockage, et il subsiste des incertitudes sur le comportement à long terme des produits vitrifiés. Une technique d'enrobage dans une matière métallique est à l'étude.

Stockage des déchets

[AEE1. 71], [AEN2. 74], [AEE2. 67] [CCE 70]

Le devenir des déchets radioactifs est certainement le problème le plus grave posé par l'utilisation de l'énergie libérée par la fission nucléaire. Le problème des déchets doit être en effet examiné, non seulement pour la période actuelle, ni même celle pendant laquelle l'homme utiliserait l'énergie nucléaire, mais dans une perspective de centaines et de milliers d'années pendant lesquelles l'« héritage » légué aux générations futures par la civilisation industrielle utilisant l'énergie nucléaire devra être maintenu sous contrôle ou stocké de façon sûre, à moins qu'il ne soit détruit par des moyens aujourd'hui inconnus.

1. DIFFÉRENTS TYPES DE DÉCHETS ET QUANTITÉS PRÉVISIBLES

Nous avons vu que la production de déchets radioactifs se fait pratiquement tout au long du cycle de combustible : extraction du minerai d'uranium, enrichissement de l'uranium et fabrication du combustible, fission du combustible dans les réacteurs de puissance, usines de traitement des combustibles irradiés. Il ne faut pas non plus oublier les déchets provenant des centres de recherches nucléaires et de l'utilisation médicale ou industrielle des radioisotopes.

En ce qui concerne les déchets relevant du stockage, on peut actuellement les classer en deux catégories, suivant leur qualité :

- les déchets liquides, à forte activité, essentiellement constitués par les solutions concentrées de produits de fission et de transuraniens (voir paragraphe : « Traitement et conditionnement des déchets ») ;
- les déchets solides, de nature et de provenances très diverses, en général constitués par des matériaux contaminés par des produits de fission, des produits de corrosion, des transuraniens, du plutonium (gainés de combustibles, filtres, pièces mécaniques, boues, etc).

En ce qui concerne certains corps actuellement rejetés dans l'environnement, comme par exemple le tritium et le krypton 85, leur piégeage devra être rapidement imposé, ne serait-ce qu'au niveau de l'usine de traitement et ils s'ajouteront aux stockages actuellement envisagés.

On peut également classer les déchets à partir de leur activité : « faible activité », « moyenne activité », « forte activité » [CCE 70] mais, à part quelques cas extrêmes (produits de fission), il s'agit là d'une simplification abusive car des déchets de faible activité peuvent contenir par exemple du plutonium dont la demi-vie de 24 000 ans pose des problèmes d'une tout autre échelle que celle d'un produit à vie courte.

Au niveau de la Communauté européenne, une publication de la Commission des Communautés européennes [CCE 75] donne les prévisions suivantes :

Tableau 31
PRÉVISIONS DE PRODUCTION DE DÉCHETS
RADIOACTIFS DANS LA COMMUNAUTÉ EUROPÉENNE

Déchets de haute activité (1) (2) (3)	Volume (m ³) (4)	Annuel cumulé	1980	1990	2000
			350 1 300	2 500 17 000	6 000 70 000
	Activité (Ci)	Annuelle cumulée	8,7.10 ⁹ 1,4.10 ¹⁰	5,5.10 ¹⁰ 1,1.10 ¹¹	1.10 ¹¹ 3.10 ¹¹
Déchets de moyenne et basse activité (5)	Volume (m ³)	Annuel cumulé	Plusieurs dizaines de milliers 100 000	100 000 1 000 000	Plusieurs centaines de milliers Plusieurs millions

1. Gaines, produits de fission et actinides.
2. Industrie de retraitement seulement.
3. Le pourcentage des actinides s'établit à environ 1 % du volume total et 1 p. mille de l'activité totale des déchets de haute activité.
4. Déchets traités (compactés ou vitrifiés).
5. Réacteurs nucléaires et usines de retraitement.

2. SITUATION DU STOCKAGE EN FRANCE

Nous avons déjà parlé du traitement des déchets et du stockage des déchets liquides de haute activité (produits de fission) à Marcoule et à La Hague, usines de traitement des combustibles irradiés.

Les centres d'études nucléaires (Cadarache, Fontenay-aux-Roses, Grenoble, Saclay) et les centrales nucléaires (Chinon, Saint-Laurent, Bugey, Chooz, Monts d'Arrée) possèdent des stockages sur place mais c'est au centre de La Hague que se trouve le lieu de stockage le plus important.

Le centre de La Hague, situé à l'extrémité nord-ouest de la presqu'île du Cotentin, comprend deux zones de stockage : sur la zone nord-ouest dépendant du CEA sont stockés les déchets de l'exploitation de l'usine de retraitement de combustibles irradiés, tandis que la zone est, gérée par la société privée Infratome, reçoit les déchets en provenance des multiples utilisateurs de produits radioactifs (industries, hôpitaux, laboratoires nucléaires), des centrales nucléaires EDF (hors combustibles irradiés) et des centres du CEA qui ne stockent pas eux-mêmes leurs déchets.

Les tableaux suivants donnent la situation (octobre 1973) du traitement et du stockage des déchets en France, pour ce qui concerne les centres du CEA :

Tableau 32
INSTALLATIONS DE CONDITIONNEMENT DES DÉCHETS SOLIDES ET DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS LIQUIDES

Centres CEA	Compac- tage, fûts déchets en vrac	Solides condi- tionnement béton	Incinération	Traitement chimique	Liquides évaporation	Vitrification
Fontenay- aux-Roses			x (1)		x	
Saclay (2)	x	x		x		
Grenoble	x	x	x	x	x	
Cadarache	x	x	x	x	x	
La Hague	x	x	x	x		
Marcoule	x	x	x	x	x	
Pierrelatte				x		x (3)
Valduc				x	x	

- Déchets biologiques.
- En construction : bitumage des boues et évaporateur.
- En discontinu (Piver), atelier en « continu » en construction (AVM).

Tableau 33
INSTALLATIONS DE STOCKAGE DES DECHETS

Centres CEA	Aires	Tranchées simples	Silos tranchées bétonnées	Puits & stockage décroissance	Hangars de stockage	Stockage de gaines	Cuves p/ produits de fission
Fontenay-aux-Roses	x			x			
Saclay	x			x	x		
Grenoble	x			x (1)	x		
Carlarache	x	x	x		x		
La Hague	x		x			x	x
Marcoule	x		x			x	x
Pierrelatte	x						
Bruyères-le-Chatel					x		
Valduc					x		

1. En construction.

En octobre 1973, le total des déchets stockés dans les centres du CEA était le suivant :

Blocs bétonnés		Fûts bétonnés	Fûts enrobés de bitume	Fûts non enrobés	Déchets en silos bétonnés	Déchets en tranchées	Dépôts de décroissance
2 t	4 t						
4 354	14 513	33 993	8 910	18 519	2 928 m ³	8 000 m ³	294 m ³

De 1962 à 1972, le centre de Saclay avait accumulé 18 000 blocs de béton : plus de la moitié d'entre eux ne recèlent pratiquement plus de produits radioactifs par suite de décroissance. Les 8 à 9000 restant sont transportés par route sur le site de La Hague. Cette activité lucrative pour la société Infracome, créée de toutes pièces, est proprement scandaleuse.

3. PLUTONIUM ET TRANSURANIENS

Du fait de leur durée de vie (voir paragraphe « Les quantités de déchets »), le plutonium et les transuraniens posent les problèmes les plus difficiles. Actuellement, les transuraniens se retrouvent mélangés aux produits de fission dans les déchets liquides à haute activité pour lesquels le procédé de vitrification est envisagé. En ce qui concerne le plutonium, la majeure par-

Tableau 34

ÉTAT DES STOCKAGES A INFRATOME (octobre 1973)

Nombre de fûts (ou équivalents)	171 000
Activité totale	133 000 Ci
	dont 2 000 Ci
Volume	34 000 m ³
Tonnage	39 000 tonnes
Nombre de blocs	6 700 *

* 2000 fabriqués par Infratome, 4700 en provenance de Fontenay-aux-Roses, Saclay et Chooz.

tie est récupérée pour fabriquer de nouveaux combustibles, ce qui n'évacue pas le problème à long terme mais crée le problème très actuel des déchets solides contaminés par du plutonium, qui vont être produits en quantités croissantes (usines de traitement et ateliers de fabrication : c'est actuellement le cas de Cadarache). La référence [AEN2. 74] examine ce problème en détail. Nous retiendrons quelques éléments de la conclusion qui montrent assez bien l'état de la question :

- Il faut minimiser les pertes du plutonium au cours des diverses phases du cycle, réduire les quantités de déchets produits, mettre au point la technologie appropriée pour la récupération du plutonium (incinérateurs de déchets à Marcoule).

- La gestion des déchets doit être reconnue comme un élément essentiel dans les décisions qui doivent être prises par les responsables des procédés et des installations.

- Il faut une collecte de données plus complète en ce qui concerne les aspects techniques et radiobiologiques et le comportement de transuraniens dans l'environnement, *de manière à mieux connaître les risques à long terme créés par les déchets contaminés par les émetteurs alpha.*

- La question relative aux procédés d'évacuation définitive pour les déchets alpha (non traitée dans cette référence) est un *problème crucial pour l'avenir de l'énergie nucléaire* et les méthodes d'évacuation définitive que l'on envisage à l'heure actuelle devront faire l'objet de travaux de mise au point et de démonstration plus poussés avant qu'elles ne puissent être adoptées en tant que pratiques courantes.

4. L'ÉVACUATION DÉFINITIVE

a. L'évacuation dans la mer

Les premières expériences d'évacuation définitive des déchets ont été relatives à l'évacuation en mer. Il ne s'agit pas là des rejets liquides des centrales ou des usines, mais de déchets emballés dans les conteneurs immergés dans les profondeurs de l'océan. L'AIEA a défini des limites au-delà desquelles les déchets sont considérés comme impropres au rejet en mer [AEN 77].

Le tableau suivant donne les quantités rejetées en mer depuis 1967 au cours d'opérations placées sous la surveillance de l'AEN.

Tableau 35
QUANTITÉS DE DÉCHETS RADIOACTIFS
ÉVACUÉS AU COURS DES OPÉRATIONS
PLACÉES SOUS LA SURVEILLANCE DE L'AEN

Année	Quantités rejetées (en tonnes)	Radioactivité approximative	
		Alpha* (curies)	Bêta et gamma (curies)
1967	10 900	250	7 600
1969	9 180	500	22 000
1971	3 970	630	11 200
1972	4 130	680	21 600
1973	4 350	740	12 600
1974	2 270	420	100 000 ^b
1975	4 460	780	60 500 ^c
1976	6 770	880	53 500 ^d

(a) Essentiellement des actinides.
 (b) Presque uniquement du tritium.
 (c) Y compris environ 30.000 Ci de tritium.
 (d) Y compris environ 21.000 Ci de tritium.

La France ne participe plus à ces opérations d'immersion. La raison est essentiellement financière. L'opération maritime nécessite un transport routier préalable qui, ajouté aux manutentions et au trajet en mer, rend l'opération onéreuse.

Il est permis de s'interroger sur le devenir de ces déchets quand on sait qu'en s'enfonçant de 10 m sous l'eau, le contenu subit une augmentation de pression de 1 kg/cm². Même si le rejet s'effectue à l'aplomb des fosses marines, peu de conteneurs doivent y parvenir.

Le fait que la France ne participe plus à ces opérations d'immersion est une maigre consolation car l'océan continue à servir de poubelle pour d'autres pays.

En 1974, une opération d'évacuation a été réalisée, à nouveau dans l'océan Atlantique. Y participaient les Pays-Bas, le Royaume-Uni et la Suisse (l'opération était préparée sous le contrôle d'un groupe exécutif composé de représentants de divers pays de l'OCDE, dont la France).

Les quantités évacuées ont été les suivantes :

Tableau 36
IMMERSION DE DÉCHETS DANS L'OcéAN ATLANTIQUE
Opération de 1974

Pays d'origine	Nombre de conteneurs	Poids total (tonnes)	Activité (Ci)	
			α	β, γ
Pays-Bas	1 189	501	1	567
Royaume-Uni	2 104	1 256	399	94 126 *
Suisse	708	508	16	5 663
Total	4 001	2 265	416	100 356

* Surtout tritium.

En ce qui concerne « l'étanchéité parfaite des conteneurs », on peut signaler qu'au cours du voyage un contrôle réalisé environ deux heures avant l'immersion a révélé une contamination d'une cale (50 fois la contamination admissible dans l'air) probablement due au tritium : on a ouvert les écoutes pour aérer, on a immergé les fûts et on est rentré au port...

b. L'évacuation des déchets de haute activité

Actuellement, faute de solution satisfaisante pour le très long terme, l'attitude prudente consiste à stocker les déchets de façon à ce que leur récupération soit possible. En ce qui concerne les évacuations définitives, plusieurs solutions sont envisagées et étudiées [BNW 74] :

- *Stockage industriel.* Consiste, après solidification des déchets (vitrification par exemple), à les stocker dans des silos en béton

construits pour résister plusieurs siècles. L'avantage est de pouvoir continuer à exercer un contrôle sur le stockage, l'inconvénient est qu'il faut supposer que l'humanité pourra toujours exercer ce contrôle et aura les moyens, le moment venu, d'intervenir et de modifier le stockage.

- *Dépôt dans des formations géologiques.* Plusieurs solutions ont été proposées consistant à stocker les déchets (sous forme solide) dans des formations salines ou des roches dures : en Allemagne par exemple, les déchets sont déjà stockés dans l'ancienne mine de sel d'Asse. L'avantage de cette solution est d'isoler les déchets de l'environnement direct des activités humaines, ses inconvénients sont, d'une part le fait que l'homme, dans un futur lointain, peut « découvrir » ces dépôts, avec tous les dangers que cela présente, d'autre part qu'on ne peut garantir à long terme qu'il n'y aura pas ruissellement des eaux (ou glissement de terrain) entraînant les matières radioactives.

- *Enfouissement dans les glaces.* Les déchets transiteraient à travers la glace (la chaleur dégagée par la radioactivité fait fondre la glace qui se reforme au-dessus) jusqu'à la surface rocheuse (Antarctique). L'avantage est l'éloignement de l'environnement habituel de l'homme, l'inconvénient la possibilité de poches d'eau ou de lacs à la surface rocheuse, communiquant avec la mer, d'où à nouveau pollution généralisée.

- *Transport hors de la Terre.* L'évacuation par fusée (pour s'enfoncer dans le Soleil par exemple) se heurte, d'une part à l'aspect économique, mais surtout au fait qu'il faudrait vraiment être *certain* que la fusée ne retombe pas au départ.

- *Destruction par transmutation.* Il s'agit là d'un traitement possible des transuraniens. Ceci implique qu'ils soient au préalable séparés des produits de fission. Une fois séparés, ces transuraniens seraient réintroduits dans des réacteurs avec les éléments combustibles et transformés, par irradiation neutronique, en radionucléides à vies plus courtes ; on peut envisager également cette transmutation dans des réacteurs à fusion.

Pour le moment, on n'en est qu'aux études préliminaires. Beaucoup de facteurs interviennent : degré de séparation des transuraniens (s'il en reste trop avec les produits de fission, l'opération perd de son utilité), fabrication d'éléments combustibles avec transuraniens (ce qui va poser d'autres problèmes de rejets et de déchets), ensemble des risques liés à tout un nouveau cycle qui risque d'être également sans fin.

Notons l'existence d'un programme de recherche sur ces problèmes au niveau de la Communauté européenne.

7. Evaluation des risques liés aux rejets

Moyens d'action des radionucléides rejetés

Rejets liquides. En particulier pour les centrales et les usines implantées au bord des rivières, l'évaluation des risques doit prendre en compte les différentes utilisations de l'eau :

- eau de boisson, en particulier à partir de la nappe phréatique,
- pêche et élevage des poissons,
- irrigation.

Rejets gazeux. Ils peuvent entraîner soit une irradiation externe par les gaz rares et une contamination interne par les iodes inhalés, soit une contamination interne résultant de l'ingestion de lait contaminé par suite du dépôt des iodes sur les prairies.

Les doses d'irradiation et de contamination

Il s'agit, à partir des quantités estimées ou calculées de rejets et en tenant compte des phénomènes de dilution, dispersion et concentration (par les plantes ou les animaux), de calculer quelle sera finalement la dose, exprimée en rem, que pourra recevoir un individu de la population placé dans les conditions les plus défavorables. Afin d'avoir un élément de référence, on a l'habitude de calculer la dose que recevrait un individu stationnant en permanence à la limite du site de la centrale.

En ce qui concerne les *centrales nucléaires* :

a. Si nous nous référons aux rejets effectivement constatés et présentés au tableau 7 de ce chapitre, pour les centrales en fonctionnement aux États-Unis, la référence [WAS 73] donne, pour les seuls « gaz rares » :

- pour une série des PWR, une irradiation variant entre 0 et 5 mrem/an ;
- pour la série des BWR, une irradiation variant entre 5 mrem/an, 30 mrem/an (Oyster Creek et Dresden 1, 2, 3) et 160 mrem/an (Humboldt Bay).

Ces deux derniers chiffres sont élevés et correspondent effectivement à des quantités importantes de rejets. Ils montrent l'importance du contrôle des rejets et de l'adoption de solutions techniques qui les réduisent au maximum.

b. Nous possédons également les chiffres relatifs aux réacteurs de puissance de la Communauté européenne [CCE 74]. Ici encore, les doses équivalentes exprimées en mrem ne sont données que pour les rejets gazeux (gaz rares et iode 131).

Pour l'année 1972, les résultats publiés varient assez considérablement d'un site à l'autre. Les valeurs les plus importantes sont atteintes pour les quatre réacteurs indiqués au tableau suivant :

Tableau 37
DOSES MAXIMALES (exprimées en mrem/an)
DUES AUX REJETS GAZEUX (gaz rares et iode 131)
à 0,5 et 5 km du point de rejet

Centrale	Corps entier a		Peau b		Thyroïde c	
	0,5 km	5 km	0,5 km	5 km	0,5 km	5 km
Chinon (France)	3,6	0,7	5,2	1,0	4,3	0,8
Monts d'Arrée (France)	22	4,4	32	6,4		
Chooz (Franc. Belg.)	1,3	0,09	3,6	0,23	22	1,5
Garigliano (Italie)	33,5	5,3	54	8,4	4,9	0,8

a. Par irradiation externe γ .

b. Par irradiation externe β et γ .

c. Dose à la thyroïde d'un nourrisson consommant le lait produit à cet endroit.

En ce qui concerne les usines de traitement des combustibles irradiés, la référence [WAS 73] fournit les doses calculées pour l'usine NFS en 1968 (taux de combustion cumulé de 580 000 MWj).

La dose équivalente est estimée pour deux individus « théoriques » :

Individu a : adulte hypothétique ingérant les quantités moyennes de certains radionucléides déduites des mesures locales d'environnement (c'est l'individu « moyen » du voisinage).

Individu b : adulte ingérant pour se nourrir la moitié de ce qu'ingère l'individu *a* et complétant sa nourriture par de la viande de daims vivant près de l'usine et du poisson pêché dans la rivière qui reçoit les effluents liquides de l'usine (Cattaraugus Creek) ; c'est un individu « maximum ».

Les chiffres relatifs au strontium 90 et aux césiums 134 et 137 sont intéressants car ils correspondent à une contamination interne (ce qui explique le choix de deux individus « test » qui doivent manger des produits « locaux », donc en particulier la viande de daims vivant autour de l'usine).

Tableau 38

DOSES RÉSULTANT D'UNE CONTAMINATION INTERNE pour deux individus types au voisinage de l'usine de NFS en 1968

Radionucléide	Organe critique	Dose (en mrem/an)	
		individu a	individu b
Strontium 90	os	5	38
Césium 134 et 137	corps entier	4	257

Le second exemple que nous prendrons est celui de l'usine anglaise de traitement des combustibles irradiés de Windscale, la plus importante du monde en tonnage traité et qui rejette ses effluents dans la mer d'Irlande. Dans [AIE 70], Kenny et Mitchell indiquent que pour les effluents liquides, le *radionucléide critique* est le ruthénium 106, car il est concentré par des algues du type *Porphyra* dont certaines populations côtières font un pain. Cependant, le *groupe de population critique*, c'est-à-dire celui qui est le plus exposé, soit par irradiation, soit par contamination interne, n'est pas situé au voisinage de l'usine mais à environ 400 km sur la côte du Pays de Galles.

Cet exemple, illustré par le tableau suivant, montre l'importance des *voies de transfert critique* par lesquelles les radionucléides rejetés peuvent atteindre les populations.

Nous n'avons malheureusement pas d'étude équivalente pour les usines de Marcoule et La Hague ; elles existent probablement puisque de nombreux contrôles sont effectués, mais ne sont pas publiés.

Dans le cas des usines, probablement encore plus que pour

Tableau 39

VOIES ET GROUPES CRITIQUES VIS-A-VIS DES EFFLUENTS LIQUIDES DE WINDSCALE EN MER D'IRLANDE

Irradiation ou contamination	Agent	Groupe de population exposé	Consommation ou exposition	Organe exposé	Radionucléides responsables	Niveau	Dose limite CIPR	Dose reçue * (individu moyen)
Interne	Algue porphyra	Consommateurs pain d'algues Galles du Sud (25 000 personnes)	160 gr de pain/jour (80 gr d'algues)	tractus gastro-intestinal	ruthénium 106 cérium 144	300 pCi/g dans algues	1 500 mrem/an	600 mrem/an
Externe	vase dans estuaire	pêcheurs (10 personnes)	350 heures/an	organisme entier	^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{106}Ru	1,4 mrem/h	500 mrem/an	500 mrem/an
Interne	poisson	pêcheurs (100 personnes)	25 gr./jour	tractus gastro-intest. organisme entier	^{106}Ru ^{137}Cs	900 pCi 1 800 pCi	1 500 mrem/an 500 mrem/an	2 0,5
Externe	attrail de pêche	pêcheurs (100 personnes)	500 heures/an	main	^{106}Ru ^{144}Ce	15 mrem/h	7 500 mrem/an	20 mrem/an

* Probablement ramené à l'organisme entier (non précisé dans le texte).

les centrales, les études écologiques de sites sont extrêmement importantes pour estimer les atteintes possibles à l'environnement : courants aériens et marins, phénomènes de concentration biologique, voies de transfert critique, groupes de population critique, etc. [AEE2. 71].

Conséquences des doses faibles

Le problème posé par les rejets — dans le cas d'un fonctionnement normal des installations — est donc celui des conséquences possibles des doses faibles mais délivrées de façon quasi continue et s'ajoutant à l'irradiation naturelle par suite de phénomènes complexes dont les plus importants sont évidemment les concentrations de certains radionucléides à travers la chaîne alimentaire.

H. Marcovitch, professeur de génétique à l'université d'Orsay, déclare dans [PRO 74] :

« Nous n'avons aucune raison théorique de penser — et aucune expérimentation n'a suggéré — qu'il pourrait y avoir adaptation d'un organisme (ou d'une série d'individus issus l'un de l'autre par génération) à une irradiation continue. Dire que la biosphère est tolérante, de manière totale, à une irradiation de $1/10^6$ de roëntgen par an me paraît donc une hypothèse très peu probable.

« De plus, chaque fois qu'une expérimentation a pu affiner la détection de faibles doses, on a constaté que les points expérimentaux correspondant à cette investigation se placent sur l'extrapolation déjà faite à partir de doses plus élevées ; et si on analyse théoriquement la situation en rappelant que l'ionisation est un phénomène discontinu, on montre facilement qu'il n'y a pas de dose-seuil. Toute irradiation, même de dose faible, produit un effet proportionnel à ce qu'elle est. Je fais cependant une correction : quand on s'élève dans l'échelle des doses, des phénomènes apparaissent, surtout dans les êtres aussi complexes que les animaux ; il y a des interactions entre tissus. »... Et : « Pour les effets génétiques et même somatiques, nous n'avons aucune indication qu'il pourrait exister un seuil. Actuellement, l'hypothèse la plus honnête est d'admettre qu'il n'y a pas de seuil, qu'il y a une linéarité totale. »

Cette position rejoint celle de la CIPR présentée au chap. 1.

Deux études récentes publiées aux États-Unis permettent de préciser les risques liés aux doses faibles :

a. Dans [ASU 72] *, la division médicale de l'Académie des

* Connue sous le nom de *Rapport BEIR*.

Tableau 40

NOMBRE DE CAS PATHOLOGIQUES A L'ÉCHELLE DE LA POPULATION MONDIALE
entraînés par le développement de l'industrie nucléaire aux États-Unis
(pour un fonctionnement sans accidents des installations)

Année	Puissance (installée unité = 1000 MWe)	Iode 129				Tritium				Krypton 85				Actinides			
		I		II		I		II		I		II		I		II	
		a	b	a	b	a	b	a	b	a	b	a	b	a	b	a	b
1970	2,6	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
1980	110	0	0	0	1	11	3	11	3	3	26	3	26	0	0,1	12	140
1990	420	0	0,1	3	9	88	21	88	21	42	190	42	190	0,1	1	96	1 100
2000	1 000	0,1	0,3	11	32	360	81	360	81	230	760	230	760	0,4	4	400	3 900
2010	1 780	0,3	0,8	34	82	1 000	230	1 000	230	830	2 100	830	2 100	1,2	10	1 200	10 000
2020	2 700	0,8	1,7	78	170	2 300	500	2 300	500	2 300	4 600	2 300	4 600	3	21	2 800	21 000
		1/4 des cas sont mortels				2/3 des cas sont mortels				2/3 des cas sont mortels				tous les cas sont mortels			

I. Fonctionnement dans les conditions optimales de sécurité.

II. Fonctionnement sans accidents mais avec une détérioration des conditions de sécurité.

a. Nombre de cas pathologiques dus aux doses délivrées pendant l'année correspondante.

b. Nombre de cas pathologiques dus aux doses délivrées après l'année correspondante par le radio-nucléide émis cette année-là.

sciences des États-Unis estime qu'une exposition de 5 rems en 30 ans (ou 170 mrem/an) pour l'ensemble de la population des États-Unis, dose correspondant aux limites fixées par la CIPR pour le risque génétique, provoquerait entre 3000 et 15 000 morts par cancer annuellement, le chiffre le plus probable étant 6000 (ce chiffre est à comparer aux 500 000 morts par cancer annuellement aux États-Unis).

Ce rapport précise que cette dose ne doit cependant pas être atteinte, même dans le cas d'un très fort développement de l'énergie nucléaire.

b. La référence [EPA 74] est plus précise puisqu'elle effectue un calcul détaillé des conséquences sur la santé des populations dues aux rejets et pertes de matières radioactives par l'industrie nucléaire américaine pour une période de 50 ans. Ceci dans l'hypothèse d'un fonctionnement *normal* des installations.

Deux cas sont envisagés : celui d'un fonctionnement respectant les normes américaines actuelles, avec le meilleur fonctionnement possible, et une hypothèse pessimiste sur le fonctionnement. Les résultats obtenus sont relatifs à la population mondiale.

L'étude a été faite pour : iode 129, tritium, krypton 85 et actinides (corps au-delà de l'actinium, de numéro atomique 89, en particulier : uranium, thorium et plutonium).

Le tableau 40 donne les résultats présentés dans ce rapport. Ce tableau appelle un certain nombre de remarques :

- Il ne s'agit pas de l'utiliser n'importe comment : il faut toujours se méfier des calculs d'extrapolation sur plusieurs dizaines d'années, alors que les données actuelles sont très minces.

- Il représente cependant un effort important et probablement unique à cette échelle d'estimation des nuisances à long terme, démarche qui permet d'orienter les décisions et les choix.

- La progression indiquée des puissances installées est très rapide et il paraît peu probable qu'il y ait, aux États-Unis en 2020, 2 700 000 MWe nucléaires (2700 unités de 1000 MWe).

- Il faut être très prudent vis-à-vis du concept de fonctionnement normal.

- Sur cette échelle de temps, il peut y avoir des améliorations technologiques, mais aussi l'apparition de problèmes nouveaux.

Bien que les chiffres du tableau soient relatifs à l'ensemble de la population mondiale, les risques sanitaires sont tout de

même supérieurs dans les zones géographiques où sont implantées les centrales et les usines nucléaires et une estimation du même type serait très importante à connaître pour la France et l'Europe.

Notons enfin que des auteurs comme Gofman et Tamplin ont publié [GOF 72] des chiffres plus importants sur les effets pathologiques des faibles doses d'irradiation, mais ces chiffres sont très controversés.

La controverse sur les risques liés aux faibles doses est surtout la conséquence d'un manque d'informations statistiques sur une population suffisamment importante (également, notion du recul nécessaire dans le temps).

Notons cependant le caractère spécieux d'arguments basés sur la comparaison brutale entre les risques liés à l'irradiation externe (surtout rayonnement γ) due à la radioactivité naturelle (rayons cosmiques, sols) et les risques liés au développement de l'énergie nucléaire qui sont essentiellement dus à la contamination interne par des radionucléides qui peuvent être très souvent des émetteurs α (plutonium).

Les uns disent que le danger n'est pas prouvé, les autres que la sécurité ne l'est pas ; actuellement, les deux ont raison. Mais peut-on se contenter de cette incertitude ?

Nous laisserons le soin de conclure au professeur Sowby, membre de la CIPR [AEN 72] :

« De nombreuses lacunes doivent encore être comblées avant qu'on ne puisse établir une base de connaissances suffisantes en matière de radioprotection. La plus importante peut-être de ces lacunes concerne les effets dus aux faibles doses d'irradiation, pour ce qui est notamment des conséquences héréditaires, de la formation des cancers et des effets sur le fœtus. »

3. Risques d'accidents et sûreté des installations nucléaires

Le problème des risques d'accidents dans l'industrie nucléaire est probablement, au niveau mondial, celui qui est le plus controversé.

Il est exact que depuis la construction des premiers réacteurs, il n'y a eu qu'un petit nombre d'accidents graves, dont aucun n'a eu de conséquences importantes pour les populations ; il est également vrai que l'industrie nucléaire a été entourée d'un grand luxe de précautions à tous les niveaux. Mais il faut aussi noter que le développement de l'énergie nucléaire a été confié dès son origine, et pratiquement dans tous les pays, à des organismes publics où l'État a pu consacrer à la protection et à la sécurité des moyens importants, en négligeant pratiquement le facteur coût puisqu'il s'agissait d'une phase de recherche et de développement, qu'il ne produisait pas en vue d'un bénéfice et ne se trouvait pas en concurrence avec d'autres entreprises. Aujourd'hui, nous voyons se produire un double phénomène : d'une part l'accélération des programmes de construction de centrales nucléaires et de toutes les installations liées au cycle du combustible, d'autre part la prise en main de ce développement par des entreprises soumises à la pression de la concurrence, pour qui toute augmentation des dépenses relatives à la protection accroît les coûts de production et diminue la compétitivité.

C'est dans ce double contexte que doivent être étudiés les risques liés au développement du programme électronucléaire français. En ce qui concerne les accidents et la sûreté des installations, objet du présent chapitre, nous faisons quelques remarques liminaires :

Il ne s'agit pas ici d'étudier dans le détail tous les problèmes d'accidents mais, à partir d'un certain nombre d'exemples, de montrer leur importance et le poids de la notion de sécurité dans l'industrie nucléaire. Dans cette optique, et aussi quelquefois par manque d'informations, nous avons limité les exemples et surtout traité le cas des accidents des centrales nucléaires. Un paragraphe traite brièvement des usines de traitement des combustibles irradiés, dont il faudrait parler beaucoup plus, et nous n'avons pas abordé par exemple le problème des transports.

Ce chapitre a donc essentiellement pour but d'éclairer ce que nous pourrions appeler l' « équation de la sécurité nucléaire » : le danger potentiel est très important, on veut que le risque encouru soit faible, il faut donc prendre des précautions considérables.

- Le lecteur remarquera une certaine différence de ton entre les paragraphes traitant des filières graphite-gaz et même à neutrons rapides et celui traitant de la filière à eau ordinaire. Ceci s'explique par deux raisons :

- d'une part, la filière à eau, surtout PWR, est celle qui devrait être construite en France de façon massive dans les années à venir si les décisions gouvernementales sont maintenues ; c'est donc sur elle que portent essentiellement aujourd'hui les discussions et les craintes, et nous considérons que les garanties sur la sécurité de cette filière sont loin d'être à la mesure du programme décidé ;
- d'autre part, la filière graphite-gaz a été mise au point en France et elle a connu un développement progressif, qui ne s'est pas produit sans incidents, mais a apporté aux techniciens un certain sentiment de maîtrise qu'ils sont loin d'éprouver avec la filière à eau. Il en a été de même pour la filière à neutrons rapides de Rapsodie à Phénix. On ne peut pas en dire autant du saut de Phénix au 1200 MWe : là aussi l'expérience de fonctionnement est dangereusement faible mais l'attitude n'est pas non plus la même, qu'il s'agisse d'une unité ou de cinquante unités à construire en une dizaine d'années.

1. Importance du danger potentiel d'une centrale nucléaire

Avant de s'interroger sur le degré de sûreté d'une installation, il faut se faire une idée de l'ampleur des conséquences d'un accident grave.

Cette évaluation du danger *potentiel* fait l'objet d'une communication présentée par l'anglais F.R. Farmer, l'un des plus grands spécialistes mondiaux des problèmes de sûreté, au symposium de Jülich sur la sûreté des réacteurs [AIE 73], et dont on trouvera l'essentiel ci-après.

Le réacteur envisagé a une puissance de 1500 MW (soit environ 500 MWe) et contient 4 milliards de curies de produits de fission gazeux et volatils, dont 50 millions de curies d'iode 131.

Farmer aborde deux types d'accidents :

- les accidents de faibles conséquences,
- les accidents graves.

a. Les accidents de faibles conséquences correspondent en général à un rejet de quelques centaines de curies d'iode 131. Un tel rejet n'a que peu de chances d'apporter des nuisances graves pour la population. Même un rejet de l'ordre de 5000 curies, pour un site moyen (tel que ceux qui existent aujourd'hui), ne devrait pas avoir des conséquences mortelles à longue échéance.

Le risque associé à un tel accident sera lié à des facteurs de caractère industriel et économique ainsi qu'aux réactions possibles du public, plus qu'à une réelle notion de danger important.

b. L'accident grave est celui qui aboutirait à des rejets 10 à 100 fois supérieures.

Farmer choisit des conditions météorologiques moyennes (celles qui règnent environ 60 % du temps en Grande-Bretagne, 25 % correspondraient à des conditions pires et multiplieraient les doses par 10 ; 15 % à des conditions meilleures et diviseraient les doses par 10).

Le site envisagé pour le réacteur est un site « moyen » anglais avec une ville de quelques milliers d'habitants à quelques kilomètres du réacteur et un million d'habitants dans un rayon de 30 à 50 km, avec une population rurale d'une densité de 150 à 200 habitants par km².

Le rejet envisagé représenterait 10 % environ des produits de fission gazeux et volatils contenus dans le cœur, dont 5 millions de curies d'iode 131 et 0,5 million de curies de césium 137. Dans un rayon de 90 km, on peut estimer à 1000 le nombre de cancers de la thyroïde apparaissant en 20 ans. L'irradiation de l'organisme entier due au nuage radioactif et à l'inhalation de césium 137 aurait pour conséquence 50 cas de leucémie, et un nombre voisin de cancers du poumon pourrait être induit par l'inhalation du ruthénium. Le niveau d'irradiation dû à la contamination du sol (surtout à cause du césium) devrait entraîner l'évacuation de la région au moment de l'accident. Le secteur entourant le réacteur dans un rayon de 15 km ne pourrait à nouveau être occupé qu'après au moins un an.

La contamination des prairies, due à l'iode 131 en majeure partie, demanderait le contrôle de la consommation du lait, jusqu'à une distance de 150 km dans la direction du vent.

Compte tenu de la quantité considérable de produits de fission contenue dans le cœur d'un réacteur, un tel accident, parfaitement concevable (on peut d'ailleurs en imaginer raisonnablement de plus graves), a donc des conséquences extrêmement importantes qui le placent au niveau des « catastrophes » du type rupture de barrage au-dessus d'une grande ville, séisme, cyclone, etc. Il s'agit de savoir si cet accident peut effectivement se produire, quelles sont les précautions à prendre au niveau de l'installation pour l'éviter, quel est le *risque* pris, c'est-à-dire quelle est la *probabilité* pour qu'un tel accident se produise.

2. Sûreté nucléaire et probabilités

Risques et probabilités

En matière de sûreté, il arrive trop souvent qu'on raisonne en termes « déterministes » : une installation est sûre ou pas, un accident peut ou ne peut pas se produire, etc. Avec une telle approche, l'accident grave, s'il se produit, est présenté — car il est effectivement très rare — comme une fatalité imprévisible, malgré toutes les précautions prises.

De plus en plus, surtout à la suite des travaux de Farmer pour ce qui concerne les réacteurs nucléaires, on essaie d'appréhender une notion « probabiliste » de la sûreté : ceci signifie qu'une appréciation correcte des risques liés à l'utilisation d'un réacteur nucléaire doit comporter, d'une part l'éva-

luation des conséquences d'un accident (dommages pour l'installation, les travailleurs, la population, l'environnement) et, d'autre part, la probabilité de cet accident. L'estimation du danger confronté à la probabilité de l'accident permet l'évaluation du risque, élément essentiel d'un choix possible. Cette démarche est d'ailleurs utilisée dans d'autres industries (aéronautique spatiale).

Risque individuel et risque collectif

Afin d'expliciter cette notion de probabilité, nous reprendrons l'exemple de Farmer dans [AIE 73].

Farmer considère qu'en 1980, 500 réacteurs de puissance seront en fonctionnement dans le monde (d'une puissance de 500 à 1000 MWe) : si l'on estime à 20 ans leur durée de vie, on accumulera donc ainsi une expérience de fonctionnement de 10 000 années-réacteur (à comparer aux 300 années-réacteur dont on dispose aujourd'hui, quelle que soit la puissance unitaire). Dire que pendant ce laps de temps on court le risque de voir se produire un accident grave du type de celui que nous avons décrit au premier paragraphe signifie que la probabilité de cet accident serait de 1 pour 10 000 par réacteur et par an (soit $0,0001$ ou 10^{-4}).

Lorsqu'on parle de risque lié à la probabilité d'accident, on ne peut raisonner seulement en termes de risque individuel : en effet, en reprenant l'exemple de Farmer, une probabilité d'accident grave par an de 10^{-4} pour un réacteur entraînerait une probabilité de risque mortel pour un individu demeurant dans les environs immédiats de ce réacteur (quelques kilomètres) de l'ordre de 10^{-5} à 10^{-6} . Nous sommes exposés, dans la vie courante, à d'autres risques bien plus probables.

Mais si on replace la probabilité hypothétique d'accident de 10^{-4} par an dans le cadre du programme des 500 réacteurs envisagés, il est clair qu'il faudra s'attendre à un accident grave pendant leurs vingt années de fonctionnement : ce risque est-il acceptable par la collectivité ? Si nous n'acceptons pas un tel risque et voulons le réduire d'un facteur 10 ou 100, alors il faut que la probabilité d'accident grave par réacteur et par an soit de 10^{-5} ou 10^{-6} pour le programme envisagé. Ceci montre bien que la probabilité d'accident grave qu'il faut atteindre doit être d'autant plus faible que le nombre de réacteurs qui sera construit dans le monde et la durée d'utilisation de l'énergie nucléaire seront plus importants.

Ceci pose évidemment le problème de la responsabilité de

la collectivité tout entière devant les choix qu'elle effectue et des moyens qu'elle se donne pour les faire (information, fonctionnement de la démocratie).

Approche probabiliste de la sûreté nucléaire

L'évaluation des risques par la confrontation des probabilités d'accident et de leurs conséquences a été poussée aussi loin que possible pour deux réacteurs construits aux États-Unis (Surry 1 PWR, Peach Bottom 2 BWR). Ce travail a été effectué au MIT (Massachusetts Institute of Technology) sous la direction du professeur Rasmussen et financé par l'AEC (Atomic Energy Commission). L'objectif de cette étude est d'évaluer les risques liés aux accidents de réacteurs nucléaires et de les comparer aux autres risques auxquels sont exposés les individus.

Les conclusions d'ensemble de ce rapport [RAS 74] peuvent être résumées de la façon suivante :

a. Les conséquences d'un accident de réacteur nucléaire sont en général moins importantes que celles dues à des accidents non nucléaires.

b. La probabilité d'un accident de réacteur est plus faible que celle de nombreux types d'accidents non nucléaires ayant des conséquences similaires et qui ont été examinés dans cette étude, tels que feux, explosions, effluents chimiques, ruptures de barrages, catastrophes aériennes, tremblements de terre, typhons, ouragans.

Les conclusions générales sont complétées par des estimations numériques très précises indiquant par exemple que pour 100 réacteurs installés, la probabilité d'un accident causant 100 morts est de 1/10 000^e par an.

Il ne faut pas sous-estimer l'intérêt de ce type d'approche qui peut fournir ponctuellement des renseignements précieux. Mais ses défauts et ses imperfections sont actuellement beaucoup trop nombreux et importants, et il faut dénoncer l'utilisation abusive qui est faite des résultats du rapport Rasmussen par les propagandistes de l'énergie nucléaire.

Sur le plan technique, nous signalerons simplement que cette étude est soigneusement « épluchée » par les spécialistes de la sûreté hors des USA et que ceux-ci n'ont pas encore publié leurs conclusions (en France en particulier) ; aux États-Unis, une critique sévère en a été publiée par un groupe de scientifiques mettant essentiellement en cause l'évaluation des conséquences d'un accident grave, faite dans le rapport [KEN 74].

De façon très générale, il nous semble que :

a. La complexité des phénomènes physiques qui interviennent et qui sont souvent encore mal connus, le caractère arbitraire de nombreuses hypothèses et l'incertitude des données rendent gravement sujets à caution de tels résultats.

b. La comparaison effectuée sur les risques associés à un certain nombre de catastrophes repose, d'un côté sur des probabilités calculées (accidents nucléaires), d'un autre côté sur des données statistiques (autres accidents) acquises au terme d'une longue expérience. On compare donc des choses qui ne sont pas comparables : qui pourrait calculer la probabilité d'un séisme et le nombre des victimes à partir des seules connaissances géologiques et sans connaissance des séismes qui se sont déjà produits ?

c. Dans ces conditions, la tendance est évidemment de minimiser les risques, car on ne peut affirmer que toutes les causes possibles d'accidents ont été analysées. De plus, ce type d'approche ne permet pas de tenir compte de certains accidents qui ne relèvent pas du calcul de probabilité, comme par exemple les sabotages ou les guerres.

d. Il est finalement très significatif que le rapport Rasmussen n'associe pas à ses résultats des calculs d'incertitude sérieux. On ne trouve qu'une analyse de la sensibilité de certains résultats à certains paramètres. L'incertitude sur les résultats globaux est certainement considérable et il serait intéressant de la connaître.

e. Il semble en outre difficile de prendre correctement en compte des facteurs vitaux pour la sûreté tels que : accélération des programmes de construction, imperfection des contrôles, manque d'expérience dans l'exploitation, non-respect des consignes, faiblesses des organismes de sûreté, sous-équipement en moyens d'études du constructeur et du maître d'œuvre, etc.

Le rapport Rasmussen constitue un travail très important sur le plan de la méthode et permet de rationaliser l'approche des problèmes de sûreté en détaillant les différents effets. Mais ses résultats ne peuvent servir de référence, faute d'une expérience suffisante, faute également d'une connaissance de toutes les données physiques et de la fiabilité de tous les composants, faute enfin de moyens suffisants et d'une organisation sans faille à tous les stades de la réalisation d'une centrale nucléaire.

3. Fiabilité et sûreté

La *fiabilité* d'un matériel ou d'une installation est sa capacité d'assurer sa fonction prévue sans défaillance. La fiabilité est, pour telle partie du système ou pour le système dans son ensemble, la *probabilité de non-panne*.

La *sûreté* d'une installation est son aptitude à ne pas causer de dommages matériel ou corporel à l'environnement, au personnel d'exploitation, à la population. Cette sûreté, comme la fiabilité, peut être définie également en termes de probabilités : c'est la *probabilité qu'aucun accident*, mettant la vie des exploitants ou des populations en danger, ne se produise pendant le temps de fonctionnement d'une tranche de centrale nucléaire par exemple.

Lorsqu'on fixera les spécifications de fiabilité, le coût des opérations nécessaires se comparera au coût et aux conséquences qu'entraînerait une panne. Dans le domaine de la sûreté les choses sont plus délicates, car le « risque » n'est pas toujours comptabilisable.

Sûreté et fiabilité peuvent s'opposer lorsqu'on considère des risques faibles d'accidents graves car la sûreté peut conduire à une complexité des installations entraînant un plus grand risque de défaillances mineures, et à des consignes ou procédures diminuant la disponibilité de la tranche. Il est donc nécessaire de distinguer fiabilité et sûreté, en ce sens que des pannes fréquentes ne sont pas nécessairement l'indice d'une forte probabilité d'accidents graves. La connaissance de la fiabilité des installations nucléaires est cependant indispensable à plusieurs titres :

a. Sur le plan économique, elle permet de prévoir à quel prix ces machines très complexes rendront les services qu'on leur demande et assureront une production d'énergie nucléaire.

b. Sur le plan de la sécurité, l'examen de la conformité des réalisations aux projets, les conditions des contrôles de fabrication assurant la fiabilité des composants et des circuits de commande et de sécurité notamment, ainsi que la qualité de l'exploitation, permettront une plus ou moins grande confiance vis-à-vis de l'ensemble d'un programme.

4. Le principe des barrières multiples

La sûreté du réacteur et de la centrale repose en premier lieu sur les propriétés physiques du système, c'est-à-dire sa réaction à un comportement anormal, et sur sa conception d'ensemble. Au niveau de la conception, un point est commun à toutes les filières : un élément combustible, entouré ou non d'un modérateur et baignant dans un fluide caloporteur. Lorsque l'élément combustible est le siège de fissions au cours du fonctionnement du réacteur, il s'appauvrit en matière fissile (par exemple U 235) mais s'enrichit en noyaux lourds nouveaux (exemple Pu) et en produits de fission, la plupart solides, certains gazeux. Ces produits de fission sont très dangereux et en aucun cas ils ne doivent s'échapper dans l'environnement. C'est dans ce but que l'on interpose, entre le combustible et l'extérieur, une série de « barrières » de protection.

On donnera dans ce qui suit quelques exemples de barrières pour les filières de réacteurs qui sont à l'heure actuelle au stade industriel :

- *La première barrière* est généralement la gaine qui entoure l'élément combustible. C'est un étui métallique étanche. Elle retient les produits de fission et les noyaux lourds produits dans le combustible pendant la marche du réacteur. Elle évite un contact direct entre le fluide réfrigérant et le combustible. C'est la barrière la plus sollicitée puisqu'elle fonctionne à des températures élevées (intermédiaire entre celle du combustible et celle du réfrigérant) et elle est soumise aux fortes pressions dues à la présence des produits de fission gazeux.

Même en fonctionnement normal, ces gaines peuvent parfois se fissurer et relâcher ainsi au niveau du fluide caloporteur des produits de fission (voir chapitre II). D'autre part, un régime accidentel provoquant un accroissement de température peut amener leur déformation ou même leur rupture.

- *La deuxième barrière* est généralement constituée par l'enveloppe du circuit primaire qui contient le fluide caloporteur. Selon sa nature, ce fluide caloporteur peut s'activer à son passage dans le cœur ; par ailleurs, il peut contenir des produits de fission et des fragments de combustible en cas de fuite ou de rupture de la gaine. Il est donc nécessaire de fermer le circuit primaire sur lui-même afin d'empêcher tout échange physique entre le fluide caloporteur et l'extérieur.

- *La troisième barrière* est ce qu'on appelle l'enceinte de confinement. Elle est généralement constituée par une enceinte étanche en béton. Elle peut assurer une protection ultime contre le rayonnement du cœur. Elle permet surtout de contenir toute fuite intervenant sur le circuit primaire.

Remarquons que pour les réacteurs graphite-gaz, le caisson étanche constitue à la fois la deuxième et la troisième barrière ; pour la filière BWR, la troisième barrière ne renferme pas le circuit primaire dans son ensemble puisqu'elle ne contient pas la turbine (cycle direct). Enfin, dans certains cas (réacteurs à neutrons rapides, Super-Phénix par exemple), il existe également une deuxième enceinte de confinement qui constitue une quatrième barrière.

L'analyse de sûreté imposée par les organismes de contrôle consiste en premier lieu à s'assurer de la validité de chacune des barrières et de leurs fonctionnements corrects dans les conditions normales et accidentelles d'opération du réacteur :

- La validité de chaque barrière doit être démontrée par le choix des matériaux, leur adaptation aux conditions de fonctionnement et le maintien dans le temps des caractéristiques imposées.

- La surveillance de chaque barrière doit être assurée en permanence. Elle est destinée à détecter toute modification du comportement normal des différents composants (détection de rupture de gaine, mesures de températures, mesures de vibrations).

- L'action de sécurité a pour but, en cas de fonctionnement anormal, d'éviter un dépassement des limites technologiques, puis, à défaut, d'empêcher la détérioration des autres barrières et de prévenir l'émission de produits radioactifs ou d'en limiter l'importance.

Chaque barrière doit être examinée en détail dans les quatre cas de fonctionnement suivants :

- fonctionnement normal ;
- transitoires normaux : démarrages, montées en puissance, variations de charge ;
- transitoires incidents consécutifs à des défaillances de matériels ou à des erreurs humaines ;
- accidents.

Ce dernier point est évidemment le plus difficile car il impose de prévoir et de comprendre le phénomène physique

qui sera la cause de l'accident, de comprendre le déroulement de celui-ci et de faire le calcul de ses conséquences, si possible en s'appuyant sur des données expérimentales.

De façon très générale, il faut garder en mémoire que le fonctionnement d'ensemble d'une centrale nucléaire est très complexe et que certains circuits peuvent interagir avec d'autres (circuit secondaire et circuit primaire dans une centrale à eau pressurisée, par exemple). D'autre part, le système de contrôle-commande est lui aussi très complexe. Un accident peut avoir des origines multiples (rupture d'une enveloppe du fluide ou dérèglement du système de contrôle-commande). Il n'est donc pas forcément possible de prévoir toutes les situations d'accident. Le problème est de montrer qu'il y aura toujours une barrière pour confiner les produits de fission.

Ce sont ces différents problèmes dont nous allons essayer de donner une idée pour les trois filières que nous avons déjà examinées à propos des effluents : réacteurs à uranium naturel graphite-gaz ; réacteurs à uranium enrichi et eau ordinaire (PWR et BWR) ; réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium.

Il serait extrêmement intéressant de pouvoir effectuer une comparaison, à un niveau global, de la sûreté de fonctionnement des différentes filières. Ceci est encore très difficile : d'une part, cette comparaison nécessiterait une connaissance très approfondie — et que bien peu possèdent — des problèmes qui se posent sur chacune des filières ; d'autre part, pour être objective cette comparaison devrait s'appuyer sur des critères quantitatifs en essayant, par exemple, d'associer les nuisances de divers accidents à leurs probabilités d'occurrence. Mais, comme on l'a vu précédemment, les études de probabilité ne sont pas encore suffisamment évoluées pour que cette notion puisse constituer un critère de comparaison objectif entre les différentes filières.

5. Sûreté des réacteurs à uranium naturel, graphite-gaz

Cette filière est représentée par les réacteurs « Magnox » en Angleterre et « graphite-gaz » en France (voir première partie).

Caractéristiques de sûreté

Sur le plan de la sûreté, le système comporte *deux barrières* de protection entre le combustible radioactif et l'extérieur : la gaine du combustible et l'enveloppe du circuit primaire.

La grande taille des « cœurs » de ces réacteurs est favorable pour la sûreté à cause de l'inertie thermique de la masse très importante de graphite et de la très grande dispersion de la matière fissile. Les systèmes les plus récents sont du type *intégré*, c'est-à-dire que le cœur et les échangeurs de chaleur sont placés ensemble dans le caisson (en général en béton précontraint). La conception « intégrée » est favorable à la sûreté.

Notons également la faible pression du gaz caloporteur. Par contre, la vulnérabilité du combustible métallique est très grande et un accident sans gravité vis-à-vis de l'extérieur peut rendre le réacteur indisponible pendant de longs mois, sinon définitivement. C'est pourquoi les Anglais se sont orientés vers la filière AGR (Advanced Gas cooled Reactor) à combustible oxyde légèrement enrichi. La grande taille des cœurs entraîne des instabilités spatiales résolues par l'emploi de nombreuses barres de contrôle.

1. LE COMBUSTIBLE

Les contraintes de sûreté sont liées essentiellement à :

- la tenue des gaines,
- l'emploi de l'uranium naturel sous forme métallique, qui prend feu, dans certaines conditions, vers 800°C.

2. LA GAINE

Pour ce type de réacteur, un des critères du bon fonctionnement est la limitation du nombre de ruptures de gaines. En effet, une telle rupture nécessite, pour le déchargement de la cartouche correspondante, celui de tout le canal. On détermine un domaine de fonctionnement du réacteur à partir des limites technologiques du combustible et en prenant une faible marge de sécurité. Les paramètres définissant ce domaine sont :

- La température à ne pas dépasser sur la gaine ; celle-ci étant en alliage de magnésium, une tenue de longue durée nécessite un fonctionnement à des températures inférieures à 510°C.

- La température à ne pas dépasser sur l'uranium. Son point de fusion est 1160°C, mais ses caractéristiques mécaniques

diminuent au-delà de 700°C et la température de fonctionnement doit être inférieure à 640°C.

- Le taux de combustion maximal à ne pas dépasser pour ne pas trop déformer le combustible sous irradiation. Il est fixé à environ 6000 MWj/t.

Un défaut d'étanchéité de la gaine peut provoquer une réaction rapide de l'uranium métallique avec le gaz carbonique caloporteur, entraînant souvent une oxydation importante. Ceci peut provoquer un gonflement du combustible, d'où nouvelle déchirure de la gaine et relâchement de produits de fission et d'oxyde d'uranium dans le circuit. Au pire, le combustible pourrait atteindre partiellement la fusion.

Les conséquences d'un défaut d'étanchéité de la gaine demandent donc une intervention plus rapide dans les réacteurs de cette filière que dans les autres.

3. MOYENS DE SURVEILLANCE DE LA GAINE

Les principaux moyens de surveillance sont des mesures de l'activité du gaz carbonique caloporteur :

- La DRG, détection de rupture de gaine, constitue une surveillance automatique. A intervalles réguliers, un prélèvement est fait dans tous les canaux pour vérifier si le gaz carbonique contient des produits de fission. En cas de détection confirmée, le canal où se trouve l'élément défaillant est déchargé et remplacé.

- La DRGG, détection de rupture de gaine générale, se fait par prélèvement sur le circuit général de gaz carbonique et permet la mesure de l'activité globale du gaz de refroidissement. Elle fonctionne pratiquement en continu (prélèvement toutes les minutes) et déclenche une action immédiate par chute des barres de contrôle en cas de dépassement du seuil défini d'activité.

4. LE CŒUR

Le contrôle de la température du cœur est rendu très complexe par l'existence d'instabilités spatiales liées à la grande taille du cœur : c'est-à-dire que le flux de neutrons — donc par conséquent la puissance et la température locales — peut varier rapidement en certains points du fait d'un déséquilibre localisé des propriétés neutroniques du cœur.

5. MOYENS DE SURVEILLANCE DU CŒUR

- Un premier contrôle est effectué sur la température du gaz carbonique en sortie du cœur : il permet l'arrêt d'urgence du réacteur en cas de dépassement.

- Les températures du gaz dans le réacteur sont contrôlées par une centaine de thermocouples mesurant la température de sortie de certains canaux ; le réacteur est divisé en zones dont la température moyenne ne doit pas s'écarter de plus de 1,5°C de la température moyenne générale.

- La régulation est effectuée par les *barres de pilotage* réparties sur une dizaine de zones (ce sont des barres absorbantes qui peuvent freiner la réaction en chaîne). Cette régulation est commandée par un système de centralisation de l'information et de commande automatique, constitué de deux calculateurs indépendants qui centralisent les informations issues des mesures et règlent l'action des barres de pilotage (ces calculateurs traitent également les informations DRG).

6. LE REFROIDISSEMENT

Le refroidissement par circulation du gaz carbonique sous pression (25 à 40 bars) est indispensable pour préserver la tenue des gaines. Le refroidissement est assuré par quatre files de soufflage totalement indépendantes comprenant chacune une turbo-soufflante alimentée en vapeur par l'échangeur et, en secours, par une chaudière auxiliaire.

Lorsque le réacteur est à l'arrêt, une file de soufflage suffit. Il faut noter que la fiabilité du soufflage doit être grande car la convection naturelle ne suffit pas à évacuer la puissance résiduelle. On dispose cependant d'un échangeur d'arrêt (Saint-Laurent) ou d'une cinquième moto-soufflante de secours (Bugey 1) pour assurer le refroidissement en cas de perte des quatre turbo-soufflantes.

7. LA CONCEPTION « INTÉGRÉE » POUR LE CIRCUIT PRIMAIRE

Pour assurer plus facilement le maintien de l'intégrité du circuit primaire du réacteur, on s'est orienté vers des réacteurs « intégrés » (type Saint-Laurent) où les échangeurs de chaleur sont regroupés en un seul sous le cœur, l'ensemble cœur et échangeur étant enfermé dans un caisson en béton précontraint. Il n'y a donc pas de boucles avec grosses tuyauteries sous pression, comme dans les réacteurs à eau ordinaire par exemple.

L'échangeur doit être particulièrement fiable car il est ma-

lâisé à réparer, spécialement si le réacteur est contaminé à la suite d'une fusion de combustible.

Le caisson est maintenu à une température suffisamment basse par des circuits de réfrigération. Dans le cas du réacteur intégré, la rupture du caisson n'est pas retenue comme possible dans les études de sûreté. Il faut noter en effet qu'une rupture brutale d'un caisson en béton précontraint est impossible sauf accident externe, les défauts dans ce matériau n'évoluant que très lentement.

Les accidents

1. L'ACCIDENT DE DÉPRESSURISATION

Cet accident constitue l'accident de référence. Notons cependant que pour les réacteurs non intégrés, du type Chinon, au niveau des grandes canalisations de gaz carbonique, le risque de dépressurisation est plus réel que sur les réacteurs intégrés.

On peut envisager plusieurs causes de dépressurisation :

- La rupture d'une tuyauterie principale (diamètre de 40 cm); la dépressurisation étant lente à cause notamment de l'action des restricteurs de débit sur les canalisations de CO₂, on estime que, le réacteur ayant été arrêté par chute des barres — que l'on considère ici toujours comme possible compte tenu de leur grand nombre —, le refroidissement sera assuré.

- L'envol d'un bouchon de canal (cas de Bugey 1) ; dans ce cas, les cartouches du canal accidenté peuvent s'envoler (le gaz circulant alors de bas en haut) et certaines d'entre elles peuvent prendre feu. La fusion et l'oxydation de l'uranium auraient des conséquences graves, surtout si les cartouches traversaient le caisson. A Bugey on a adopté un deuxième bouchon de sécurité.

2. ACCIDENT PAR DÉFAUT DE REFROIDISSEMENT

● La perte totale du soufflage est considérée comme hautement improbable étant donné les précautions prises. Néanmoins, on en étudie les conséquences possibles. La fusion du combustible peut arriver au bout de 5 mn (cas de Bugey 1).

● Un autre élément important pouvant être à l'origine de défauts de refroidissement est la manutention du combustible par le DPM, dispositif principal de manutention. Cette machine de chargement-déchargement opère en marche ou à l'arrêt du réacteur. Sa commande est entièrement automatique. La com-

mande manuelle est toutefois prévue pour pallier une défaillance éventuelle de l'automatisme. Le canal en cours de manutention continue d'être refroidi par le CO_2 provenant du réacteur et du DPM (le bras de manutention souffle lui-même du CO_2).

L'accident du 17 octobre 1969 à Saint-Laurent 1 a résulté d'une erreur de manutention. Un rondin de graphite dont le diamètre de perçage était inférieur à celui normalement prévu a été placé en haut du canal : le défaut de refroidissement ainsi créé par la réduction du débit de gaz carbonique a provoqué une élévation de température de l'ensemble du canal et la fusion de cinq éléments combustibles. Ainsi, 50 kg d'uranium ont été dispersés dans le bas du cœur, entraînant une contamination importante dans le caisson, ce qui a limité considérablement les possibilités d'intervention ; le réacteur a été indisponible pendant environ un an. Il faut noter qu'aucune irradiation ou contamination n'a été décelée en dehors du caisson.

3. CORROSION RADIOLYTIQUE PAR LE CALOPORTEUR

Ce phénomène a lieu à cause de la dissociation du CO_2 , sous l'action des rayonnements et de la température, en oxyde de carbone et en oxygène « activé » qui attaque le graphite. Un pour cent du modérateur peut ainsi être consommé par an, ce qui est intolérable pour un réacteur qui doit durer 20 ans (c'est le problème de Bugey 1). Il faut voir en effet qu'il n'est pas question de changer le « gruyère » de graphite qui constitue l'âme du réacteur, percé de multiples trous qui constituent les canaux (3200 à Saint-Laurent, 750 à Bugey). La parade consiste à utiliser des inhibiteurs de corrosion et à limiter la puissance spécifique. A noter que ce problème ne constitue pas un risque d'accident proprement dit mais qu'il peut conduire à une limitation de la durée de vie de la centrale.

6. Sûreté des réacteurs à uranium enrichi et eau ordinaire

C'est le problème qui nous intéresse le plus actuellement puisque, comme on le sait, le programme électronucléaire français est basé sur la construction annuelle d'environ 6 à 8 unités de 1000 MWe à uranium enrichi et eau ordinaire dans les prochaines années. Ces réacteurs appartiennent à deux sous-filières :

BWR : réacteurs à eau bouillante

PWR : réacteurs à eau pressurisée

Comme nous l'avons vu, on peut caractériser le système de défense de ce type de réacteur par l'existence de trois barrières :

- La gaine qui protège les éléments combustibles (crayons d'oxyde d'uranium enrichi à 3 %) et empêche les produits radioactifs — principalement produits de fission — de s'échapper dans le circuit primaire.

- Le circuit primaire sous pression (150 kg/cm² dans les PWR, 70 dans les BWR) qui contient le cœur et le fluide servant à la réfrigération.

- L'enceinte d'étanchéité, ou de confinement, qui entoure la « chaudière nucléaire » et protège l'environnement en cas de fuite ou de rupture du circuit sous pression. Dans un PWR l'enceinte de confinement contient les échangeurs, donc l'ensemble du circuit primaire ; dans un BWR, le circuit primaire traverse l'enceinte de confinement pour aller à la turbine (cycle direct).

Quelques caractéristiques physiques liées à la sûreté

a. *Le combustible*

Le choix de l'oxyde d'uranium — UO₂ — présente un avantage car il permet une grande marge entre sa température de fonctionnement (1900°C) et sa température de fusion (2800°C).

b. *Le cœur*

Le réseau constitué par les crayons d'oxyde (combustible) et l'eau (modérateur) possède un certain nombre de propriétés intéressantes vis-à-vis de l'accélération ou du ralentissement de la réaction en chaîne :

- Si la température de l'eau augmente par suite d'un fonctionnement anormal, la réaction en chaîne ralentit (on dit que le coefficient de température du modérateur est négatif).
- S'il y a formation de vide (par ébullition), même effet de ralentissement de la réaction en chaîne.
- Si la température du combustible augmente, même effet de ralentissement (c'est l' « effet Doppler » qui augmente la capture des neutrons dans l'uranium 238).

Ces différents effets vont donc dans le sens de la sûreté en général. Mais l'effet de température du modérateur peut jouer en sens inverse si un apport d'eau froide important arrive dans le cœur (rupture de tuyauterie vapeur d'un PWR).

- Le cœur dispose d'une très forte « sur-criticité » initiale pour compenser l'usure des combustibles au cours de leur séjour de 3 ans dans le réacteur. Cette sur-criticité est compensée par l'adjonction de corps absorbants : acide borique dans l'eau du circuit primaire (pour les PWR) qui est éliminé progressivement lorsque le combustible vieillit ; crayons absorbants consommables (pour les BWR).

c. Le réfrigérant

C'est de l'eau ordinaire, fluide non toxique. Par contre, il est susceptible d'interactions chimiques (corrosions) avec les gaines, l' UO_2 , les structures et les cuves. Le principal inconvénient de l'eau est qu'elle bout à 100°C à la pression atmosphérique et que, pour la conserver liquide à plus haute température, il est nécessaire de la mettre sous pression. Ceci impose des cuves et des tuyauteries de fortes épaisseurs et de multiples précautions pour parer aux accidents de dépressurisation.

Enfin, l'existence de débits élevés entraîne des vibrations au niveau des structures (qui comportent des dispositifs anti-vibratoires).

Incidences de la sûreté sur la conception et la réalisation

Pour la chaudière nucléaire, les performances garanties par le constructeur portent sur la puissance thermique et les caractéristiques de vapeur en pression et qualité ; un certain nombre de régimes transitoires normaux et de régimes permanents à charge réduite sont également garantis. Mais il s'ajoute à la conception du système conçu pour réaliser ces performances, l'adaptation des composants aux impératifs de la sûreté, parmi lesquels on peut citer les critères relatifs aux ruptures du circuit primaire et au refroidissement de secours du cœur.

a. *La sûreté des composants* réside dans le fait qu'ils doivent être conçus pour ne pas rompre et être en mesure d'assurer leur fonction sous diverses sollicitations auxquelles ils risquent d'être soumis. Dans ce but :

- le choix des matériaux est très important (qualité des aciers) ;
- les conditions d'approvisionnement doivent être définies avec soin au niveau du procédé d'élaboration et des contrôles de fabrication (ultra-sons, magnétoscopie, radiographie) ;
- l'exécution des soudures doit être contrôlée très soigneusement ;
- la conception et le dimensionnement des appareils sous pression sont basés sur une réglementation particulière de ce type d'appareil.

b. *Les études du cœur* comportent schématiquement deux phases :

- La phase neutronique de calcul des flux de neutrons dans le réacteur — et donc de la répartition de puissance, qui consiste à démontrer que, quelles que soient les circonstances (positions des barres de contrôle, distorsions de flux liées au fonctionnement du réacteur), on ne dépasse pas les limites fixées pour la température du combustible.
- La phase thermohydraulique étudie le comportement du fluide réfrigérant (eau ordinaire), les problèmes liés à sa circulation et à son ébullition éventuelle. On détermine donc les caractéristiques de fonctionnement et de dimensionnement du réacteur à partir de l'étude d'un certain nombre de cas couvrant le fonctionnement normal (incluant les opérations de recharge et de maintenances et les transitoires normaux d'exploitation), les régimes de fonctionnement accidentel sans conséquences sur l'intégrité du réacteur, ceux qui entraînent une faible détérioration du combustible, et enfin les accidents graves et exceptionnels pouvant avoir pour conséquence le rejet d'importantes quantités de matières radioactives. Ainsi, les principales caractéristiques de sûreté de l'installation vont être déterminées à partir d'études d'accidents. L'accident le plus grave que l'on prend en compte à ce niveau est appelé accident de *dimensionnement* (il y en a, en fait, plusieurs) : sa parade, au sens du maintien de l'intégrité des barrières, fixe les caractéristiques essentielles de l'installation vis-à-vis de la sûreté.

c. *Les essais de la centrale* avant la mise en exploitation industrielle se décomposent en différentes phases : essais de certains composants, de sous-ensembles, d'ensembles ; essais

physiques à froid, essais physiques à chaud, essais de montée en puissance et essais en puissance.

D'autre part, la centrale fonctionnant sur un cycle annuel, le temps d'arrêt nécessaire au rechargement du combustible est habituellement utilisé pour la maintenance, l'essai de certains systèmes et la surveillance de certains composants (en particulier la cuve).

d. *L'assurance de qualité* est constituée par l'ensemble des actions destinées à garantir que le niveau de qualité du matériel livré est celui attendu. Elle est indispensable étant donné l'interférence constante entre la réalisation d'une installation aussi complexe et sa sûreté.

Elle doit se traduire par des règles très précises que sont tenus d'appliquer les constructeurs et qui concernent en particulier [ANM 74] :

- l'organisation de l'entreprise ;
- l'établissement, la diffusion, la révision des plans et spécifications, et leur application aux réalisations ;
- les garanties relatives aux achats et sous-traitances ;
- le détail des opérations de fabrication, de contrôle et de conception ;
- la qualification et la formation des soudeurs, des opérateurs et des contrôleurs ;
- les contrôles non destructifs ;
- l'étalonnage des moyens de contrôle ;
- la documentation ;
- l'appréciation des pièces non conformes ;
- la vérification des systèmes et les enquêtes de qualité, pour vérification de l'application des procédures.

En France, EdF est actuellement le client unique de l'industrie nucléaire (mis à part les réacteurs de recherche et de propulsion). En ce qui concerne ses centrales, EdF a fixé un certain nombre de règles à respecter par le constructeur, qui figurent dans un document appelé « cahier des prescriptions de fabrication et de contrôle » (CPFC), qui est une pièce des contrats que conclut EdF pour la fourniture des chaudières nucléaires. Ces règles sont de caractère assez général et font l'objet d'une concertation périodique avec le constructeur qui, de son côté, doit soumettre à EdF les spécifications techniques de ses appareils. Le CPFC est cependant particulièrement exigeant sur la fabrication des cuves et des circuits primaires ; il prévoit également des procédures de contrôle des pièces.

Les accidents

Nous avons vu que les accidents à prendre en compte sont de différents ordres de gravité. La première catégorie est celle des incidents de fonctionnement qui peuvent interrompre (même pour longtemps) la marche du réacteur, sans causer de dommages, ni aux travailleurs de la centrale, ni à la population : ils relèvent de la fiabilité de l'installation ; ils peuvent avoir aussi une influence notable sur les conditions de travail en multipliant les interventions et réparations sur des matériaux irradiés. La deuxième catégorie concerne les accidents qui peuvent amener la rupture d'une ou plusieurs barrières et, par conséquent, la sortie de matières radioactives hors du combustible. Un des buts principaux des études de sûreté est, dans ce cas, de s'assurer de l'intégrité de la dernière barrière qui est en général l'enceinte de confinement.

Dans le cas d'un PWR, cette deuxième catégorie recouvre la rupture d'une tuyauterie du circuit primaire, la rupture d'une tuyauterie vapeur, la rupture complète d'un tube de générateur de vapeur, le blocage d'une pompe primaire, l'accident de manutention et l'éjection d'une grappe de contrôle.

Un des problèmes essentiels est, en cas d'accident, d'assurer la continuité du refroidissement du combustible. La perte de refroidissement peut avoir plusieurs origines, notamment :

- bouchage d'un ou plusieurs sous-canaux des assemblages,
- diminution ou arrêt du débit de refroidissement,
- perte du fluide de refroidissement par rupture de l'enveloppe primaire.

a. Le bouchage d'un ou plusieurs sous-canaux d'assemblages peut être provoqué par des dépôts (de corrosion par exemple), par des déformations des crayons combustibles ou par des corps étrangers. Pour les réacteurs à eau pressurisée, les conséquences d'un bouchage de plusieurs sous-canaux sont fortement limitées par le fait que radialement le cœur constitue un réseau hydraulique ouvert. Dans le cas des réacteurs à eau bouillante, la présence des boîtiers fermés isole radialement les assemblages combustibles les uns des autres.

b. La diminution ou l'arrêt du débit de refroidissement provient de l'arrêt d'une ou plusieurs pompes de circulation du fluide. Les conséquences de ce type d'accident peuvent être limitées par l'installation de volants d'inertie et par un arrêt

rapide du réacteur, le phénomène dont il convient de se protéger étant la crise d'ébullition qui conduirait à une augmentation rapide de la température de gaine (le coefficient de vide des réacteurs à eau bouillante constitue un facteur de stabilité). Notons que l'arrêt du réacteur implique un bon fonctionnement des barres de contrôle.

c. La perte de l'eau de refroidissement par rupture de l'enveloppe primaire est un accident beaucoup plus grave qui nécessite des dispositifs de refroidissement de secours afin de limiter la détérioration du gainage et éviter la fusion du cœur. C'est ce problème que nous allons regarder plus en détail.

Précisons bien qu'il ne s'agit pas ici de passer en revue tous les accidents possibles ou imaginables, ni d'entrer dans les détails techniques, mais d'essayer de voir quel type de problèmes se posent dans le domaine de la sûreté et les réponses que l'on y apporte actuellement afin de comprendre les risques encourus.

Les accidents de dépressurisation

Ces accidents peuvent résulter :

- soit de la rupture de la cuve, d'une tuyauterie d'entrée ou d'une tuyauterie de sortie du fluide primaire ;
- soit de la rupture d'une tuyauterie de l'un des circuits annexes au circuit primaire ;
- soit d'une défaillance d'un ou de plusieurs éléments de l'ensemble du système de refroidissement.

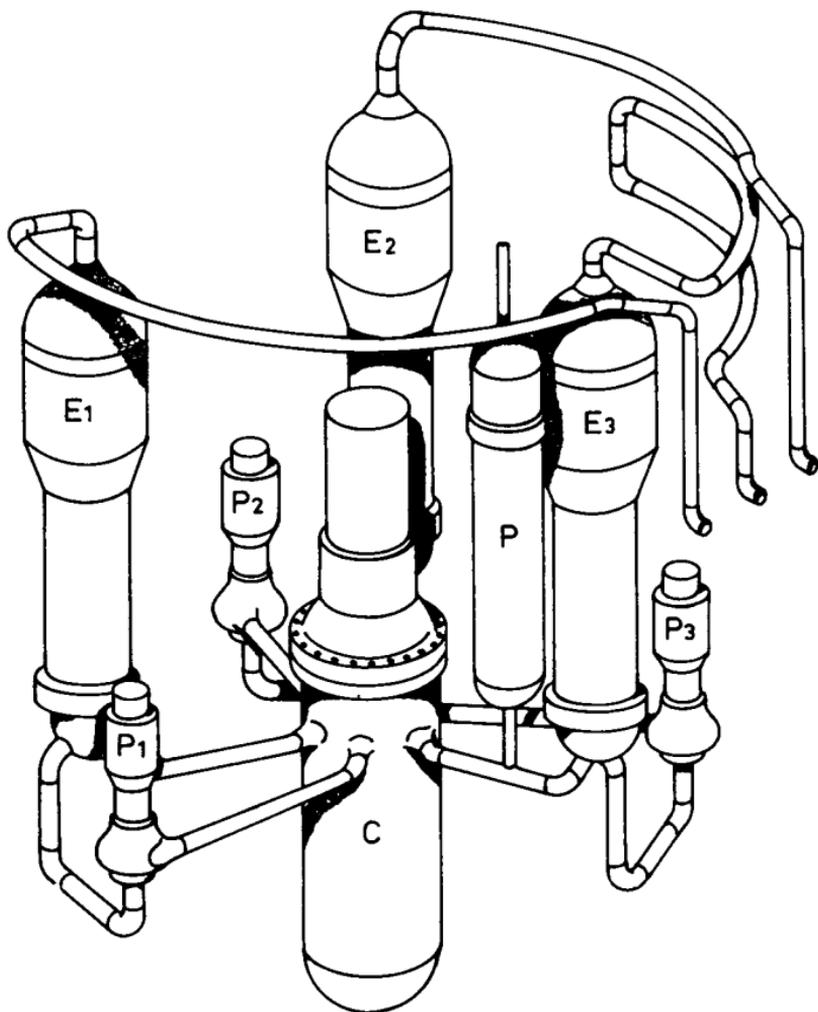
1. LA RUPTURE DE LA CUVE

Les cuves en acier ont les dimensions suivantes :

	Diamètre intérieur (cm)	Épaisseur (cm)	Hauteur (cm)	Poids (tonnes)	Pression (bars)
PWR (900 MWe)	400	20	1230	317	155
PWR (1300 MWe)	500	14	2100	550	72
BWR (1000 MWe)	440	22	1360	394	155

Les causes de rupture que l'on peut imaginer sont diverses, sans que l'on puisse prétendre les connaître toutes.

Parmi les causes externes, on peut envisager un sabotage de grande envergure, un séisme exceptionnel, des missiles externes



Chaudière nucléaire d'une centrale PWR de 900 MWe.

C = la cuve contenant le réacteur. E1, E2, E3 = les échangeurs.

P1, P2, P3 = les pompes primaires. P = le pressuriseur.

non prévus, une accumulation d'erreurs humaines graves. Parmi les causes liées à la conception, la construction et l'exploitation de l'installation : un défaut important de fabrication non décelé lors des contrôles, un défaut mineur évoluant pendant le fonctionnement par érosion, corrosion ou vibrations ou du fait de l'emploi de matériaux trop fragiles vis-à-vis de l'irradiation des neutrons.

Une étude publiée par l'ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards, organisme américain) à partir de statistiques sur des cuves non nucléaires, admet un taux de défaillance par an et par cuve de l'ordre de 10^{-5} pour ce type de cuve. Compte tenu de la qualité et des contrôles de la réalisation dans le domaine nucléaire, l'ACRS estime ce taux inférieur à 10^{-6} par an et par cuve de réacteur (1 chance sur 1 million par cuve et par an).

Ce sont ces chiffres qui justifient le fait de ne pas prendre la rupture de la cuve en compte pour le dimensionnement de la centrale. La rupture de la cuve entraînerait la perte de la première barrière (fusion de combustible) et vraisemblablement de la troisième (confinement). On se trouverait dans le cas de l'accident grave non prévu pour l'installation : la prise en compte de cet accident équivaldrait à une remise en cause complète des conceptions actuelles des réacteurs à eau ordinaire. Il faut noter ici que les chiffres de l'ACRS sont très fortement contestés par les spécialistes de la sûreté britanniques qui pensent que, dans l'état actuel des techniques, la probabilité de rupture est plus importante.

Il faut bien voir qu'il n'y a pas en effet de raison théorique d'exclure cette rupture (pas plus que celle d'un barrage...), mais surtout c'est un domaine où les considérations théoriques et les calculs les plus raffinés ne peuvent apporter une réponse satisfaisante. La qualité des composants est ici essentielle et l'estimation des risques sera surtout fonction de la réalisation industrielle de l'installation : choix des matériaux, tenue des soudures, sérieux des contrôles, expérience de fonctionnement suivi des installations, possibilités d'inspections détaillées en service et à l'arrêt sont les seuls garants de la non-défaillance. C'est bien dans ce domaine que l'accélération des programmes présente le plus de risques.

Le 21 septembre 1979, la CFDT a révélé par une conférence de presse l'existence de fissures dans les tubulures d'entrée et de sortie du circuit primaire sur les cuves des réacteurs PWR 900 du programme français, fabriquées dans les ateliers de Framatome (et également sur les plaques tubulaires des générateurs de vapeur). Ces fissures, constatées avant le fonctionnement, proviennent d'un défaut de fabrication, et existent très certainement sur toutes les pièces (cuves et GV) fabriquées. Elles compromettent l'intégrité de la cuve et doivent être impérativement réparées pour ne pas courir le risque de la rupture, accident qui, présumé « impossible », n'a pas de parade, et serait d'une extrême gravité.

2. LA RUPTURE DU CIRCUIT PRIMAIRE

La perte du fluide de refroidissement, si elle n'est pas compensée, aurait pour conséquence une augmentation de température des gaines et du combustible par suite de la chaleur résiduelle due à la radioactivité du combustible (il faut bien noter en effet que l'eau partie, la réaction en chaîne s'arrête faute de modérateur). Un tel accident, le LOCA (Loss of Coolant Accident) nécessite donc des dispositifs de refroidissement de secours qui doivent noyer le cœur suffisamment à temps pour limiter la détérioration du gainage.

Les solutions adoptées actuellement dans les deux filières conçues aux États-Unis sont différentes :

- PWR** - injection par pompage à haute pression ;
- injection d'eau par décharge d'accumulateur (réservoirs) sous pression intermédiaire ;
- injection d'eau par pompage à basse pression.

Ces trois dispositifs d'injection sont raccordés sur les tuyauteries d'entrée dans la cuve pour les accumulateurs, sur les tuyauteries d'entrée et de sortie pour l'injection par pompage.

- BWR** - aspersion du cœur par pompage à haute pression ;
- injection d'eau par pompage à basse pression ;
- aspersion du cœur par pompage à basse pression ;
- système de décompression automatique pour les petites brèches.

Tous ces dispositifs sont connectés directement sur la cuve.

A titre d'exemple, prenons l'accident de la rupture franche et soudaine d'une grosse tuyauterie primaire (rupture « guillotine ») dans un PWR, qui constitue un des accidents de dimensionnement pour le projet.

a. *Que se passerait-il si aucune parade n'était prévue (absence de refroidissement de secours) ?*

Le combustible, n'étant plus refroidi, s'échaufferait très rapidement. Les gaines fondraient et le combustible lui-même atteindrait, partiellement au moins, la fusion. Les produits de fission volatils seraient donc libérés et se répandraient dans le circuit primaire, puis dans l'enceinte de confinement. Dans certains cas, on pourrait envisager que la vaporisation de toute l'eau du circuit primaire ou des réactions chimiques secondaires (métal-eau, combustible-eau) engendrent des pressions qui entraîneraient des fissurations de l'enceinte de confinement et donc une fuite des produits de fission volatils vers l'extérieur.

Même si l'enceinte de confinement résistait, le combustible en fusion pourrait percer la cuve, puis sans doute le radier du bâtiment avant de se disperser à long terme dans le sol (accident dénommé « syndrome chinois »).

b. *Comment intervient le refroidissement de secours* (en américain : ECCS, Emergency Core Cooling System) ?

- Les pompes à haute pression sont de faible capacité (1000 litres/minute) et jouent avec un certain retard : leur rôle est limité au cas des petites brèches, lorsque la dépressurisation est lente.

- Les accumulateurs sont de forte capacité (28 000 litres environ à la pression de 45 bars) ; il y a un accumulateur par boucle de refroidissement, branché sur la tuyauterie d'entrée ou branche froide. L'eau est injectée sans retard dès que la pression du circuit primaire devient inférieure à celle des accumulateurs.

- Les pompes à basse pression, au nombre de deux, sont de forte capacité (plus de 10 000 litres/minute). Elles entrent en action lorsque la pression du circuit primaire atteint environ 12 bars et avec un retard de 25 secondes environ. Elles servent essentiellement à réinjecter dans le circuit primaire l'eau qui a quitté le réacteur et a été récupérée dans les puisards. En fin d'accident, elles permettent d'assurer une circulation suffisante pour évacuer la puissance résiduelle.

c. *Comment se déroule le refroidissement pendant l'accident ?*

L'étude *théorique* de l'accident permet de distinguer quatre phases successives :

- la dépressurisation (*blow-down*) : la pression du circuit primaire chute jusqu'à environ 4 bars. Déjà, à partir de 45 bars, intervient l'eau des accumulateurs, qui s'écoule d'abord à l'extérieur de la cuve, tandis que la température du combustible et de la gaine continue à monter ;

- le remplissage : l'eau des accumulateurs et des pompes remplit le fond de la cuve.

- le renoyage : l'eau remonte progressivement dans le cœur et la température du combustible se stabilise puis commence à décroître ;

- l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur noyé est faite grâce aux pompes à basse pression.

Il faut bien voir que dans ce « scénario » les temps sont très importants puisqu'il s'agit de noyer le cœur avant que les gaines ne cèdent et que le cœur ne fonde.

d. *Quelles sont les incertitudes sur le système de refroidissement de secours ?*

Le déroulement présumé de l'accident résulte d'un certain nombre de calculs qui sont extrêmement complexes et qui le seraient encore plus si tous les phénomènes physiques intervenant au cours de l'accident étaient décrits avec exactitude. Certains phénomènes sont en effet mal connus : déséquilibre thermique et de vitesse des phases liquide et vapeur, en particulier au moment de l'injection de secours, coefficients d'échange au moment de l'injection de secours, coefficients d'échange en régime transitoire, débits à la brèche, entraînement de l'eau vers les générateurs de vapeur durant la phase du renoyage, comportement des pompes en double phase, comportement des gaines, etc. Pour pallier cette méconnaissance, des hypothèses simplificatrices ont été prises pour effectuer ce que l'on appelle les calculs de sûreté. Ces hypothèses sont dites pessimistes par leurs auteurs, car elles sont choisies dans le sens d'une aggravation du risque lorsque le phénomène est mal ou pas connu. Actuellement des efforts considérables sont réalisés dans différents pays pour développer des programmes de calcul utilisant d'énormes moyens informatiques capables de fournir des résultats physiques : Trac et Thor aux Etats-Unis, Poséidon en France devraient permettre d'avoir une bonne connaissance des marges de sécurité dont on dispose (en particulier sur les températures de gaine atteintes).

Pour vérifier les résultats de ces calculs, il est nécessaire de disposer de données expérimentales. Aussi un grand nombre d'études expérimentales sont en cours ou en projet dans plusieurs pays. Ce sont soit des expériences analytiques visant à comprendre et étudier tel ou tel phénomène particulier, soit des expériences globales sur le phénomène dans son ensemble, soit des expériences identiques réalisées à des tailles différentes afin de vérifier les effets d'échelle (par exemple Semiscale et Loft aux Etats-Unis dont les rapports d'échelle sont les mêmes qu'entre Loft et un réacteur pressurisé de puissance).

Les trois expériences les plus importantes sont :

— En France, la boucle en pile Phébus, installée à Cadarache, dont la divergence a eu lieu en août 1978, qui permettra l'étude du comportement du combustible des réacteurs pressurisés au cours de l'accident de dépressurisation suivant divers modes de rupture du circuit primaire (emplacement et taille de la brèche). Différents types d'injection de secours seront

utilisés. Les résultats obtenus seront difficilement transposables aux réacteurs de puissance du fait d'une géométrie et d'échelles très différentes.

— Aux Etats-Unis, le réacteur Loft (*Loss of fluid Test*, 55 MW thermiques) dont les premiers essais ont eu lieu au cours de l'année 1977 et ont montré le bon fonctionnement des dispositifs d'injections de secours. Le premier essai nucléaire a eu lieu en décembre 1978.

— Aux Etats-Unis, le réacteur PBF dont la nouvelle orientation des programmes va permettre d'étudier le comportement du combustible à l'état vierge, puis irradié, au cours de l'accident de dépressurisation. Les essais sont prévus de 1978 à 1980.

Signalons également en France plusieurs autres expériences étudiant une phase particulière de l'accident : boucle Ersec (étude du remouillage) et boucle Omega (étude du coefficient d'échange pendant le transitoire de dépressurisation) à Grenoble ainsi que l'expérience Edgar à Saclay qui étudie le comportement des gaines au cours de l'accident.

Malgré cet effort justifié par l'importance du problème, les progrès sont lents, du fait de la complexité aussi bien théorique (modélisation) qu'expérimentale (métrologie insuffisante). De plus les expériences en pile n'ont pas encore donné de résultats et aucune ne peut prétendre représenter valablement la totalité du phénomène. Au stade actuel, rien ne permet d'assurer en toute honnêteté scientifique que les hypothèses prises dans les calculs et les résultats qui en découlent sont réellement pessimistes, c'est-à-dire que la sûreté est largement assurée.

Enfin, la faible expérience de fonctionnement des grands réacteurs de puissance (quelques années) et la rapidité des réalisations actuelles laissent dans l'ombre toutes les conséquences secondaires de ce type d'accident au niveau des structures et des composants du réacteur, ainsi que les interactions possibles entre différents accidents (par exemple la rupture de la cuve ne peut-elle pas être une conséquence de la dépressurisation violente causée par une rupture du circuit primaire ?).

3. L'ACCIDENT DE THREE MILE ISLAND

Le 28 mars 1979, il s'est produit un grave accident dans la centrale nucléaire de Three Mile Island en Pennsylvanie,

aux Etats-Unis. Cet accident, sur un réacteur PWR, a mis en évidence un certain nombre de défauts de conception et de sûreté très graves. Nous en faisons ici un bref compte rendu à partir des informations officielles connues au début du mois d'avril 1979.

La centrale de Three Mile Island comprend deux unités. La première, d'une puissance nette de 820 MWe, a divergé en juin 1974 ; la seconde, d'une puissance nette de 905 MWe, a divergé en mars 1978 et a été mise en exploitation commerciale en décembre 1978. Les deux unités ont une chaudière nucléaire de la filière PWR, fabriquée par Babcock et Wilcox (B et W). L'accident s'est produit sur la seconde unité, la première était à l'arrêt pour rechargement. La seconde unité fonctionnait à 98 % de sa puissance nominale et avait déjà fourni au réseau plus d'un milliard de kWh.

Le déroulement de l'accident

Le début de la séquence accidentelle est à 4 heures du matin, le 28 mars. A ce moment-là, les vannes d'admission de l'eau alimentaire des générateurs de vapeur (GV) se sont fermées de façon anormale (origine probable : circuit d'air comprimé). Lorsque ceci se produit (c'est assez fréquent), l'alimentation de secours des GV (ASG) doit se mettre en marche pour que la circulation de l'eau du circuit secondaire continue à être assurée, donc que les GV continuent à extraire la chaleur du circuit primaire.

La pompe de l'ASG a démarré, mais la vanne de ce circuit était anormalement fermée et ne s'est pas ouverte (deuxième défaillance). Les GV n'ont plus été alimentés en eau et se sont vidés (ce sont des GV à tubes droits qui se vidant en 40 secondes environ). L'assèchement des GV a eu deux conséquences : l'arrêt de la turbine ; la montée en température de l'eau du circuit primaire et par conséquent sa montée en pression.

La pression a donc monté dans le circuit primaire et par conséquent dans le pressuriseur. Entre trois et six secondes après le déclenchement de la turbine, la vanne de décharge du pressuriseur s'est ouverte (à 157 bars). Environ 6 secondes après, alors que la pression était à 165 bars, les barres de contrôle sont tombées et le réacteur a été arrêté. L'eau du circuit primaire s'est déversée par la vanne du pressuriseur dans un réservoir de décharge. Normalement, cette vanne doit se refermer lorsque la pression a suffisamment baissé. Mais cette vanne *ne s'est pas refermée*, et l'eau du circuit

primaire a continué à être déversée dans le réservoir. Celui-ci a une pression limite (environ 10 bars) : ses membranes ont cédé et l'eau du circuit primaire s'est déversée dans l'enceinte de confinement du réacteur. Il semble que la soupape du pressuriseur ne se soit pas refermée parce que celui-ci était totalement en eau et non en vapeur. On était alors en présence d'un accident de perte de fluide de refroidissement du circuit primaire (Loca : *Loss of Coolant Accident*) dit de « petite brèche » par opposition aux accidents supposés où il y aurait une véritable rupture du circuit primaire.

Donc l'injection de secours (ECCS : *Emergency Core Cooling System*) d'eau extérieure dans le circuit primaire a démarré, sur le signal de basse pression au niveau du pressuriseur : les pompes « haute pression » de l'ECCS ont démarré.

La vanne du pressuriseur restant ouverte et l'ECCS ayant tendance à faire monter la pression, l'opérateur a arrêté l'injection de secours.

Une heure environ après le début de l'accident, l'opérateur, craignant une cavitation et la perte des pompes, arrête les pompes primaires.

On en arrive à une situation où il y a perte d'eau primaire par la vanne du pressuriseur, plus d'arrivée d'eau par l'injection de secours et même plus de circulation de l'eau primaire. Ceci a pour conséquence une baisse de l'eau dans la cuve du réacteur, mettant à nu le haut des assemblages combustibles et entraînant des ruptures de gaines. On estime que le quart des gaines a été ainsi endommagé. Il peut y avoir eu également une ébullition avec formation de bulles contre les combustibles et donc également ruptures de gaines. Ceci a deux conséquences : libération de produits de fission gazeux (krypton, xénon, iode) et entraînement possible de produits de fission non gazeux (cesium 137, strontium 90, etc.) ; réaction entre le zirconium de la gaine et l'eau (à 800 °C) entraînant la formation d'hydrogène.

La vanne du pressuriseur s'est alors refermée : on aurait dû se retrouver dans une situation normale avec le circuit primaire isolé et on aurait pu refroidir normalement le cœur en fonctionnant avec un GV (l'autre était endommagé), mais il y avait deux points noirs :

- la présence d'eau, de vapeur, de gaz radioactifs et d'hydrogène dans l'enceinte de confinement,
- la présence d'une bulle gazeuse (gaz rares et hydrogène) dans le haut de la cuve du réacteur.

L'eau issue du circuit primaire et se trouvant en grande quantité dans le bas de l'enceinte de confinement a été évacuée dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires, et les pompes du circuit correspondant n'étaient pas étanches : les produits gazeux ont été aspirés, l'iode a été retenu par les filtres et les gaz rares radioactifs ont été relâchés dans l'environnement.

Le 28 mars, aux environs de 20 heures, on pouvait penser que l'accident était terminé : dommages importants sur le cœur, radioactivité importante dans le circuit primaire, radioactivité élevée dans l'enceinte de confinement et le bâtiment auxiliaire, mais une situation apparemment contrôlée. Et pourtant on a pu craindre la catastrophe jusqu'au 2 avril. Ceci à cause de deux difficultés :

- dans la cuve au-dessus de l'eau et du cœur, il y avait une bulle de gaz (gaz de fission et hydrogène) dont le volume ne pouvait pas être mesuré : si elle occupait un fort volume, on risquait une recombinaison explosive de l'hydrogène avec l'oxygène ou un grossissement (si la pression baissait) qui conduirait à une nouvelle surchauffe du cœur ;

- dans l'enceinte, il y avait des gaz radioactifs et de l'hydrogène. Si la teneur en hydrogène atteignait 4 %, il pouvait y avoir une explosion qui risquait de fissurer l'enceinte de confinement et d'entraîner de très fortes fuites radioactives vers l'extérieur. Or, la teneur a atteint près de 2 %, et il a eu le 29 mars une explosion localisée d'hydrogène dans l'intérieur de l'enceinte : le danger était donc bien réel. Il fallait installer un dispositif permettant la recombinaison catalytique de cet hydrogène avec l'oxygène de l'air, et l'appareil, volumineux et de branchement délicat, n'a pu être mis en place qu'au bout de quelques jours.

Ceci a permis de diminuer la teneur en hydrogène et donc d'écarter les risques d'explosion. D'autre part, il s'est avéré que la bulle à l'intérieur de la cuve était de dimensions réduites : elle s'est dissoute progressivement dans l'eau, et les gaz ont été évacués au pressuriseur. A partir du 2 avril, la situation est sans danger mais il faut attendre le lent refroidissement des circuits et la diminution de la radioactivité pour que l'on puisse dire que l'accident est totalement terminé.

Les premiers enseignements de l'accident

Il faudra connaître tous les détails de l'accident pour en tirer toutes les conséquences. On peut cependant d'ores et déjà dire un certain nombre de choses.

1. Il n'est plus possible de dire que les grands réacteurs de puissance à eau ordinaire ne peuvent pas connaître d'accidents graves allant jusqu'à la détérioration d'éléments combustibles et au relâchement de radioactivité dans l'atmosphère. L'accident n'a pas eu pour cause une défaillance majeure du réacteur mais un enchaînement de mauvais fonctionnements, certains dus à des erreurs de conception : l'industrie nucléaire, même dans le pays où elle est la plus puissante et la plus expérimentée, n'a pas atteint un niveau suffisant de fiabilité.

2. Il y a eu dans le déroulement de l'accident des événements qui n'avaient pas été prévus, ou imaginés. Certaines parades ont correctement fonctionné, comme le refroidissement de secours, mais leur action a été entravée par d'autres actions imprévues, comme par exemple la non-fermeture de la vanne du pressuriseur. La présence d'une bulle de gaz à l'intérieur de la cuve n'avait pas été envisagée ni étudiée. Les évaluations actuelles d'accidents ne permettent pas de tenir compte, dans l'« enveloppe » de l'accident maximum, de tous les accidents susceptibles de se produire.

3. Si les réacteurs construits en France depuis 1970 le sont sous licence Westinghouse, ce sont des PWR de conception très voisine de celle du réacteur accidenté. Qu'il s'agisse de la soupape du pressuriseur, de l'évacuation de l'eau de l'enceinte de confinement dans le bâtiment auxiliaire, du circuit de secours commun aux générateurs de vapeur, les mauvais fonctionnements et l'enchaînement de défaillances qui se sont produits à Three Mile Island peuvent se produire en France.

4. Le risque connu d'explosion d'hydrogène dans l'enceinte de confinement appelle deux exigences :

- une double enceinte de confinement,
- l'exclusion de l'implantation d'installations nucléaires dangereuses et donc de centrales nucléaires dans des zones à forte densité de population.

5. En ce qui concerne l'accident de Three Mile Island lui-même, il semble que le point le plus inquiétant soit celui de la chute des barres de contrôle dont on a vu qu'elle s'était produite très tard, sur un signal haute pression au pressuriseur alors que la vanne de celui-ci était déjà ouverte, ce qui aurait pu, semble-t-il, entraîner que la pression n'atteigne pas un niveau suffisant et que les barres ne tombent pas. Or, dans les études de sûreté des réacteurs à eau, on n'envisage pas de défaillance possible du système de chute des barres.

Discussion

Aux nombreuses questions posées sur les risques d'accidents, il est difficile d'apporter des réponses précises. Malgré les précautions prises, au moins théoriquement, il reste de nombreuses incertitudes particulièrement inquiétantes dans le contexte des décisions prises en France.

1. L'expérience de fonctionnement des grands réacteurs de puissance à eau ordinaire est encore récente. Aux Etats-Unis, les unités de l'ordre de 1000 MWe n'ont que quelques années d'existence et en France la première, Fessenheim 1, n'a démarré qu'en 1977. Or, plus de trente unités de ce type devraient fonctionner en France en 1985 : on ne sait même pas dans quelles conditions elles « vieilliront ».

2. Il reste de nombreuses inconnues sur le comportement d'un réacteur en régime accidentel. Les analyses d'accidents reposent essentiellement sur des modèles mathématiques imaginés par les spécialistes et utilisant des hypothèses sur le déroulement du phénomène physique, dont le choix relève autant du consensus entre physiciens que d'une réelle connaissance. Les résultats expérimentaux sont dans ces domaines particulièrement rares et souvent peu significatifs, quand ils existent. C'est un domaine où la confrontation entre spécialistes compétents, défendant des intérêts différents, serait primordiale, mais ne peut pratiquement pas avoir lieu : ces études restent l'apanage d'organismes engagés par ailleurs dans la promotion du nucléaire.

3. On peut se demander si la notion d'accident de référence, ou dimensionnement, est justifiée, car il existe très certainement des accidents plus graves (auxquels on a pu ne pas penser). En réponse à cela, il faut dire qu'il s'agit essentiellement d'un moyen pratique pour dimensionner l'installation et analyser sa sûreté. Etant donné l'extrême complexité des phénomènes à analyser, on s'attache actuellement davantage à présenter un schéma d'accident cohérent et suffisamment pessimiste qui pourra obtenir le consensus des spécialistes, plutôt qu'à tenter de représenter de manière exacte les processus susceptibles de se produire dans la réalité.

La probabilité d'un tel accident est certainement très faible, mais il est quasiment impossible de la chiffrer à l'heure actuelle. Ne peut-il exister d'autres accidents beaucoup plus probables et dont les conséquences seraient pires ? Les spécialistes seraient tentés de répondre non, mais l'expérience de ces systèmes est trop faible pour que l'on puisse prétendre les

connaître entièrement et, à la limite, ce genre de questions dépasse la compétence technique et pose le problème de l'infailibilité humaine.

4. Le choix en France de la filière PWR conçue aux Etats-Unis est présenté comme étant justifié essentiellement par l'acquis, par le biais de la licence, de l'expérience américaine en la matière. Ceci n'est vrai qu'en partie, surtout dans le domaine de la sûreté, car les accords de licence imposent d'admettre que les études ont été faites et bien faites : les résultats détaillés des études de recherche et développement ne sont pas transmis et il est en tout cas très difficile d'obtenir tous les éléments permettant de se faire un jugement indépendant.

Il n'est en tout cas pas possible de se référer d'un côté à l'expérience de fonctionnement des centrales américaines pour défendre le programme français et proclamer, si une centrale américaine a un accident, que cela ne peut pas se passer en France parce que les systèmes sont différents.

De nombreux incidents et accidents ont eu lieu et ont lieu sur les centrales américaines. Les centrales françaises à eau ordinaire ne font que démarrer ; il serait bien étonnant qu'elles ne connaissent pas des déboires comparables : reste à savoir s'ils ne seront pas plus importants et s'ils seront maîtrisés avec la même efficacité et le même souci d'information.

7. Sûreté des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium

Caractéristiques de sûreté des réacteurs à neutrons rapides

1. LE COMBUSTIBLE

Le cœur du réacteur comprend deux parties :

- Une partie centrale ou *fissile*, est composée d'oxydes de plutonium et d'uranium ; c'est là qu'ont lieu la plupart des fissions qui libèrent l'énergie calorifique.
- Une partie externe ou *fertile*, est composée d'oxyde d'uranium naturel.

Les neutrons qui viennent de la partie centrale transforment l'uranium 238 en plutonium 239 : globalement la quantité de

plutonium formée dans la zone externe est supérieure à celle consommée dans la zone centrale, d'où le nom de « surrégénérateur » donné à ce type de réacteur. Le tonnage élevé de plutonium dans le cœur et son utilisation comme combustible posent des problèmes de sécurité que nous avons abordés au chapitre 2.

Le cœur du réacteur est le siège d'un flux de neutrons très intense et de températures élevées. Ceci entraîne une détérioration dans le temps des qualités mécaniques des aciers des gaines et assemblages qui contiennent le combustible et impose une limitation du temps de séjour dans le cœur et donc du taux de combustion, des éléments combustibles. Par ailleurs, du fait de la température élevée, les gaines du combustible sont proches des limites technologiques, ce qui implique de nombreux dispositifs de surveillance.

2. LE CŒUR

- A puissance égale, le cœur d'un réacteur à neutrons rapides est de taille plus modeste qu'un cœur de réacteur à eau ordinaire. Ceci lui confère une stabilité intrinsèque et simplifie les problèmes de régulation et de contrôle. Cette simplicité contribue à la fiabilité du système.

- Le coefficient de température du combustible (coefficient Doppler) est négatif. Cette caractéristique de sûreté intrinsèque se retrouve dans tous les types de réacteurs (l'effet Doppler négatif est d'ailleurs plus important pour un réacteur à eau, par exemple).

- Le coefficient de vide du sodium est positif dans certaines régions du cœur : c'est-à-dire que tout accident conduisant à un assèchement du combustible après ébullition du sodium dans ces régions se traduit par une augmentation de réactivité et donc de puissance. Ce phénomène est important. A l'inverse du précédent, il est défavorable pour la sûreté.

- Les grandes densités de puissance (5 fois celle d'un PWR) et la compacité du cœur le rendent très sensible aux défauts locaux de refroidissement. Un sous-refroidissement important d'un assemblage combustible pourrait conduire à sa fusion. On peut aussi envisager que ce phénomène se propage à des assemblages voisins. L'analyse de ces processus est très complexe, étant donné la multiplicité des causes initiatrices possibles et les incertitudes existant sur le phénomène de propagation. Tout ceci implique une surveillance très étroite du cœur, y compris au niveau de chaque assemblage, par des

systèmes de détection diversifiés et redondants, qui déclenchent automatiquement des actions de sécurité (baisse de puissance, arrêt du réacteur). De plus, au niveau de la conception, de nombreuses dispositions sont prises pour assurer en toutes circonstances un refroidissement correct.

- Enfin, contrairement à la plupart des autres types de réacteurs (les deux précédents en particulier), le cœur n'est pas dans sa configuration la plus réactive (ou la plus favorable à la réaction en chaîne). Ceci veut dire que si, pour une quelconque raison, les assemblages combustibles pouvaient se rapprocher les uns des autres ou si, à la suite d'une fusion partielle, le combustible se rassemblait dans une région du réacteur, il y aurait possibilité de formation de masses critiques conduisant à une *excursion nucléaire* libérant une grande quantité d'énergie sous forme explosive. La *vaporisation* d'une partie du cœur pourrait être atteinte. Un tel accident conduirait, en cas de rupture de l'enceinte, à la diffusion d'aérosols de plutonium hautement toxiques dans l'atmosphère. Il faut noter qu'il n'est pas possible, dans un réacteur à eau ordinaire, de vaporiser le combustible. Ce point sera examiné de façon plus approfondie dans la suite.

3. LE RÉFRIGÉRANT

Les remarquables qualités thermiques du sodium liquide (grande capacité calorifique, température d'ébullition élevée) ont été prépondérantes dans le choix qui en a été fait comme fluide réfrigérant. Etant donné la grande marge existant entre la température de fonctionnement du fluide et sa température d'ébullition, il n'est pas nécessaire de le pressuriser. Ainsi, alors que le circuit primaire (cuve + tuyauteries) d'un réacteur à eau légère doit contenir des pressions très élevées (environ 70 bars pour un BWR et 150 bars pour un PWR), la pression du circuit primaire d'un réacteur à neutrons rapides en fonctionnement normal est de l'ordre de 5 à 6 bars seulement (pression hydrostatique plus pression de refoulement des pompes).

La grande capacité calorifique du sodium confère au circuit primaire, surtout la conception intégrée (Phénix, Super-Phénix), une inertie thermique considérable qui est un facteur de sûreté essentiel. Ainsi, en l'absence de toute évacuation de chaleur, la température du sodium qui baigne le cœur du réacteur ne s'élève que de quelques dizaines de degrés par heure après l'arrêt. Ceci laisse des délais d'intervention importants avant que ne soient dépassées les limites technologiques du cœur.

Grâce à cette inertie thermique également, les transitoires hydrauliques, même les plus sévères, n'ont pas de conséquences graves. Enfin, la densité du sodium liquide variant beaucoup avec la température, ce fluide se prête particulièrement bien à la convection naturelle, qui est un moyen intrinsèquement sûr pour évacuer la puissance résiduelle d'un réacteur. Toutes ces qualités font que le problème du refroidissement de secours du cœur (ECCS), qui n'a pas fini de soulever des controverses sur les réacteurs à eau ordinaire, ne se pose pratiquement pas pour un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium.

A côté de ces avantages incontestables, le sodium présente des inconvénients en raison de ses diverses incompatibilités et de son activation sous un flux de neutrons :

- **Incompatibilité avec le combustible fondu** : ce phénomène n'est pas lié à la nature chimique du sodium mais il est de nature thermodynamique. Lorsque l'on met brutalement en contact un métal fondu à très haute température (et sous forme divisée) avec un liquide beaucoup plus froid, il y a un transfert de chaleur extrêmement rapide qui se traduit par une vaporisation du liquide et une libération d'énergie importante. Dans le cas des réacteurs, ce phénomène peut se coupler à un accident de fusion du cœur et en aggraver considérablement les conséquences. Nous y reviendrons plus loin.

- **Incompatibilité avec l'eau** : le sodium réagit violemment avec l'eau pour former des oxydes de sodium, de la soude et de l'hydrogène. Cette réaction exothermique peut se produire en particulier en cas de fuite, au niveau des générateurs de vapeur, appareils permettant le transfert de chaleur du sodium à l'eau puis à la vapeur qui sert à faire tourner la turbine. Ce type d'accident sera étudié plus précisément dans la suite.

- **Incompatibilité avec l'oxygène de l'air** : le sodium liquide brûle spontanément dans l'air, d'où il résulte des risques importants d'incendie. Ceci implique de nombreuses précautions. En particulier, toutes les capacités qui contiennent du sodium sont sous atmosphère inerte (azote ou argon). De ce type d'accident, nous reparlerons également dans la suite.

- **Dans le flux de neutrons élevé qui règne dans le cœur**, le sodium (Na) s'active pour donner les isotopes ^{22}Na de demi-vie 2,6 ans et ^{24}Na de demi-vie 15 h. Il en résulte une forte activité du sodium. C'est pour cette raison, entre autres, que les projets français ont choisi la conception « intégrée » de ces réacteurs, où tout le circuit primaire (pompes et échangeurs compris) est contenu dans une cuve unique. Ceci nécessite également l'interposition, entre le sodium primaire actif et l'eau des générateurs

de vapeur, d'un circuit de sodium secondaire inactif, pour éviter la possibilité de réaction entre le sodium actif et l'eau.

4. LE SYSTÈME DE SÛRETÉ

Quatre barrières sont interposées entre les produits radioactifs et l'environnement : la gaine du combustible, la cuve principale et la dalle, la cuve de sécurité surmontée par un dôme qui double la cuve principale, l'enceinte de confinement.

Les troisième et quatrième barrières doivent empêcher le relâchement vers l'extérieur des produits radioactifs en cas d'accident du cœur.

Les principaux systèmes de secours sont : l'arrêt d'urgence constitué d'un système principal de barres de commande et d'un système complémentaire, les systèmes d'évacuation de secours de la puissance résiduelle, le récupérateur de combustible (s'il fond) au fond de la cuve principale, les dispositifs d'isolement des différentes enceintes et les systèmes de ventilation de secours.

Les accidents

Nous parlerons de trois types d'accidents spécifiques du réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium : le feu de sodium, la réaction sodium-eau et l'accident de fusion du cœur.

1. FEU DE SODIUM

Le sodium liquide brûle spontanément dans l'air à partir d'une température voisine de 140°C. La combustion s'accompagne d'émission de fumées opaques et très nocives chimiquement, constituées d'oxydes de sodium. Au risque chimique s'ajoute le risque radioactif si le sodium est actif. Cependant, l'énergie dégagée par cette combustion est très inférieure à celle d'un feu d'hydrocarbure, par exemple. Étant donné les quantités considérables de sodium présentes dans un réacteur (1200 tonnes pour Phénix, environ 5000 tonnes pour un 1200 MWe), les feux de sodium constituent une source potentielle très importante d'accidents. C'est pourquoi de nombreuses dispositions sont prises pour éviter au maximum toute fuite de sodium et pour les détecter le plus rapidement possible :

- le circuit primaire (sodium actif) est maintenu dans une atmosphère d'argon et confiné dans plusieurs enveloppes ;

- les circuits auxiliaires qui contiennent du sodium actif sont installés dans des cellules en atmosphère d'azote ;
- les fuites éventuelles susceptibles de se produire sur les grosses tuyauteries de sodium secondaire sont canalisées vers des capacités où on limite la circulation de l'air au niveau de la nappe de sodium ;
- tous les circuits sont vidangeables rapidement dans des réservoirs sous argon ;
- la plupart des tuyauteries sont munies d'un système de détection de fuites.

Malgré les nombreux travaux, tant théoriques qu'expérimentaux, qui sont menés en France et à l'étranger, il n'existe encore aucun moyen d'éteindre un feu de sodium d'une ampleur qui dépasse quelques centaines de kilos. De plus, on ignore encore pratiquement les conséquences que peuvent avoir sur l'environnement (population, végétation, faune) la propagation et les retombées d'un nuage de fumées provenant d'un feu de sodium.

Parmi tous les accidents susceptibles de se produire sur un réacteur au sodium, le feu de sodium qui semble être l'un des plus probables peut aussi devenir l'un des plus dangereux.

2. RÉACTION SODIUM-EAU

Le sodium, nous l'avons vu, réagit violemment avec l'eau. Cette réaction produit un dégagement d'hydrogène. Dans le générateur de vapeur, qui est le lieu privilégié de cette réaction, ce dégagement gazeux se traduit par des pics de pression élevés qui entraînent des transitoires hydrauliques importants dans le circuit de sodium secondaire, par suite de la poussée de l'hydrogène dégagé.

Il faut noter en premier lieu que ce type d'accident n'est pas de nature nucléaire : en effet, il ne met pas en jeu de produits actifs, pour autant que la barrière qui existe entre le sodium primaire et le sodium secondaire, c'est-à-dire les tubes d'échange des échangeurs intermédiaires, n'ait pas été endommagée par la réaction. Ceci étant, de nombreuses dispositions sont prises pour minimiser les conséquences d'un tel accident, mais davantage dans un souci de protection du matériel que de protection du public, puisque le risque qu'il encourt en de telles circonstances est très limité.

Parmi ces dispositions, la principale est la présence de membranes d'éclatement à la base des générateurs de vapeur ; elles permettent l'évacuation des produits de la réaction et en parti-

culier de l'hydrogène qui brûle à la sortie d'une cheminée. La rupture de ces membranes entraîne automatiquement la décompression et la vidange rapide de l'appareil, tant côté sodium que côté eau-vapeur. De plus, au niveau de la prévention de l'accident, on mesure en permanence la concentration d'hydrogène dans le sodium afin de détecter la moindre fuite d'eau ou de vapeur sur un tube d'échange des générateurs de vapeur.

Les générateurs de vapeur eux-mêmes, ainsi que les circuits de sodium secondaire, sont généralement conçus pour résister aux pressions engendrées par la rupture complète et instantanée d'un tube d'eau ou de vapeur. De nombreuses études ont été effectuées et sont encore en cours actuellement pour montrer qu'il ne peut y avoir de ruptures en chaîne des tubes. Quant aux ruptures simultanées, la cause peut en être surtout une agression d'origine externe, telle la chute d'un avion sur le générateur de vapeur.

Signalons pour terminer qu'une réaction sodium-eau violente s'est produite récemment sur une centrale nucléaire équipée d'un surrégénérateur en URSS : une mauvaise surveillance de l'installation en serait la cause. Trois générateurs de vapeur (sur six) ont été endommagés.

3. ACCIDENTS AU NIVEAU DU CŒUR

Le cœur étant la source principale de produits dangereux hautement actifs, tous les accidents qui peuvent l'affecter doivent être étudiés dans le détail. Il faut en particulier analyser les causes et les conséquences des déséquilibres qui peuvent survenir entre la puissance produite dans le combustible et la puissance extraite par le réfrigérant. Il existe toute une gamme d'accidents possibles dont la probabilité n'est cependant pas une fonction directe de la gravité. Si, dans ce domaine, on laisse libre cours à son imagination, on peut évidemment être amené à envisager des accidents absolument catastrophiques que nulle enceinte ne saurait contenir de façon sûre. Toute la difficulté réside dans le discernement, parmi tous les accidents imaginables, de ceux qui sont effectivement possibles ou probables.

Pratiquement, un certain nombre d'accidents sont bien connus et répertoriés : éjection d'une barre de contrôle, passage d'une bulle de gaz dans le cœur, bouchage d'un assemblage, etc. On s'assure que leurs conséquences ne sont pas

graves et, en particulier, qu'ils ne conduisent pas à une fusion même partielle du combustible.

Parmi les autres accidents envisageables, on en choisit un qui réalise un compromis, jugé raisonnable par les spécialistes de sûreté, entre des hypothèses accidentelles pessimistes et les capacités d'étanchéité et de résistance mécanique des diverses barrières séparant les produits actifs du public. Cet accident porte différents noms, suivant l'aspect sous lequel on l'envisage : « accident de référence », « accident maximum probable », « accident de dimensionnement du confinement », « accident explosif », etc. Etant donné la diversité des démarches effectuées dans les différents pays qui s'intéressent à cette filière, étant donné également que l'on ne construit pas encore de surrégénérateurs en série, chaque réacteur est présenté avec un accident de référence différent des autres. Il n'est pas question ici de décrire tous les accidents de référence ; on se bornera à donner quelques grandes lignes générales.

Initialisation : les causes de l'accident peuvent être soit complètement hypothétiques, c'est-à-dire parfaitement arbitraires, et il est impossible dans ce cas de décrire un processus physique qui les produise (exemple : introduction d'une rampe de réactivité dans le cœur, cas du réacteur Phénix), soit plus physiques (arrêt des pompes de circulation du sodium primaire simultané à une panne du système d'arrêt du réacteur, cas de Super-Phénix). Dans tous les cas, la cause produit un déséquilibre important entre la puissance engendrée dans le combustible et la puissance extraite par le réfrigérant. Ce déséquilibre entraîne une augmentation très rapide de la température du combustible et, par suite, une vaporisation du sodium. Comme on l'a vu précédemment, le coefficient de vide du sodium étant positif, cette vidange du sodium se traduit par une augmentation de réactivité et donc de puissance, qui n'est pas compensée complètement par l'effet Doppler négatif de la température du combustible. Le combustible atteint alors partiellement la fusion et le phénomène d'excursion de puissance n'est stoppé que par la dilatation du cœur et la dispersion de la partie fondue sous l'effet des gaz de fission. Aucune expérience à ce jour dans le monde ne permet de conclure à un phénomène de dispersion précoce par les gaz de fission. Ceux-ci risquent de diffuser lentement hors du combustible avant l'excursion de puissance. Il faudrait alors atteindre des températures beaucoup plus élevées, correspondant à la vaporisation du combustible, pour disperser le cœur. L'énergie thermique dégagée serait

alors deux fois plus grande et l'enceinte de Super-Phénix ne résisterait pas à la suite de l'accident. Les spécialistes américains ne tiennent d'ailleurs pas compte de l'effet inhibiteur des produits de fission dans le calcul de l'accident.

Réaction avec le sodium : on peut supposer ensuite que tout ou partie du combustible fondu interagit avec le sodium liquide qui rentrerait dans le cœur. Cette interaction libère une certaine énergie sous la forme d'une bulle de vapeur de sodium et de combustible à une pression très élevée. De multiples paramètres interviennent dans le calcul de cette énergie libérée : la taille des particules de combustible, le rapport de la masse de combustible à la masse de sodium interagissant, le temps de mélange, le temps d'interaction, etc. De nombreuses incertitudes existent encore sur certains d'entre eux et on s'efforce de choisir dans les calculs les valeurs qui conduisent aux résultats les plus pessimistes.

Conséquences mécaniques : dans cette phase, on analyse la façon dont se détend la bulle de vapeur de sodium et de combustible formée au cours de la phase précédente. On étudie en particulier l'effet des ondes de pression qui en résultent sur les structures du réacteur et surtout sur les barrières d'étanchéité (cuves, enceintes, etc.). On détermine les contraintes et déformations que subissent ces barrières et les conséquences de ces déformations. Le but de cette étude est de montrer que le système de confinement, c'est-à-dire l'ensemble des différentes barrières interposées entre le cœur et les populations, est capable de contenir l'énergie mécanique dégagée par l'accident.

Notamment, l'un des points faibles est la dalle de béton qui ferme le réacteur. Par suite de la configuration du cœur, les ondes de pression sont focalisées au centre de la dalle qui est justement un point délicat à cause de la présence d'un bouchon tournant. Aucun calcul satisfaisant n'a encore été fait concernant la tenue du bouchon de Super-Phénix ; les premiers résultats montreraient que ni la dalle ni le bouchon ne résisteraient. De même la tenue des échangeurs intermédiaires traversant la dalle n'a pas encore pu être certifiée : leur rupture entraînerait une solution de continuité dans l'enceinte de confinement.

Conséquences radiologiques : la fusion d'une partie du combustible ayant entraîné la fusion des gaines, une grande quantité des produits de fission volatils et actifs qu'elles contenaient se trouve libérée au sein du cœur. Cette phase de

l'analyse consiste à étudier le devenir de ces produits actifs : une partie reste piégée dans le sodium, une autre peut fuir dans telle ou telle enceinte, une partie est piégée par les filtres de la ventilation. Finalement, on calcule la quantité qui en est rejetée dans l'environnement et on détermine les conséquences de ces rejets pour les populations qui se trouvent dans les environs de la centrale.

Achèvement de l'accident : il s'agit de s'assurer, dans cette phase, d'une part qu'il est possible de refroidir le combustible fondu sans qu'il transperce les différentes barrières de confinement dans sa chute gravitaire, d'autre part qu'il ne peut se rassembler en une masse critique, ce qui conduirait à une nouvelle excursion nucléaire. Normalement, si l'énergie libérée par l'accident ne dépasse à aucun moment l'énergie calculée, l'accident reste confiné à l'enceinte : la dalle de béton, dont l'épaisseur et la résistance sont calculées en fonction de cet accident, résiste. Dans ces conditions, si l'accident est catastrophique et certainement fatal pour l'installation elle-même, le véritable problème est ensuite celui de la récupération du combustible fondu après l'accident.

Autres accidents :

— Lors des variations de puissance de Super-Phénix, à l'arrêt et au démarrage notamment, certains éléments de la cuve sont soumis à des cyclages de températures prohibitifs. Un programme d'essais important a été lancé, mais ses résultats ne seront pas connus avant plusieurs années et donc après la commande des tôles.

— Le même problème se pose pour le redan, pièce mécanique séparant le sodium chaud sortant du cœur du sodium froid entraîné par les pompes.

— En cas de fusion du combustible d'un assemblage, le tube hexagonal qui forme le boîtier de l'assemblage risque de fondre lui aussi. Le combustible entre alors en contact avec le tube hexagonal voisin et la fusion se propage : un simple défaut local peut ainsi dégénérer en accident généralisé avec fusion globale du cœur. Aucune expérience n'est actuellement prévue, et il semble que l'imprécision des calculs soit telle qu'il est impossible de confirmer ou d'infirmer une telle éventualité.

— En cas de fusion du cœur, le combustible fondu doit être recueilli dans un « cendrier » (*core-catcher*) situé dans la cuve sous le cœur. Or les spécialistes s'accordent sur le fait

qu'un tel dispositif ne peut contenir la totalité du cœur fondu. Le combustible fondrait le cendrier, entrerait en contact avec la cuve et la percerait et se répandrait à l'extérieur de l'enceinte.

Le peu de connaissance sur le fonctionnement d'une centrale de grande puissance et la précipitation des études sont illustrés par l'exemple suivant. En cas de séisme, il est admis que les échangeurs intermédiaires soient mis hors d'usage. Les barres fonctionnant, la réaction en chaîne s'arrête et il ne subsiste que la puissance résiduelle. Le circuit d'évacuation de cette puissance dans le projet Super-Phénix a été sous-dimensionné par suite d'erreurs : la température du sodium s'élevait alors à une valeur telle que la résistance de l'acier de la cuve devenait insuffisante et que l'enceinte de confinement s'écroulait. A la suite de cette constatation, il a fallu ajouter précipitamment quatre échangeurs intermédiaires indépendants au projet et ceci bien après le premier examen du dossier par les commissions officielles de sûreté.

8. Les accidents possibles à l'usine de traitement

1. ACCIDENT DE CRITICITÉ

Cet accident proviendrait d'une accumulation anormale et non détectée de matériau fissile (essentiellement plutonium) en un même emplacement du circuit de traitement. Si la masse critique était atteinte, la réaction en chaîne s'accélélerait et on irait jusqu'à une réaction de caractère explosif qui pourrait projeter des matières radioactives solides et liquides à son voisinage (danger pour les travailleurs) et des matières radioactives gazeuses (iodes, gaz rares) dans l'environnement (danger pour les populations).

2. FEUX DE RÉSINES ÉCHANGEUSES D'IONS

Si une résine échangeuse d'ions, contenant en particulier du plutonium, s'enflamme, il peut y avoir projection de plutonium, au moins à l'intérieur de l'usine.

3. FUITE DANS LA PISCINE DE STOCKAGE

Cet accident peut se produire également dans la piscine de stockage associée au réacteur. Le problème le plus important

est celui de la fuite dans les eaux voisines et de la contamination de la nappe phréatique.

4. RUPTURE D'ÉLÉMENTS COMBUSTIBLES EN PISCINE

Cet accident provoquerait la formation d'une bulle de produits de fission gazeux qui contaminerait le bâtiment et éventuellement l'extérieur (cet accident s'est déjà produit à La Hague ; voir page 332).

5. AGRESSIONS EXTÉRIEURES

De la même façon que les centrales nucléaires, les usines de traitement doivent être protégées contre les agressions extérieures : chutes d'avions, séismes, etc.

6. CUVES CONTENANT LES PRODUITS DE FISSION

Les cuves contenant les produits de fission sous forme concentrée et liquide sont le siège d'une radioactivité intense et d'un fort dégagement de chaleur. Nous avons vu (chapitre 2) qu'elles doivent faire l'objet d'une surveillance constante pour vérifier le bon fonctionnement de l'agitation des solutions et du refroidissement.

Deux points sont particulièrement importants :

- Le contrôle des fuites éventuelles : ces cuves sont en acier inox, contenues dans des enceintes de béton, mais toute fuite dans le sol présenterait un danger considérable par contamination de la nappe phréatique. A Hanford, aux États-Unis, de telles fuites se sont produites.

- La possibilité d'un arrêt de refroidissement (par exemple par cessation d'alimentation de l'usine en électricité et en même temps non-démarrage des diesels de secours). La montée en température des solutions, qui peut être aggravée par une panne du système d'agitation, peut provoquer une ébullition avec échappement de produits radioactifs gazeux ou volatils.

9. Les réacteurs nucléaires et la bombe atomique

1. LE « COMPLEXE D'HIROSHIMA »

Il est fréquent de voir invoqué, dans de nombreux textes traitant de la sûreté, le « complexe d'Hiroshima » comme étant responsable de l'angoisse des non-initiés vis-à-vis des

centrales nucléaires et de l'énergie nucléaire en général. Cette angoisse, liée à la première manifestation publique de l'énergie nucléaire sous la forme destructrice de la bombe atomique, serait à l'origine du « luxe » de précautions qui entoure l'utilisation de l'énergie nucléaire à des fins industrielles. Luxe de précautions qui n'aurait rien à voir avec la réalité des risques et serait extrêmement coûteux.

S'il ne faut pas nier l'impact qu'ont eu sur l'humanité, à juste titre, les explosions d'Hiroshima et Nagasaki, non plus que les conséquences qu'elles ont dû avoir sur l'« image » de l'énergie nucléaire dans le public [GUE 73], il ne faut pas non plus trop utiliser l'argument et déclarer, comme certain haut responsable français, que s'il n'y avait pas eu la bombe on ne serait pas obligé de prendre toutes ces précautions. Le fait est que les centrales et les installations nucléaires représentent un danger potentiel considérable ; que ceux qui les ont étudiées et construites les premiers s'en sont rendu compte et ont pris des précautions telles qu'il n'y a pas eu d'accident grave ; que la sûreté des installations est un impératif primordial si on veut que cette situation se perpétue.

Sur le plan psychologique, il est probable d'ailleurs que la manière dont se manifeste le danger nucléaire, c'est-à-dire par la radioactivité, qui ne présente aucune des caractéristiques habituelles pour l'homme (choc, température) est également très importante. Le fait que la radioactivité comporte un risque génétique est également très important sur le plan psychologique.

D'ailleurs, il ne nous apparaît pas que ces craintes soient hors de propos et nous pensons qu'il est très important de les prendre en compte, tout comme les considérations d'ordre éthique liées à l'héritage de déchets radioactifs que nous transmettons aux générations futures.

2. LE RÉACTEUR ET L'EXPLOSION NUCLÉAIRE

Question souvent posée : « Un réacteur nucléaire peut-il exploser comme une bombe atomique ? »

Dans un réacteur à neutrons thermiques, donc avec modérateur, du type uranium naturel, graphite-gaz ou eau lourde ou uranium enrichi, eau ordinaire, il peut y avoir dans certaines conditions accélération de la réaction en chaîne. Cette accélération produit une augmentation de puissance dégagée par le combustible, donc une augmentation de sa température ; le combustible se détériore et fond sans qu'il y

ait une réaction comparable à une explosion nucléaire. Le combustible fondu peut se rassembler mais il est alors compact, loin de sa configuration optimale vis-à-vis du modérateur (dans le cas de l'eau, celui-ci a été volatilisé) et comme la quantité de matière fissile (Uranium 235) est faible vis-à-vis du tonnage total, on est loin de la masse critique et la réaction en chaîne ne se produit plus. Il n'y a donc en aucun cas ici de réaction nucléaire comparable à l'explosion d'une bombe atomique.

Dans un réacteur à neutrons rapides, le cœur n'est pas dans sa configuration la plus réactive, c'est-à-dire la plus propice à l'accélération de la réaction en chaîne. Si l'accident de fusion du cœur se produit et qu'une masse suffisante de combustible fondu se rassemble, on peut dépasser largement la masse critique : la réaction en chaîne s'accélère et on obtient une dispersion du combustible. C'est le même phénomène physique que dans la bombe atomique.

Mais il y a une différence fondamentale au niveau de l'énergie libérée : dans la bombe atomique, par des explosions chimiques périphériques, on contient la matière fissile le plus longtemps possible de façon à ce que la réaction en chaîne s'accélère au maximum avant l'explosion finale qui atteint alors un rendement et donc une puissance considérable. Dans le réacteur, au contraire, la matière fissile est rapidement dispersée dès que la réaction en chaîne s'accélère, ce qui conduit à un dégagement d'énergie beaucoup moins important.

3. LE COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE ET LA BOMBE

C'est dans le domaine des « matières fissiles de base » que les applications militaires et industrielles de l'énergie nucléaire se rejoignent le plus.

L'explosif nucléaire peut être soit de l'uranium très enrichi, soit du plutonium.

L'uranium très enrichi ne peut être produit que par une usine de séparation isotopique : les usines actuelles sont très complexes, très lourdes, très chères et peu nombreuses, mais si des techniques d'enrichissement par ultracentrifugation ou par laser se développent et se commercialisent, il est probable que ceci accélérera la dissémination de l'uranium 235 à des usages militaires.

Le plutonium est fabriqué dans tous les réacteurs nucléaires et les premiers réacteurs construits aux États-Unis l'ont été dans le but d'en produire. La possession de ce plutonium permet la fabrication d'une bombe. La masse critique à atteindre pour que la réaction en chaîne s'accélère et conduise à une

réaction explosive est variable suivant l'état physique et la qualité du plutonium (plutonium 239 pratiquement pur ou divers isotopes mélangés) : cette masse critique serait de 5 kg environ si le plutonium se trouve à l'état de métal (et Pu 239 pur), 6 à 7 kg à l'état d'oxyde, 8 à 10 kg s'il y a des isotopes supérieurs. On obtient du plutonium 239 pratiquement pur, soit en déchargeant le combustible très tôt dans un réacteur à neutrons thermiques (piles à uranium naturel graphite-gaz plutonigènes de Marcoule, par exemple), soit dans la « couverture » ou zone fertile d'un réacteur à neutrons rapides « surrégénérateur ». Il faut noter que les réacteurs commerciaux à eau ordinaire n'étant déchargés qu'à l'arrêt, ils ne fournissent en fonctionnement normal que du plutonium à forte teneur en isotopes supérieurs.

Si actuellement, dans les pays « leaders » de l'énergie nucléaire, les programmes militaires et civils sont déconnectés :

a. Il n'en fut pas de même au début, et les USA, l'Angleterre, la France et l'URSS ont d'abord développé leurs programmes militaires (ce n'est pas le cas pour l'Allemagne, l'Italie, la Suède ni le Canada) ; c'est en tout cas une activité « reconvertible ».

b. Il y a encore des liens importants dans certains domaines, par exemple les moteurs de sous-marins nucléaires et ceux des bateaux civils, ou les études des petits réacteurs.

c. Rien n'empêche tout « nouveau venu » à l'énergie nucléaire industrielle par l'implantation de réacteurs nucléaires de s'en servir comme point de départ d'un programme militaire ou paramilitaire (exemple de l'Inde).

d. Le plutonium est une matière stratégique qui va être fabriquée par centaines de tonnes. L'hypothèse du vol de cette matière fissile ou de son trafic et de son utilisation pour du chantage ou du terrorisme n'est pas à écarter. L'éviter implique un contrôle international très strict qui n'est pas non plus sans poser des problèmes et imposer de nouvelles contraintes.

4. Effets sur l'environnement non liés à la radioactivité

1. Le réchauffement des eaux

[BSN 72], [EAU 74]

Le phénomène physique

Une centrale nucléaire, comme une centrale classique, est équipée d'un condenseur où le fluide caloporteur (vapeur d'eau) est refroidi après son passage dans la turbine. L'eau de refroidissement, prélevée dans un cours d'eau ou dans la mer, qui passe dans les condenseurs, est rejetée à une température supérieure à celle de son admission. Le rendement du cycle de Carnot est fonction de l'écart entre les températures de la source chaude et de la source froide et constitue le rendement maximum que l'on puisse atteindre dans la transformation de l'énergie thermique.

$$\rho = \frac{T_2 - T_1}{T_2}$$

où T_1 et T_2 , exprimés en degrés Kelvin * correspondent respectivement aux températures de la source froide (eau de refroidissement) et de la source chaude (fluide caloporteur).

Pour des raisons de résistance des matériaux constituant le cœur des réacteurs nucléaires, la température du fluide caloporteur est en général inférieure à celle obtenue dans une centrale classique. Ainsi le rendement « maximum » passe d'environ 64 % pour une centrale classique à 44 % pour une centrale nucléaire, pour une même valeur de la source froide, fixée par la température de l'eau de refroidissement. Les

* Degré Kelvin : la température en degré Kelvin s'obtient en ajoutant 273° à la température exprimée en degrés centigrades.

rendements réels sont respectivement environ de 45 % et 33 % (maximum). Ceci est vrai pour les centrales de type « graphite-gaz », « eau lourde », « eau ordinaire » ; par contre, les centrales de type HTR ou à neutrons rapides ont des rendements compris entre 40 et 45 %.

Un rendement de 33 %, cela signifie que les 2/3 de la puissance thermique fournie par le réacteur servent à réchauffer l'eau de refroidissement qui circule dans le condenseur, tandis que 1/3 est transformé en énergie électrique.

A titre d'exemple : une centrale de 1 000 MWe, d'un rendement de 33 %, fournit 2000 MWth à l'eau de refroidissement, soit 2000 millions de joules par seconde, soit environ 500 millions de calories (1 calorie = 4,185 joules). 1 calorie élève 1 gramme d'eau de 1 degré : le « refroidissement » de la centrale élève donc de 10°C un courant d'eau de 50 m³/s.

Une centrale de même puissance électrique et d'un rendement de 45 % n'élèvera que 30 m³/s de 10°C.

Exemple [BSN 72] : à la centrale au fuel de Porcheville, sur la Seine, d'une puissance de 600 MWe, un échauffement de 7°C sur un flux de 24 m³/s correspond environ à 1 million de calories par kWh. A la centrale nucléaire de Fessenheim (970 MWe), cette norme passe à 1,65 million de calories par kWh et provoquera un échauffement maximum de 10,8°C pour un flux d'eau de refroidissement de 41 m³/s.

Remarque : Dans une centrale équipée d'un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium, l'utilisation de sodium liquide comme réfrigérant primaire, dont la température d'ébullition est de 880°C, permet d'obtenir une qualité de vapeur, à l'entrée de la turbine, supérieure à celle des réacteurs à eau ordinaire, ce qui donne un meilleur rendement thermodynamique à la centrale (40 % au lieu de 30 %), atteignant presque celui des centrales thermiques classiques (40 à 45 %). Ainsi, une centrale nucléaire de 1200 MWe équipée d'un réacteur à neutrons rapides, ne rejettera en pure perte dans l'environnement qu'une puissance de 1800 MW contre 2800 pour une centrale équipée d'un réacteur à eau ordinaire et 1500 pour une centrale équipée d'une chaudière au fuel dernier modèle.

L'implantation des centrales

Précisément pour des raisons de refroidissement, les centrales sont implantées au bord de l'eau, rivière ou mer.

Prenons par exemple la centrale de Bugey sur le Rhône, à 30 km en amont de Lyon :

- Tranche Bugey 1 (graphite-gaz) = 560 MWe
- Tranches Bugey 2 et 3 PWR = 2×950 MWe

soit 2460 MWe ; ce sont 125 m³/s qui vont être réchauffés de 10°C. Le débit du Rhône à Bugey est en moyenne annuelle de 450 m³/s et compris entre 100 et 180 m³/s environ 10 jours par an (cependant la période d'étiage est l'hiver). Notons que les tranches Bugey 4 et 5 (PWR de 950 MWe) sont équipées de tours de refroidissement sur lesquelles nous reviendrons.

Par ailleurs, d'autres centrales doivent être implantées sur le cours du Rhône.

Près de Narbonne, 2 centrales de 4 tranches chacune (puissance moyenne : 1000 MWe) sont prévues à Leucate et Port-la-Nouvelle : il s'agit donc d'aspirer et de refouler (à + 10°C par rapport à la température de la mer) deux véritables fleuves de 200 m³/s, presque la Seine à Paris.

A Gravelines, une centrale de 8000 MWe sera refroidie par un fleuve de 400 m³/s rejeté aussi à + 10°C.

En ce qui concerne les rivières, il est aujourd'hui nettement prouvé que le courant d'eau chaude ne se mélange pas au reste de l'eau du fleuve et se propage indépendamment pendant plusieurs kilomètres (photos à l'infra-rouge sur la Loire). Pour Fessenheim, ce problème ne se pose pas car l'eau est turbinée à 1 km en aval par le barrage de Fessenheim.

La réglementation

D'une manière générale, on peut dire qu'en France et dans les pays industrialisés confrontés aux problèmes de pollution des eaux, la législation existante est tout à fait dépassée et inadéquate, quand elle n'est pas tout simplement absente. C'est pour cela que la plupart des textes antérieurs à 1967 sont actuellement en cours de révision et que, depuis ces toutes dernières années, la législation des pays européens et d'autres pays industrialisés (USA, Canada, Japon) évolue rapidement. En ce moment, une commission élabore de nouvelles normes au niveau européen pour lutter contre la pollution des eaux (déversements d'eaux résiduelles industrielles, urbaines, échauffement des eaux).

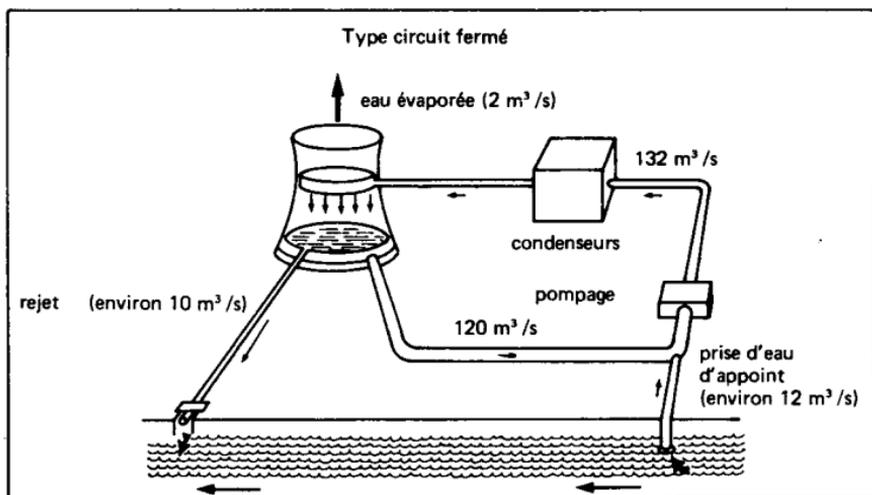
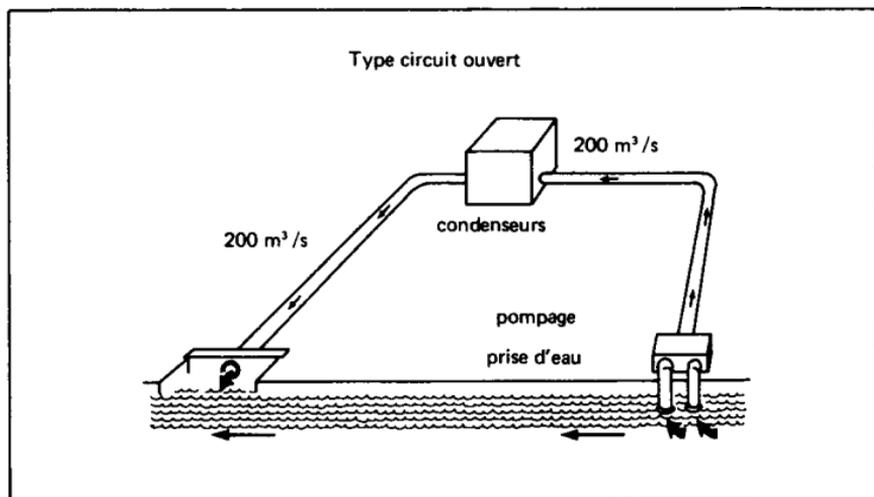


Schéma des circuits d'eau de refroidissement des condenseurs (pour 4 tranches de 1000 MWe). Les débits sont donnés à titre indicatif pour une centrale de 4000 MWe et pour une élévation de température aux condensateurs de 10°C en circuit ouvert et 15°C en circuit fermé. Source : *Document gouvernemental sur la localisation des centrales nucléaires* [MIR 74].

EN FRANCE

Il n'existe pour le moment qu'un seul texte traitant des rejets d'eaux chaudes dans les rivières. Il s'agit de l'instruction ministérielle du 6 juin 1953 limitant à 30°C la température des rejets en rivière. A l'époque où cette instruction a été rédigée, il n'était évidemment pas question de déversements massifs d'eaux chaudes dans les rivières. On peut remarquer qu'une centrale thermique ou nucléaire, élevant par ses rejets un fleuve à la température de 30°C est en règle avec la loi ; or, à cette température, les poissons les plus résistants, les cyprinidés, meurent en eau claire !

En fait, la seule façon logique de réglementer la pollution thermique est de fixer l'élévation maximum de température tolérée pour l'eau des fleuves par rapport à leur température naturelle. C'est d'ailleurs dans cette voie que s'est engagée la commission européenne pour les lois sur l'eau en proposant de limiter à 25°C maximum la température des rivières au droit des prises d'eau pour l'alimentation humaine. Si cette norme était adoptée, elle gênerait grandement l'implantation des centrales nucléaires en France (en été, beaucoup de rivières françaises atteignent 22-23°C).

Pour en revenir à la situation actuelle, il est du pouvoir des préfets d'imposer par arrêté des normes de rejet plus sévères pour des rivières (ou tronçons de rivière) de leur département. En général, ces arrêtés visent un ou plusieurs établissements industriels polluants et ne sont pris que dans les cas critiques, après concertation entre tous les utilisateurs de l'eau. Jusqu'à présent, aucun arrêté préfectoral n'a été pris contre la pollution thermique.

LES LÉGISLATIONS ÉTRANGÈRES

Dans les autres pays industrialisés on trouve, comme en France, une législation à deux niveaux : les lois nationales fixent les orientations et les réglementations locales s'adaptent aux problèmes particuliers. Il n'y a pas encore dans les pays européens de législation nationale contre l'élévation de température des cours d'eau. Une exception : en Belgique, des arrêtés royaux (29 décembre 1953 et 3 décembre 1963) fixent précisément la température maximum des eaux :

Lieu de contrôle	Eaux intervenant dans l'approvisionnement du pays en eau potable (ou destinées à intervenir)	Eaux convenant au poisson et à l'abreuvement des animaux			Eaux dont l'utilité principale est de satisfaire aux besoins industriels
		salmonicoles	Mixtes	cyprinicoles	
Rivière	25°C à la prise d'eau	20°C	23°C	25°C	30°C

En Allemagne fédérale, les règlements précis de lutte contre la pollution des eaux sont le fait des États (Länder) et de plus, au niveau du cours d'eau, il existe des associations de riverains (industriels, cités, administrations) appelées Wasserverbände (par exemple : Ruhrverband), qui s'entendent pour réglementer les déversements. La structure est la même en Angleterre mais les « River Authorities » sont là-bas des organismes publics. Aux USA, certains États ont pris des mesures extrêmement dures contre la pollution thermique, la température de certaines rivières ne devant pas s'élever de plus de 1 ou 2°C par rapport à la température naturelle.

Enfin, on peut faire remarquer pour conclure qu'il est toujours difficile de faire respecter les règles contre la pollution des eaux, que les sanctions ou les moyens de coercition — quand il y en a — sont rarement en rapport avec les dommages occasionnés, que les firmes industrielles ou énergétiques (même nationalisées comme EDF) pratiquent souvent la politique du fait accompli.

Les conséquences écologiques

a. Résumé de la référence [LEY 73] traitant des effets du réchauffement :

« La connaissance des effets du réchauffement artificiel des eaux sur la vie aquatique est nécessaire en raison de l'action déterminante des phénomènes biologiques sur la qualité des eaux.

Ces effets sont divers, complexes et encore mal connus. Le réchauffement affecte le milieu aquatique lui-même en modifiant directement ou indirectement ses caractéristiques physico-chimiques, notamment le bilan en oxygène ; la concentration de ce gaz peut se trouver localement abaissée à un niveau critique dans les eaux déjà polluées par des matières organiques.

Les organismes aquatiques ne disposant pas de mécanismes régulateurs de leur température interne sont particulièrement sensibles aux variations thermiques. Celles-ci peuvent entraîner la mort des individus malgré les possibilités d'adaptation variables avec les espèces (acclimatation).

Le métabolisme augmente avec la température mais l'optimum pour la croissance et les performances est situé nettement au-dessous des niveaux léthaux*.

Un réchauffement des eaux peut hâter la reproduction mais aussi la compromettre en raison des exigences plus strictes des stades juvéniles.

Les effets sur les toxicités et les maladies revêtent des aspects contradictoires et mal connus.

La température exerce une action directrice et peut perturber les déplacements des poissons migrateurs.

Les températures maximales admissibles ne peuvent être basées sur la détermination des seuls niveaux léthaux pour permettre le maintien durable des espèces à protéger.

Même en l'absence de destruction directe d'une espèce, une élévation de température peut provoquer des changements importants parmi les organismes aquatiques par déplacement de l'équilibre existant entre les diverses populations.

Certains groupes paraissent dans l'ensemble favorisés par le réchauffement : les bactéries et les végétaux (algues et plantes). Dans les eaux stagnantes ou les cours d'eau lents on peut craindre des nuisances consécutives à un développement global exagéré des algues aggravé par la prédominance des algues bleues.

Les invertébrés aquatiques sont dans l'ensemble assez sensibles. Parmi les poissons, des changements importants dans la structure des populations sont à prévoir sous l'influence d'une élévation de température.

La vulnérabilité au changement des milieux aquatiques est fonction de leur niveau écologique, *son appréciation nécessite des études de site approfondies.* »

b. Quelques exemples chiffrés issus de la même référence [LEY 73] :

- Parmi les poissons les plus sensibles, on trouve les salmonidés dont la température léthale supérieure maximum est de l'ordre de 24-26°C (la Garonne est encore riche en saumons).
- Les études effectuées sur la Seine au niveau de la centrale de Montereau (au fuel) montrent que les algues bleues sont susceptibles de prendre un développement important,

* Léthaux = mortels.

bien que localisé au canal de rejet de la centrale dès 27-28°C. Les algues bleues comprennent de nombreuses espèces susceptibles de produire des fleurs d'eau génératrices de substances toxiques ou malodorantes. *Il s'agit là de l'un des risques les plus sérieux présentés par le réchauffement et qui doit être étudié de façon approfondie.*

c. Extrait de [BSN 72] :

« Si l'échauffement des eaux n'a pas de répercussions graves en milieu non pollué et peut même présenter des caractères bénéfiques apparents pour la vie piscicole (pullulement des poissons dans les canaux de rejet des centrales thermiques situées en zone propre, auto-épuration plus rapide), il n'en va malheureusement pas de même dans les portions polluées des grands fleuves.

Dans ce dernier cas, le mécanisme d'auto-épuration est entravé par l'augmentation de la température. Entre deux rejets pollués le minimum de la « courbe en sac »* de la réoxygénation n'est pas atteint. Toute augmentation de température ne traduit pas une accélération du processus de désoxygénation. Tout se passe comme si, à température constante, *une charge polluante supplémentaire avait été déversée dans la rivière*. Bien entendu, la répartition en surface des eaux chaudes, le fait que l'effluent chaud serpente plus ou moins dans le lit de la rivière, comme le montrent des photographies infrarouges, permet aux poissons chanceux de sauver leur vie. Mais que dire des transformations des espèces biologiques inférieures, des proliférations d'algues nouvelles, des conséquences organoleptiques** qui en découlent ? »

d. En ce qui concerne les centrales implantées en bord de mer, un paramètre important est la profondeur des fonds : les côtes basses, sans forts courants (ce qui est souvent le cas) sont très fragiles et les poissons se reproduisent sur la plateforme littorale où s'effectue le rejet d'eau chaude. Le risque est encore plus grand pour les coquillages qui se reproduisent sur les rochers littoraux ou sont élevés dans des étangs en communication avec la mer (littoral languedocien).

Dans le cas de refroidissement par eau de mer, une nuisance complémentaire est liée aux produits chlorés que l'on mélange

* Courbe en sac : courbe donnant la teneur en oxygène le long de la rivière en prenant comme origine le lieu du rejet d'eau chaude ou de polluant.

** Organoleptique : relatif au goût et à l'odeur (de l'eau ou des poissons).

à l'eau de refroidissement de façon à détruire les micro-organismes qui risqueraient de se fixer sur les filtres ou les canalisations : le phyto et le zoo-plancton sont supposés résister à l'agression chimique du chlore et à l'agression thermique du condensateur dans une proportion de 10 à 30 %.

Si nous prenons l'exemple du littoral languedocien, le plateau continental s'étend de 20 à 40 km au large. En bordure de la côte, ce plateau représente une zone de ponte pour les anchois et les sardines, ressources importantes pour les pêcheurs locaux. Les conditions de ponte de ces poissons sont soumises à des limites thermiques de 5°C environ : le facteur de dilution sera-t-il suffisant pour ne pas modifier les conditions optimales de ponte ?

2. Les réfrigérants atmosphériques

En l'absence d'un débit d'eau suffisant ou par suite de la limitation imposée par l'échauffement des eaux, on utilise des réfrigérants atmosphériques qui dissipent la chaleur en vaporisant de l'eau. Les réfrigérants atmosphériques actuellement prévus sont du type humide à tirage naturel ou forcé : ce sont des cheminées d'une hauteur de 100 à 150 m et d'un diamètre du même ordre de grandeur ; l'air entre par les ouvertures situées sur le pourtour de la base ; l'eau chaude venant de la centrale tombe en pluie derrière ces ouvertures et se refroidit, en partie par conduction mais surtout par évaporation. Ainsi échauffé, l'air monte de lui-même dans la tour et ressort à la partie supérieure, tandis que l'eau est recueillie à la base et retourne à la centrale.

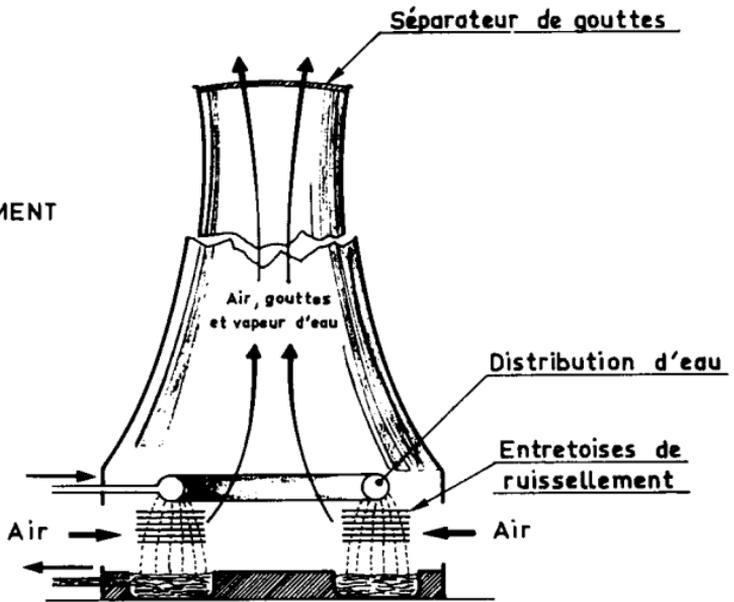
Quelques remarques sur ce système :

- Le réfrigérant atmosphérique est moins efficace que l'eau du fleuve (en général plus froide que l'air ambiant). Ceci a pour conséquence une diminution du rendement de la centrale * ; il faut également dépenser de l'énergie pour faire circuler l'eau en circuit fermé entre tour et centrale.

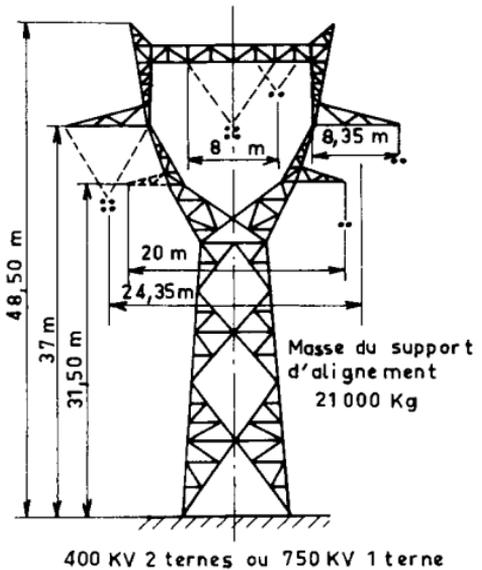
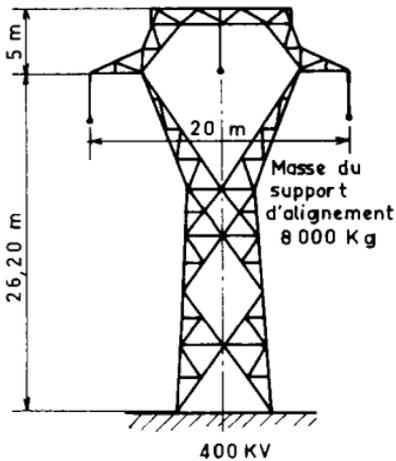
- Le réfrigérant atmosphérique consomme de l'eau : 80 %

* Pour la centrale de Bugey, une tranche (PWR) a une puissance thermique de 2785 MWth et une puissance électrique brute de 957 MWe. Si le refroidissement est en circuit ouvert, la puissance électrique nette est de 925 MWe, s'il est en circuit fermé, elle est de 905 MWe.

TOUR DE REFROIDISSEMENT



PYLONES



de la chaleur est dissipé par évaporation ; de l'ordre de $1 \text{ m}^3/\text{s}$ est évaporé pour une centrale de 1000 MWe. De plus, on doit constamment régénérer l'eau du circuit par un apport d'eau neuve d'environ $3 \text{ m}^3/\text{s}$ (pour 1000 MWe).

- L'eau évaporée dans la tour se recondense en partie à la sortie, formant un panache nuageux. Et le courant d'air ascendant entraîne hors de la tour, non seulement la vapeur, mais aussi des gouttelettes d'eau qui vont retomber dans les environs immédiats de la tour ; la quantité en est faible mais par temps de gel elle peut provoquer la formation de verglas. On peut éviter cet inconvénient en munissant l'orifice supérieur de la tour d'un séparateur de gouttes.

- Les réfrigérants atmosphériques peuvent être bruyants.

On étudie actuellement des tours « sèches » où l'eau circule dans un grand échangeur de température, sans contact direct avec l'air ; on éviterait ainsi la formation de panache et la consommation d'eau.

3. Evacuation et transport de l'énergie électrique

Sur ce point, il ne se manifeste pas de différence technologique entre une centrale classique (fuel, charbon) et une centrale nucléaire. La seule différence est au niveau des puissances à évacuer en fonction des modèles prévus : 1200 MWe par tranche dans le cas du nucléaire (années 80) contre 250 ou 600 dans le cas du thermique classique existant aujourd'hui.

L'évacuation de l'énergie électrique se fait à partir du poste de transformation de la centrale jusqu'à l'abord des villes au moyen de lignes aériennes. Chaque ligne est un cas particulier : sa structure est fonction du terrain, des conditions climatiques, de certaines exigences locales (aéroport, forêt, ...propriété du député !). Mais quelques remarques générales peuvent être faites :

- Actuellement, le niveau de la « tension de transport » est de 380 000 volts. Des études prospectives envisagent 730, 1000, voire 1 300 000 volts (730 000 pour les centrales du programme actuel). La taille des pylônes est conditionnée par la valeur de cette tension (voir plus loin). En outre, chaque changement de direction du tracé de la ligne nécessite un pylône spécial, pylône d'angle, plus lourd et plus encombrant que les autres.

- L'existence d'une ligne aérienne crée, outre une détérioration certaine du paysage, des perturbations de trois natures différentes :

- perturbations radioélectriques (effet « couronne ») d'autant plus importantes que les conditions climatiques sont mauvaises (brouillard, pluie, neige) ;
- création d'un champ électrique qui, au sol, dans les conditions moyennes, sous l'axe d'une ligne à 400 000 volts transitant 1000 ampères, atteint 3000 volts/mètres ;
- création d'un champ magnétique qui, dans les conditions ci-dessus, atteint $6,6 \cdot 10^{-6}$ tesla (unité d'induction magnétique).

De telles perturbations sont gênantes pour la réception des ondes radioélectriques : télévision, contrôle du trafic aérien, etc. ; les perturbations radioélectriques sont bruyantes (70 db/kV/m à 500 kHz sous l'axe d'une ligne à 400 000 volts par temps de pluie) ; enfin, des fils situés dans l'axe de la ligne et situés en dessous peuvent être électrisés (fils de fer placés dans les vignobles, par exemple).

Les lignes servant actuellement à évacuer l'énergie des centrales existantes sont établies pour des puissances transitées de 600 MWe. Deux lignes peuvent être regroupées sur les mêmes supports (ligne à deux « ternes »), elles transitent dans ce cas 1200 MWe.

Un exemple de réalisation de pylônes est donné sur la figure de la page 325.

L'emprise au sol d'une telle ligne est de l'ordre de 50 mètres.

Pour un même niveau de « tension de transport » (400 000 volts), l'évacuation de l'énergie fournie par une centrale nucléaire de n tranches nécessite actuellement la création de n lignes à 2 ternes. L'emprise au sol devient alors approximativement de $(n - 1) \times 50$ m.

Une ligne en plaine ne présentant pas de difficultés particulières revient à environ 400 000 F/km (400 000 volts, 2 ternes). Si on voulait enterrer une telle ligne en utilisant des câbles souterrains, ce coût serait multiplié par 7 à 10.

4. Emission de bruit

Pour ce qui concerne les problèmes posés par le bruit dans les futures installations nucléaires, les clauses, tant sur le plan de la conception de l'usine que sur celui de son implantation

dans les zones habitées, sont les mêmes que pour les installations thermiques classiques.

Les niveaux sonores rayonnés par une installation EdF sont en général calculés à partir de documents émanant de la Division acoustique de la direction des Etudes et Recherches. Une note de 1973 intitulée « Recommandation Bruit » fixe les niveaux sonores limites pour les différents matériels constituant l'installation. Il n'est apparemment aucune raison pour qu'une centrale nucléaire rayonne plus de bruit qu'une installation thermique classique. En effet, la plupart des matériels mis en œuvre dans une centrale classique, groupe turbo-alternateur, transformateurs de puissance, moteurs électriques haute tension et basse tension, se retrouvent dans une centrale nucléaire. Une centrale thermique classique aurait à son actif plus de sources bruyantes, soit au niveau de la manutention du combustible, soit au niveau des ventilations, qu'une centrale nucléaire. Celle-ci, par contre, risque dans l'avenir de voir apparaître dans son circuit de refroidissement des tours de réfrigération qui pourront engendrer des niveaux sonores importants. Des études sont en cours actuellement afin de fixer des limites sonores à ces tours.

Il est à noter que lors de l'implantation d'une centrale, aucune réglementation officielle ne fixe de limite au bruit rayonné par l'installation au voisinage immédiat. EdF adopte donc — et ceci dans l'hypothèse où l'émission sonore de l'usine est seule en cause — un niveau sonore égal à 40 dB (acoustiques) à la frontière de la propriété EdF ou devant les habitations les plus proches. Ce niveau peut être porté à 45 dB (A) en zone fortement industrielle ou réduit à 35 dB (A) en zone rurale très calme.

Afin de faire respecter ces limites, EdF considère l'ensemble de l'installation comme une source unique résultant de la sommation des puissances acoustiques apparentes de chacune des sources composant l'ensemble. EdF demande donc à chaque constructeur concerné de ne pas dépasser des limites fixées dans un cahier des charges. Le dépassement de ces limites entraîne une pénalité ; il est à noter que, malheureusement, de nombreux constructeurs préfèrent payer la pénalité que d'engager des études tendant à réduire le bruit de leur matériel. Lorsque par la suite des plaintes sont déposées, c'est alors EdF qui supporte la charge des insonorisations nécessaires à la cessation des plaintes.



3

Conditions de travail et risques pour les travailleurs. Législations et réglementations nucléaires

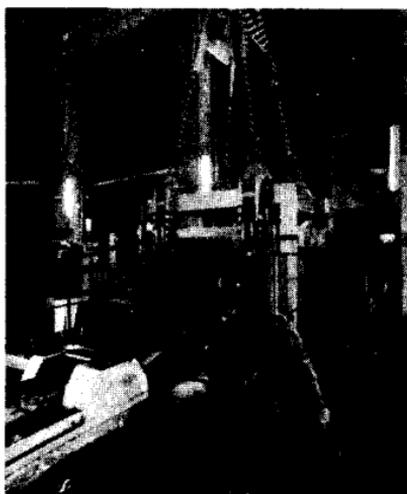
Ouvriers en tenue « shaddock » à l'usine de la Hague. (Photo extraite du film *Condamnés à réussir*, Ciné-information-documents, 56, bd Voltaire, 75011 Paris.)



a. Une mine d'uranium à ciel ouvert.



b. La dalle supérieure du réacteur de Saint-Laurent-des-Eaux. Au fond, la machine de chargement des combustibles.



c. La Hague : sortie d'un château de transport de combustibles irradiés après son déchargement.

Cette troisième partie traite des conditions de travail dans le nucléaire. Ceci entraîne deux conséquences dont le lecteur doit être prévenu avant d'aborder le sujet :

- Il pourra paraître bizarre que le CEA soit mis beaucoup plus souvent en cause que les autres entreprises. C'est parce que, travailleurs du CEA, nous connaissons mieux ce qui s'y passe que ce qui se passe ailleurs. Mais, sachant que les conditions de travail et de sécurité radiologiques sont plutôt meilleures au CEA et à EdF que dans les autres entreprises du nucléaire, on pourra assez facilement se faire une idée des risques encourus par les travailleurs depuis la mine jusqu'au stockage des déchets.

- Nous ne pouvons pas parler de nos conditions de travail avec les mêmes intonations et le même style que nous employons pour décrire le fonctionnement d'une chaudière ou d'une usine de séparation isotopique. La sécheresse du propos technique fera place bien souvent à l'humour noir, face cachée de la colère qui débouche quelquefois en actions revendicatives, parce que nous entrons dans ce qui est pour nous le vif du sujet : les textes prévoient qu'un travailleur directement affecté peut être irradié 10 fois plus qu'un représentant quelconque de la population et tout est fait pour que nous ne l'oublions point.

1. Le travail sous rayonnement : spécificité et risques

L'environnement

Le travail, considéré comme exécution d'un geste ou mise en œuvre d'un procédé, a la particularité de s'effectuer en présence de rayonnements émis de façon naturelle ou dus à une réaction nucléaire, pour les combustibles irradiés ou les déchets, par exemple.

Ces rayonnements peuvent causer des dommages biologiques très variables chez l'homme, allant de l'altération chronique de certaines fonctions à la mort dans un délai de quelques jours, suivant les doses reçues, en cas d'irradiation brutale.

Le travail sur matériaux nucléaires se fait donc le plus souvent maintenant à l'abri d'écrans protecteurs. La technologie du travail a évolué en même temps que la connaissance des risques et le perfectionnement des matériels. Les écrans protecteurs sont des obstacles physiques (murs de béton très épais, murs de plomb, écrans d'eau — piscines —, enceintes étanches, vêtements étanches, masque à gaz,...) capables, par leur conception, d'abaisser l'irradiation ou la contamination des travailleurs à des doses dont on estime, dans l'état actuel des connaissances, que les effets ne portent pas préjudice à leur santé.

L'homme au travail

La nécessité de travailler derrière des protections a conduit à la conception de moyens capables de transmettre le mouvement des mains, de remplacer l'œil dans le plan de travail. Aussi, les perceptions sont-elles transmises le plus souvent par des intermédiaires et le travail est-il assez différent du travail en milieu non hostile.

L'apprentissage se fait le plus souvent sur le tas et détermine pour longtemps les attitudes.

Le travailleur possède avant tout un métier. Il est ouvrier mécanicien, chimiste, métallurgiste, etc., et les éléments liés à la protection contre le risque radioactif sont envisagés en plus, comme extérieurs au métier, venant même parfois gêner le déroulement habituel du cycle des gestes professionnels.

De ces situations nouvelles il résulte que le travailleur doit présenter des facultés d'adaptation au poste de travail, ce qui est somme toute assez courant dans toute l'industrie.

En fait, compte tenu des risques encourus, la législation du travail a déterminé les conditions dans lesquelles un travailleur est admis à travailler sous rayonnements et prévu un certain nombre de dispositions d'ordre technique.

Pour ce qui concerne le travailleur, de nombreux critères médicaux relatifs au sang, aux téguments, à l'appareil respiratoire, aux organes des sens (nez, gorge, oreilles, œil), au système nerveux, à l'appareil digestif, à l'appareil cardio-vasculaire, à l'endocrinologie et à la nutrition, à l'état de grossesse, déterminent son aptitude sur le plan médical. Il existe donc une surveillance mettant en œuvre de nombreux examens spécialisés dont l'obligation légale assure au travailleur des garanties quant à son état de santé lors de son recrutement et au long de sa vie de travail.

Sur le plan de l'organisation du travail, les règlements sont beaucoup plus flous.

Les contraintes dues au risque radioactif

Des contraintes pèsent sur le travailleur comme dans d'autres professions s'exerçant aussi en milieu hostile. Aussi, des moyens personnels de protection et de contrôles sont imposés, en particulier une tenue de travail minimum et le port du dosimètre individuel. A l'entrée d'une zone réputée dangereuse, des formalités d'entrée sont obligatoires pour tout le monde, portant sur la tenue vestimentaire, l'identification, les heures d'entrée et de sortie, le port de dosimètres. Souvent, un changement complet de vêtement est exigé pour passer de la zone vestimentaire dite « froide » à la zone « chaude » où se trouvent les installations. Les contrôles de pollution radioactive du corps ou des vêtements à la sortie sont très variables et vont de l'initiative individuelle à l'intervention du service spécialisé en radioprotection.

Ces démarches revêtent une double signification : impression de bonne protection, de sérieux, de se sentir pris en charge par un service de sécurité, mais aussi en même temps interrogation :

s'il y a tant de précautions à prendre pour entrer, ce doit être rudement dangereux. A la longue, ces formalités peuvent devenir routinières et constituent pour beaucoup un rituel dont l'efficacité est mise en doute, soit pour s'excuser soi-même des négligences qu'on arrive à commettre peu à peu, soit pour ne pas prendre trop fortement en considération les négligences des autres.

Au risque radioactif s'ajoutent les risques classiques [INR 70].

Les attitudes vis-à-vis du risque radioactif

En milieu de travail nucléaire, la situation et les *réactions attendues des travailleurs sont spécifiques*.

Plusieurs facteurs sont à considérer :

- Le danger n'est pas apparent pour les moyens de perception humains. Une signalisation auditive ou visuelle supplée au manque d'information par rapport à l'événement, soit immédiatement, soit en différé.
- La fréquence d'apparition des risques est difficile à prévoir.
- La certitude qu'au cours d'une manipulation tout se passera bien n'est jamais atteinte et il faut attendre un certain nombre de contrôles pour être certain que tout s'est bien passé.

Les réponses du travailleur seront donc fonction de nombreux facteurs psychologiques par rapport à la situation de travail, de la conscience qu'il a du risque, de la formation acquise en matière de sécurité.

Les incidents

L'apparition d'incidents * ou d'accidents favorise la désorganisation de ce qui a été appris, amène des dissolutions temporaires dans l'édifice psychologique de protection personnelle. Le sentiment de confiance ou de méfiance, les mises en question des résultats de dosimétrie, les interrogations individuelles ou collectives, les influences directes ou indirectes des conditions de travail et des hommes qui y participent, tous ces facteurs aboutissent à une résultante commune : le sentiment de se sentir en sécurité au cours du travail exécuté, sentiment qui subit des fluctuations en fonction des événements.

* Incident : petite difficulté qui survient au cours d'une manipulation, sans remettre en cause fondamentalement la sécurité du système et des travailleurs.

Dans ce climat, les ennuis de santé prennent une signification qui n'est pas sans répercussions sur l'équilibre du travailleur, d'autant plus que pour certains une exclusion temporaire du travail a des répercussions sur le salaire.

L'organisation du travail

Pour apprécier le facteur « organisation du travail » il faudrait envisager tous les aspects qu'il recouvre, suivant l'importance des installations.

Il se pose une question à ce niveau : qui détient la connaissance du travail ? Est-ce la hiérarchie, est-ce l'exécutant, ou les deux à la fois ?

Suivant l'attitude adoptée, les travailleurs seront plus ou moins incorporés à la réalisation du travail et à son déroulement. Le sentiment de bonne protection et de bonne sécurité sera d'autant meilleur que la cohésion des équipes sera meilleure, que les *échanges sociaux* seront plus souples.

Laisser planer des doutes, laisser naître des incertitudes, rester dans l'imprécis, c'est façonner les inquiétudes et les oublis, le sentiment d'une fausse confiance. Mais est-ce dans la nature des cadres ou de la petite maîtrise de partager la connaissance alors que nous vivons encore à l'époque du taylorisme ? Cette conception des rapports hiérarchiques conduit la plupart du temps à des conflits larvés par les situations de travail qu'elle engendre.

Nous allons maintenant passer en revue les risques associés aux différentes activités et postes de travail de l'industrie nucléaire et de l'utilisation des matières radioactives.

Les affections professionnelles dues aux radiations ionisantes *

Les affections professionnelles dues aux rayons X et aux radiations ionisantes posent, sur le plan médical, d'importants problèmes qui ont des répercussions sur la prévention technique.

Apportons d'abord quelques données statistiques établies par le service des maladies professionnelles de la Caisse régionale d'assurance maladie de Paris.

* Extraits de « Les rayonnements ionisants », tiré à part de la revue *Travail et Sécurité*, INRS 1970.

Quelques données statistiques

De 1955 à la fin du premier semestre 1965, 133 cas d'affections imputables aux radiations ont été examinés par ce service, parmi lesquels 32 cas d'irradiation accidentelle.

Ces cas peuvent se répartir comme suit dans 4 secteurs principaux :

1. Professions médicales et paramédicales (48 cas).

Furent atteints : 23 médecins ou chirurgiens, 1 vétérinaire, 1 chirurgien-dentiste, 23 manipulateurs ou manipulatrices en radiologie.

Les affections présentées se répartissent ainsi : 14 radiodermites, 34 affections hématologiques.

Trois médecins et deux manipulateurs sont décédés de leur affection professionnelle ; deux incapacités partielles permanentes (IPP) sont supérieures à 30 % et huit IPP sont inférieures ou égales à 30 %.

2. Construction, réparation d'appareils de radiologie (10 cas).

Ces dix cas se répartissent en six radiodermites et quatre affections sanguines.

Deux décès : un par radiodermite, l'autre par leucose lymphoïde.

Une IPP est supérieure à 70 %, une autre égale à 25 %.

3. Centres d'études nucléaires (9 cas).

Il y eut sept affections hématologiques, un épithélioma, une glossite.

Deux décès par hémopathie maligne.

4. Industrie (34 cas).

Dans ce secteur industriel, travaux de recherches, applications diverses des radiations ionisantes, les affections se répartissent ainsi :

21 radiodermites, 12 affections hématologiques, 1 cancer broncho-pulmonaire par inhalation.

Trois décès : deux par radiodermites et un cancer broncho-pulmonaire.

Cinq IPP par radiodermite et une pour affection sanguine.

Cette courte statistique, se rapportant à la seule circonscription de la région parisienne, montre que le risque n'est pas négligeable.

Le Commissariat à l'énergie atomique

La statistique des maladies professionnelles dans les divers établissements du CEA, depuis sa création — octobre 1945 — jusqu'à fin 1975, donne les résultats suivants :

Statistiques générales

8 tableaux sont concernés + 1 cause inconnue,
 66 maladies ont été déclarées, dont 40 par les médecins
 du travail,
 40 maladies ont été reconnues par la Sécurité sociale,
 17 maladies ont été refusées par la Sécurité sociale,
 5 maladies sont en instance,
 pour 4 maladies, le résultat est inconnu.

Répartition par tableau

Tableaux	Déclarées	Reconnues
2 mercure	1	0
4 benzol	1	1
6 rayonnements ionisants	49	33
12 dérivés halogènes	3	2
25 silicose	1	1
37 nickel	2	2
42 bruit	7	0
51 résines époxydiques	1	1
Inconnu	1	0
Total	66	40

On notera :

1. Pour le tableau n° 6, deux déclarations sur trois seulement ont été reconnues ;

2. Compte tenu des délais de latence (voir chapitre 3, « Les effets biologiques des rayonnements ») et de la courbe des effectifs au CEA, le nombre des déclarations devrait augmenter rapidement.

En 1976, ont été déclarées 13 maladies professionnelles, dont 4 au tableau 6, et en 1977, 8 maladies professionnelles ont été déclarées, dont 4 au tableau 6.

LES TRAVAILLEURS ET LES ACCIDENTS NUCLÉAIRES

<i>Date, lieu, installation</i>	<i>Description et conséquences</i>
<ul style="list-style-type: none">- 21 août 1945- Los Alamos (USA)- assemblage critique [DEL 78]	Un opérateur approche une brique de tungstène d'un assemblage composé de deux hémisphères de Pu. L'opérateur a reçu environ 600 rems et décède 30 jours après.
<ul style="list-style-type: none">- 21 mai 1946- Los Alamos (USA)- assemblage critique [DEL 78]	Un opérateur laisse tomber dans un assemblage critique un morceau de béryllium. Il reçoit 2000 rems et meurt 9 jours après. 7 personnes étaient présentes, elles reçurent les doses suivantes : 420, 200, 150, 60, 45, 35 rems (+ une dose indéterminée). Le premier est mort d'un infarctus et le quatrième d'une leucémie.
<ul style="list-style-type: none">- 10 janvier 1956- Milford (USA)- gammagraphie [DEL 78]	Un employé dans un chantier de construction prend un objet métallique suspendu à une ficelle. Il le met quelques minutes dans sa poche, puis dans la boîte à gants de sa voiture. C'est une source de cobalt 60 de 1,6 Ci. Elle occasionne une dose de 25 rems et une radiodermite.
<ul style="list-style-type: none">- 8 au 12 octobre 1957- Windscale (Royaume-Uni)- pile n° 1 à Unat modéré au graphite	La correction de l'effet Wigner provoque une augmentation de la température. Le soufflage d'air rompt les filtres de la cheminée. Au total, 20 000 Ci d'iode 131, 600 Ci de caesium 137 et 2 Ci de strontium 90 sont rejetés. La consommation de lait est interdite sur 500 km ² . Dose maxi à la thyroïde : — adultes, 4 rems, — enfants, 16 rems.

Des traces d'iode ont été mesurées dans le sud de l'Angleterre, en France, dans le Benelux et en Scandinavie.

[DEL 78]

-
- 16 juin 1958
 - Oakridge (USA)
 - centre de traitement du combustible irradié

Une solution concentrée en U 235 est introduite par erreur dans une cuve destinée à recevoir des eaux de rinçage de réservoir de stockage de criticité. L'arrivée de l'eau entraîne une réaction de criticité : 8 personnes furent irradiées à 460, 430, 410, 340, 300, 90, 90 et 30 rems (pas d'information sur la santé des personnes après 1968).

[DEL 78]

-
- 24 octobre 1958
 - Vinca (Yougoslavie)
 - réacteur expérimental Unat - eau lourde puissance nulle

Le dispositif de mesure des rayonnements avait été déconnecté du système d'alarme et de la commande de chute automatique des barres de contrôle. 8 personnes furent irradiées. Les doses les plus élevées furent les suivantes : 525, 510, 510, 500, 390, 250 rems. Le premier est mort le 32^e jour. Les 5 autres, pour qui une greffe de la moelle osseuse fut tentée, sont en bonne santé (1977).

[MAT 59]

[DEL 78]

-
- 30 décembre 1958
 - Los Alamos (USA)
 - stockage d'effluents liquides

Une solution organique de Pu (3,3 kg) est déversée par erreur dans un réservoir de 400 litres de solution aqueuse. L'agitation de ces effluents a donné une réaction de criticité non immédiatement décelée. Trois irradiés : 6 000, 180 et 50 rems.

L'opérateur a été transporté à l'hôpital, choqué et inconscient. Il décède en trente-six heures. Les deux autres irradiés ont une modification de la formule sanguine persistante.

[DEL 78]

-
- 29 mars 1960
 - Université de Madison (USA)
 - irradiations expérimentales

Un chercheur prend un vase dans lequel se trouvait un tube métallique dans lequel coulissait une source de 200 Ci de cobalt 60, commandée à distance. L'opération dure environ 10 mn. Une demi-heure plus tard il est pris de nausées. La dose était comprise entre 250

et 300 rems. Le 26^e jour, les symptômes de radiodermite se manifestent, le 37^e jour, les poils tombent. La radiodermite se « creuse » à la fin du 8^e mois. La stérilité totale est atteinte le 5^e mois (la dernière publication date de 1962).

[DEL 78]

- 3 février 1961
- Idaho Falls (USA)
- réacteur nucléaire
U enrichi (93 %)
Eau ordinaire
bouillante

Un retrait rapide de la barre centrale de commande a entraîné une excursion de puissance très élevée (30 000 MW); la cuve est projetée vers le haut (3 m); le circuit primaire est rompu. 20 % des produits de fission sont volatilisés dans le réacteur.

Deux hommes sont tués sur le coup, un troisième blessé à la tête décède pendant son transport à l'hôpital.

84 Ci d'iode 131 ont été rejetés à l'extérieur.

[DEL 78]

- fin 1961
- Angleterre
- hôpital de
Plymouth

Un opérateur utilise un appareil de radiothérapie à la tension de 50 kV au lieu de 10 kV. L'erreur de réglage persiste une semaine. Onze malades sont irradiés à des doses 60 fois plus élevées que prévues (~ 6000 rems à la peau). L'érythème apparaît entre 3 et 6 jours. Le 14^e jour, la peau est soulevée par du liquide et tombe dans la semaine suivante. La peau se reforme : sur les doigts vers la 9^e semaine, sur la face palmaire, la 12^e semaine. 5 mois après, certains malades présentaient des zones ulcérées.

[DEL 78]

- 21 mars 1962
- Mexico (Mexique)
- perte de source
radioactive

En couchant son fils âgé de 10 ans, la mère retire un petit cylindre de métal de la poche de culotte et le met dans le tiroir du buffet de la cuisine. C'est une source de cobalt 60 de 5 curies. La mère (enceinte de 6 mois), les deux enfants et la grand-mère décèdent. Le père (30 ans) survit car son travail, hors du domicile, réduisait l'irradiation. Le tableau suivant résume ce dramatique accident :

[DEL 78]

<i>âge</i>	<i>dose (rems)</i>	<i>durée de l'exposition</i>	<i>durée de survie</i>
10	4700	12,5 jours	5 semaines
57	3000	1,5 mois	7 mois
27	3500	2 mois	4 mois
3	2900	2,5 mois	4,5 mois

[DEL 78]

- 24 juillet 1964
- Wood River Junction (USA)
- usine de retraitement du combustible irradié

[DEL 78]

Criticité obtenue en versant par inadvertance une solution de nitrate d'uranyle (uranium enrichi) dans un réservoir de Ø 63 cm.

Trois personnes irradiées : 15 000, 80 et 50 rems. Décès de la plus irradiée 49 heures après.

- 30 décembre 1965
- Mol (Belgique)
- Réacteur expérimental à U enrichi (7 %) modéré à l'eau lourde + eau ordinaire

[DEL 78], [JAM 77]

Un opérateur retire une barre de commande centrale alors qu'une barre était déjà enlevée.

La dose reçue (irradiation venant du bas) variait de 5000 rems à la plante du pied gauche à 200 rems à la tête. Après amputation à mi-cuisse, suite à la nécrose de la jambe, le rétablissement de l'état de santé a été assuré. 48 % de la moelle osseuse a reçu une dose supérieure à 500 rads et 52 % entre 200 et 500 rads.

- 3 mai 1968
- La Pate (Argentine)
- perte de source

Un ouvrier soudeur âgé de 37 ans ramasse sur un chantier un petit cylindre de métal. Il le met dans sa poche. Le lendemain, il le montre à ses camarades, le met dans l'autre poche et le garde toute la journée. Le surlendemain (dimanche) il est hospitalisé pour des douleurs insupportables et des tuméfactions de la partie antérieure des deux cuisses. Le 24^e jour, la déclaration de perte de source radioactive (13 curies de caesium 137) conduit les responsables du chantier à la retrouver, au vestiaire, dans le bleu de travail de l'ouvrier. Les doses reçues variaient de 1,7 million de

rads au contact de la source à 2000 rads aux gonades, 300 rads à la poitrine et 60 rads à la tête. Ce travailleur subissait une première amputation de la jambe gauche six mois après l'accident, puis celle de la jambe droite le huitième mois. Il était en vie en 1972.

[DEL 78], [BEN 69]

- août 1968
- Chicago (USA)
- Ecole de médecine

Une femme âgée de 73 ans reçoit par voie intraveineuse de l'or radioactif. La dose prévue pour cet examen du foie par scintigraphie était de 200 microcuries. La dose administrée fut mille fois plus importante : 200 millicuries. Elle décéda 69 jours plus tard. A un mètre de la patiente, le débit de dose était égal à 35 mrem/h. Les organes les plus contaminés (foie, rate) ont reçu environ 7000 rems. La dose à la moelle osseuse a été de 500 rad environ.

[DEL 78], [BAR 69]

- 4 février 1972
- Oak Ridge (USA)
- centre de recherche

Un technicien de 32 ans s'approche d'une source en position d'irradiation pour changer des échantillons de graines destinées à être irradiées. Le débit de dose atteignait 2100 rad/h à l'endroit de l'échantillon. Dose de 500 à 600 rads à la main gauche et le double à la main droite. Le dosimètre porté à la ceinture indiquait 260 rems. La dose à la moelle osseuse est estimée à 120 rems. Les perturbations hématologiques cessèrent au bout d'un mois et demi. La reprise du travail a eu lieu 11 semaines après l'incident (dernière information : 1974).

[DEL 78]

- juin 1972
- France
- chantier

Un manœuvre de 41 ans effectue des gammagraphies sur des soudures. La source tombe au sol au cours des manipulations. L'homme croit que c'est une goupille et la met dans la poche droite de sa veste. Elle y reste 4 à 5 heures. La source avait une activité de 15 curies d'irridium 192. Le film dosimètre indiquait 120 rems. La dose à la moelle

osseuse est estimée à 160 rems. Les signes de radiodermes apparaissent le 10^e jour. La surveillance médicale se poursuit.

[DEL 78]

- 27 juillet 1972
- Surry 1 (USA)
- centrale PWR-
788 MWe

Lors des essais, après être arrivé à 30 % de la puissance nominale, le réacteur est arrêté. Deux techniciens recherchent les causes de non-fonctionnement d'une soupape associée à une chasse à vapeur du circuit secondaire. Une rupture de tuyauterie projette de la vapeur à 300 °C dans la salle où se trouvent les techniciens. Ils décèdent atteints par le jet de vapeur.

[DEL 78]

- 26 septembre
1973
- Windscale
(Royaume-Uni)
- Usine de retraitement du combustible

Une cuve recueillant des effluents relatifs au rinçage des tronçons de gaine en zircalloy n'est pas rincée après une « campagne ».

Au début de la campagne suivante, suite à une difficulté une solution de combustible dissous est envoyée dans la cuve. Les particules de zircalloy qui y séjournent catalysent une violente réaction chimique. Des défauts de ventilation véhiculent la contamination (ruthenium 106).

35 travailleurs ont une contamination interne. Dose engagée : inférieure à 15 rems

15 à 30 rems 20 personnes

36 à 155 rems 10 personnes

1023 rems 1 personne

[DEL 78] [HOW 77]

L'installation est toujours arrêtée.

- 3 décembre 1973
- Saint-Laurent II
(France)
- centrale UNGG-
515 MWe
[DEL 78]

Un jet de vapeur cause la mort de deux travailleurs.

- 19 novembre
1975

Deux mécaniciens interviennent lors d'un arrêt du réacteur sur une boîte à étoupe.

- Gundremmingen I (RFA)
- centrale BWR-250 MWe

Ils desserrent les boulons assurant l'étanchéité. Aucune vapeur ne sort, ils supposent que la chambre n'est plus sous pression. Ils libèrent complètement le couvercle. L'étope a dû se détacher, laissant s'échapper de l'eau à 270 °C sous 60 bars. Un mécanicien meurt sous le coup, l'autre décède le lendemain.

[DEL 78]

- 1975
- Italie
- installation commerciale d'irradiation

Un soudeur intervient dans une installation d'irradiation industrielle. La source de 60 Co supposée être dans son dispositif de stockage est en fait sortie. Pendant l'intervention, le visage est irradié à des doses comprises entre 1400 et 2800 rads. La dose moyenne était de 1200 rads, 87 % de la moelle osseuse a reçu une dose supérieure à 800 rads et 13 % entre 400 et 800 rads. L'évolution a été rapide, et la mort est survenue le 13^e jour.

[JAM 77]

- 23 septembre 1977
- New Jersey (USA)
- installation commerciale

Peu après minuit, un opérateur de production de 32 ans entre dans une cellule réservée à l'irradiation de différents produits médicaux et chimiques. Il pose des paquets sur la courroie du transporteur. Percevant une sensation de fourmillement (hérissément des poils dû à l'électricité statique), il lève les yeux : la source de 500 000 curies est en position « sortie » à 3 m de lui. Il sort précipitamment et rencontre deux autres travailleurs qui s'apprêtent à entrer. La dose a été estimée à 200 rads. Le patient est gardé en isolation dans un hôpital pendant un mois et demi. L'accident a été causé par des manquements graves à la radioprotection (porte en acier démontée et remplacée provisoirement par un contre-plaqué, verrouillage électrique déconnecté, avertisseur lumineux masqué).

[DEL 78]

- début mai 1978
- Sétif (Algérie)
- perte d'une source
d'un appareil de
gammagraphie

Deux garçons âgés de 3 et 7 ans jouent avec un petit cylindre de métal près de la fontaine du village. La grand-mère met cet objet dans un cageot avec lequel elle transporte des objets divers jusqu'à la maison. C'est un porte-source renfermant 17 curies d'irridium 192. Pendant 5 à 6 semaines, à raison parfois de 6 à 8 heures par jour, 22 personnes se feront irradier (débit de dose à 1 mètre = 8 rad/h environ). La source ne sera découverte que le 12 juin 1978. Les premières personnes sont évacuées en France le 16 juin 1978.

Parmi les 22 personnes irradiées, 7 le seront sévèrement :

A. Les deux garçons : état général en amélioration, mais radio-lésions aux mains (greffe + amputation d'un doigt) ;

B. Deux jeunes filles (17 et 19 ans) et deux jeunes femmes (20 et 22 ans) présentent un syndrome général sévère ; pas de lésions locales ;

C. La grand-mère (47 ans) décède dans les 15 jours qui suivent la fin de l'irradiation (brûlure et nécrose des tissus des parois abdominales et thoraciques).

La reconstitution de l'incident est particulièrement difficile et les réactions de l'organisme ne s'apparentent pas nécessairement à celles d'une irradiation unique et limitée dans le temps. Les doses sont probablement comprises entre 500 et 1000 rads, bien que les évaluations déduites de l'analyse des cellules sanguines donnent une fourchette de doses comprises entre 230 et 550 rads pour les quatre femmes en vie et 220 à 250 rads pour les jeunes garçons. L'une des jeunes femmes (20 ans), enceinte lors de l'incident, a avorté spontanément dans les deux semaines qui ont suivi la phase de restauration.

Quatre malades ont nécessité 300 transfusions en un mois et demi.

[JAM 79], [LEG 79]
- la presse française



a. Travaux d'entretien à Saint-Laurent-des-Eaux.
Le risque classique (ammoniaque) est aussi présent.



b. L'atelier de dégainage
des combustibles irradiés
(filière graphite-gaz) à Marcoule.



c. Affiche du Service de protection
contre les radiations de Marcoule.

2. Les risques du travail dans les industries du combustible nucléaire

1. L'uranium, de la mine à la fabrication des combustibles

- les mines d'uranium,
- le traitement du minerai,
- le raffinage de l'uranium,
- l'usine d'enrichissement,
- la fabrication du combustible.

Les mines d'uranium

L'extraction du minerai d'uranium se fait soit en mines à ciel ouvert, soit en galeries souterraines.

Les principaux risques sont :

- les poussières de minerai mises en suspension dans l'air,
- le radon qui se dégage (en moyenne 1,3, 10^{-10} Ci/l en France),
- le rayonnement émis par le minerai et les gaz radioactifs qui s'en échappent.

Les deux premiers risques sont généralement évalués par des contrôles dans les chantiers et galeries [FRA 75 a] et [FRA 75 b].

Il est nécessaire de considérer en matière d'irradiation les deux modalités d'atteintes : interne et externe. L'irradiation interne est calculée en tenant compte des mesures faites par prélèvement et des nombres de postes effectués dans les différents chantiers par les mineurs. L'irradiation externe est mesurée individuellement sur un film dosimètre.

L'irradiation du personnel *au fond* est plus grande que celle du personnel *au jour* car il est pratiquement irradié dans quatre π .

Au centre d'une galerie tracée dans un minerai à 1 pour 1000, l'intensité est de l'ordre de 0,5 mrem/h, soit pour 2000

heures de travail par an une dose annuelle moyenne de 1 rem/a [PRA 75], [FOU 75]. La teneur en moyenne se situait en France en 1972 à 3,1 pour 1000 [FRA 75 a] pour 925 t extraites.

A ciel ouvert, le débit de dose ne diminue pas de moitié car le mineur travaille devant une paroi verticale (géométrie 3π). D'après Fourcade-Cancelle, les débits de doses calculés dus aux composantes gamma et béta sont les suivants pour un minerai à un pour mille :

galerie	$0,65 + 0,12 = 0,77$ mrad/h
carrière	$0,50 + 0,12 = 0,62$ mrad/h

Il est précisé que le calcul théorique donne une valeur toujours supérieure à la mesure expérimentale (+ 20 % environ) [FOU 75]. Beninson a noté que, dans les mines américaines, la valeur moyenne est de 1,3 mrad/h [BEN 77].

Le tableau suivant donne les doses reçues par les mineurs d'uranium en France. La dose annuelle moyenne est de :

0,75 rem/a pour les travailleurs <i>de fond</i> ,
0,19 rem/a pour les travailleurs <i>au jour</i> ,
0,46 rem/a pour les deux groupes réunis.

A ceci s'ajoutent les risques classiques des exploitations minières. Notons aussi que dans certaines mines non uranifères, on observe parfois un dégagement de radon important. Depuis le début du xx^e siècle, il a été constaté un taux de mortalité important par cancer du poumon chez les mineurs d'uranium. A part ces constatations, aucune étude apportant une connaissance exacte de l'ampleur des nuisances dans les mines d'uranium n'a été faite.

Le tableau de la p. 312 montre que la probabilité d'avoir un cancer du poumon était 50 fois plus grande chez les mineurs d'uranium autrichiens qu'elle ne l'était pour la moyenne des populations environnantes [ALE 60] :

La recrudescence de décès chez les mineurs d'uranium aux États-Unis [LUN 71], les observations faites dans certaines mines de fer suédoises ont motivé des recherches.

Une étude poussée [ARC 73] a été entreprise aux États-Unis sur les mineurs d'uranium (dans quatre États : Arizona, Colorado, Nouveau-Mexique, Utah). Elle porte sur une statistique relative aux cancers du poumon causés par l'inhalation de radon et de ses descendants radioactifs, émetteurs de particules α . Elle a servi en particulier à mieux définir les normes admissibles (et à montrer l'importance de la ventilation dans les mines d'uranium).

DOSES REÇUES PAR LES MINEURS D'URANIUM EN FRANCE

	Irradiation externe en rem/an			Exposition au radon et aux poussières		
	Personnel « au fond »	Personnel « au jour »	Ensemble des travailleurs	Radon (CMA)	Poussières (CMA)	Nbre de person. surveillées
1968	0,680 (830)	0,173 (976)	0,406 (1806)	0,17	0,05	1 008
1969	0,764 (774)	0,180 (946)	0,443 (1720)	0,20	0,06	979
1970	0,754 (755)	0,138 (847)	0,429 (1602)	0,19	0,05	941
1971	0,883 (696)	0,252 (743)	0,559 (1439)	0,18	0,05	884
1972	0,967 (631)	0,207 (808)	0,541 (1439)	0,17	0,05	847
1973	0,784 (640)	0,179 (800)	0,448 (1440)	0,18	0,05	854
1974	0,674 (673)	0,184 (853)	0,401 (1526)	0,13	0,04	885
1975	0,49 ?	0,13 ?	? ?	0,11	?	?
Moyenne 1968-74	0,773 (717)	0,186 (853)	0,458 (1567)	0,175	0,05	914

— Les chiffres entre parenthèses = nombre de travailleurs.
 — Nombre de CMA = concentration moyenne annuelle.
 Référence : partiellement [UNS 77], p. 267.

Mortalité par cancers pour 1 000 individus			
	Mineurs de Jachimov	Mineurs de Scheneeburg	Population de Vienne (15 à 79 ans)
Période	1928 à 1938	1895 à 1912	1932 à 1936
Cancers du poumon	9,8	16,5	0,34
Autres cancers	0,7	2,1	2,1

Les éléments essentiels de cette étude sont les suivants :

a. Les statistiques portent sur 3366 mineurs de race blanche et 780 non blancs, ayant travaillé au moins un mois dans une mine d'uranium souterraine avant janvier 1964.

b. Les observations médicales portent sur la période s'étendant de juillet 1950 à septembre 1968.

c. Les concentrations dans l'air de la mine du radon et de ses produits de filiation radioactive à vie courte ont été régulièrement mesurées dans les mines de 1951 à 1968. Elles sont exprimées en unités « Working Level » (WL : littéralement « niveau de travail »). Si on suppose que les différents isotopes sont à l'équilibre, 1 WL correspond environ à 10^{-7} Ci/cm³, c'est-à-dire à 1/3 de la CMA (Concentration maximale admissible) pour le radon et ses produits de filiation.

Du point de vue de l'énergie, on a aussi l'égalité suivante :
1 WL = $1,3 \cdot 10^5$ MeV alpha par litre d'air [PRA 76]

Le *Working Level* est appelé en France « niveau opérationnel » [PRA 75].

d. L'exposition à cette radioactivité pour chaque mineur entre son premier travail et les dates d'observation — donc jusqu'en septembre 1968 — sont exprimées en Working Level Month (WLM) : on obtient l'exposition totale en ajoutant les concentrations en WL pour chaque mois de travail (170 heures). Par exemple, 3 WL pendant 10 ans (de 12 mois) donnent 360 WLM ; on a établi une correspondance biologique basée

sur la dose létale à 50 % pour des animaux : 1 WLM vaut environ 0,12 rad [LAF 74].

Des publications récentes montrent que, pour l'homme l'équivalence est supérieure. Malgré la très large gamme proposée, qui va de 0,2 rad à 10 rad par WLM, on peut considérer que l'équivalence moyenne se situe entre 0,2 et 1 rad/WLM [AEN 76].

Les résultats essentiels de l'étude sont les suivants :

- De juillet 1950 à septembre 1968, il y eut 437 morts parmi les mineurs d'uranium de race blanche contre 277 prévisibles. Les 72 morts parmi la population non blanche ne sont pas pris en compte dans la statistique car la population non blanche totale est considérée comme trop faible. Cet excès de mortalité était essentiellement dû à des accidents et à des cancers pulmonaires.

- Si l'on examine le détail des morts par *cancers respiratoires*, que l'on compare le nombre de morts observé au nombre de morts prévisible, on voit :

- en-dessous de 120 WLM, pas de différence,
- entre 120 et 1800 WLM, un facteur 4 environ,
- au-dessus de 1800 WLM, un facteur 15 environ.

Ces résultats sont illustrés par le tableau de la page 315.

Si on prend l'équivalence biologique $1 \text{ WLM} = 0,2 \text{ rad}$, l'apparition de cancers se manifesterait au-dessus de 120 WLM, donc au-dessus d'une dose cumulée de 25 rads environ. Les risques sont très importants au-dessus de 1 800 WLM, soit une dose cumulée qui dépasserait 360 rads.

On peut également regarder l'évolution du nombre de morts par cancer en fonction du nombre d'années écoulé entre le début du travail dans la mine et la date de la mort : le maximum est observé entre 10 et 14 ans (3,42 morts prévisibles, 24 observés). Cet effet est illustré par la figure ci-contre.

La statistique globale porte sur 37 958 travailleurs-ans (on ajoute les années passées par chaque travailleur entre le début du travail à la mine et la date d'observation ; cela représente 10 ans en moyenne par travailleur). En rapprochant la figure ci-contre et le tableau de la p. 315, on peut estimer que la mortalité maximale se situe entre 10 et 20 ans, pour une dose cumulée de 2700 WLM.

Il a été tenu compte du fait que de nombreux mineurs pouvaient avoir travaillé dans d'autres mines avant celles d'ura-

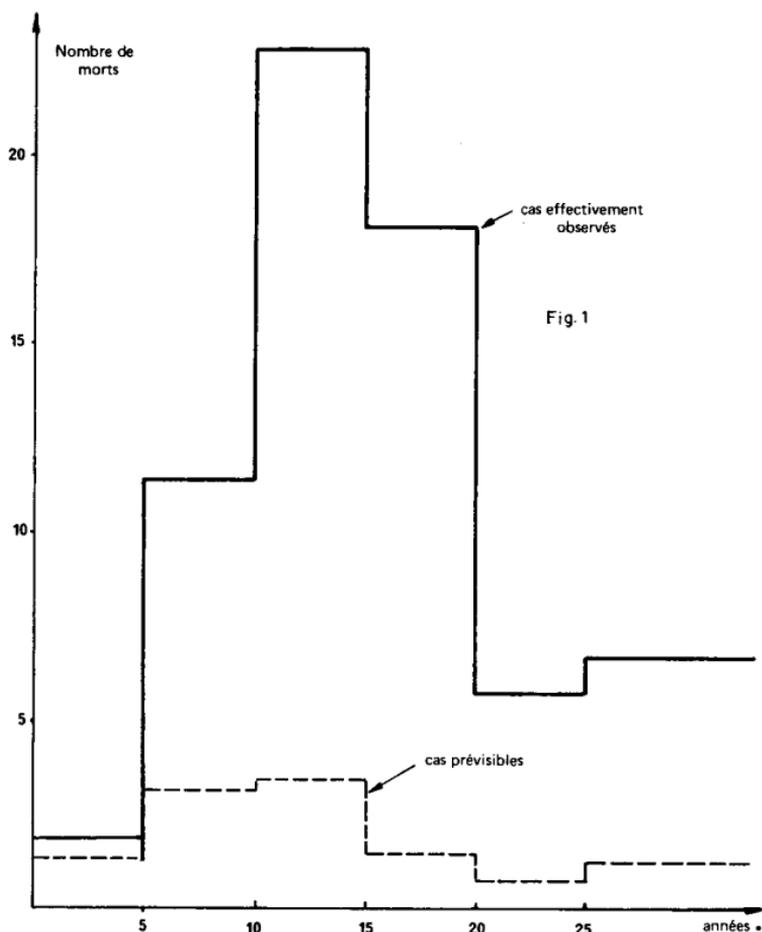


Figure 1 : Morts par cancer pulmonaire (sur une population de 3366 mineurs aux États-Unis). Les années sont comptées à partir du début du travail dans la mine.

nium. Cette contrainte supplémentaire n'augmente pas les morts par cancer pulmonaire.

Il a également été tenu compte de l'usage de la cigarette : sur 58 cancers pulmonaires observés pour une population de mineurs d'uranium, 15,5 seraient attribuables au tabac. Il apparaît comme très probable qu'il y ait des effets cumulatifs entre les deux causes.

NOMBRE DE MORTS PAR CANCER PULMONAIRE
pour une population de 3366 mineurs aux États-Unis
en fonction de l'exposition à la radioactivité

Exposition en WLM (1)	Travailleurs ans (2)	Morts par cancers	
		prévisibles	observés
Moins de 120	8 516	1,81	1
120 - 359	9 355	2,57	12
360 - 839	9 046	2,95	14
840 - 1 799	6 607	2,52	12
1 800 - 3 719	3 455	1,43	21
3 720 et plus	978	0,42	10
Total	37 957	11,70	70

1. Comptée entre le début du travail à la mine et la date d'observation.

2. Somme des années entre le début du travail à la mine de chaque mineur et la date d'observation.

Par contre, le fait que les mineurs vivent à la campagne fait penser aux auteurs que les cas prévisibles ont été légèrement surestimés.

On peut aussi estimer l'importance des risques en examinant l'étude épidémiologique relative aux mineurs de Tchécoslovaquie [SEV 76].

En considérant la première valeur du tableau, nous voyons que le doublement du taux de cancer du poumon s'observe chez les mineurs tchécoslovaques à un niveau relativement bas, soit environ 15 ans de travail pour le niveau moyen de 2,7 WLM observé dans les mines françaises d'uranium.

Le rapport de l'UNSCEAR de 1972 [UNS 72] signalait qu'une fréquence accrue de cancers pulmonaires a été enregistrée parmi le personnel de certaines mines (pas nécessairement d'uranium) exposé à des concentrations élevées de radon et des descendants radioactifs. Le risque, qui a certes diminué par l'amélioration des conditions de travail dans certaines mines, a posé et pose encore l'un des problèmes majeurs de la protection biologique.

CANCERS DU POUMON CHEZ LES MINEURS DE TCHÉCOSLOVAQUIE

Exposition cumulée due au radon		Fréquence de cancers pour 1000 mineurs		
Niveau WLM	Exposition moyenne (WLM)	attendu	observé	observé (1) rapport attendu probabilité = 95 %
inférieur à 50	39 ± 1,2	16,6	33,2	(1,1) - 2,0 - (4,6)
50 - 99	80 ± 0,8	13,2	21,2	(1,2) - 1,6 - (2,5)
100 - 149	124 ± 0,8	13,8	34,0	(1,7) - 2,5 - (3,3)
150 - 199	174 ± 1,2	15,2	69,8	(3,3) - 4,5 - (5,7)
200 - 299	242 ± 1,7	15,7	76,3	(3,8) - 4,9 - (6,0)
300 - 399	343 ± 3,2	17,4	102,3	(4,2) - 5,9 - (7,6)
400 - 599	488 ± 4,9	16,5	117,9	(5,4) - 7,2 - (9,0)
600 et +	716 ± 9,0	17,2	138,9	(5,4) - 8,1 - (10,6)
Total		15,1	65,6	(3,8) - 4,3 - (4,8)

(1) Entre parenthèses = valeurs extrêmes.
Référence [SEV 76].

Le traitement du minerai

Les usines de traitement du minerai ont pour fonction de séparer l'uranium contenu dans le minerai de la gangue qui l'accompagne. Les produits issus de ce traitement seront donc un concentré uranifère et des sables ne contenant pratiquement plus d'uranium.

Une usine de traitement comprend :

- une installation destinée à la préparation du minerai par concassage, broyage et classification ;
- un appareillage d'attaque chimique, en général acide sulfurique en milieu oxydant ;
- un dispositif de lavage ;
- une installation de concentration et de purification par résines échangeuses d'ions ou par solvants ;
- un atelier de finition permettant d'obtenir un uranate de

magnésie, de soude ou d'ammonium (l'Ecarpière, Bessines) ou une solution de nitrate d'uranyle (400 g d'uranium au litre — usines du Forez et de Gueugnon).

1. POSTES DE TRAVAIL

Les principaux risques se trouvent dans les postes suivants :

a. *Manutention et stockage du minerai*

Le minerai arrive à l'usine par tapis convoyeur ou camions. Il est alors envoyé dans un silo de stockage d'une capacité d'environ 2000 t (l'Ecarpière, Vendée). Le minerai apporte avec lui l'uranium et tous ses descendants, constituant un émetteur α , β , γ , en raison des éléments contenus. Le concassage primaire et la manutention ont pour effet de libérer le radon — gaz radioactif — contenu à l'intérieur du minerai. Une aspiration des gaz dans le silo est nécessaire pour que les postes de travail alentour ne soient pas soumis à nuisance. En octobre 1959, la concentration en radon était au poste de travail de 1,4 CMA à 1,8 CMA (SIMO : l'Ecarpière). Par suite de modifications, cette concentration est devenue de 0,15 à 0,45 CMA. Les prélèvements sont faits tous les mois. L'émission γ reste faible en raison de l'absorption par les parois de béton du silo.

b. *Concassage et broyage*

Ces deux opérations continuent à libérer le radon contenu dans le minerai. Les broyeurs peuvent contenir des quantités importantes de radon par rapport à leur volume. La visite de ces appareils lors de l'inspection des revêtements intérieurs et des travaux d'entretien doit être précédée d'une ventilation énergique.

c. *Attaque du minerai*

Les cuves doivent être ventilées à cause du radon. Les vapeurs d'acides sont renvoyées directement dans l'atmosphère. Pour traiter 1000 tonnes de minerai, il faut 5 tonnes d'acide sulfurique.

d. *Evacuation et stockage des stériles*

Lorsque l'uranium a été solubilisé, la gangue broyée contient tous les descendants de l'uranium et en particulier le radium. Cette gangue — que l'on appelle stérile — est cyclonée de façon à séparer les sables des « fines ». Le sulfate de radium, pratiquement insoluble, se trouve entièrement dans la gangue

stérile. L'eau de lavage rejetée contient de petites quantités de sulfate de radium en fonction des variations du procédé.

e. Finition et conditionnement des concentrés d'uranium

L'uranate est séché sur un tapis sans fin par rayonnement infrarouge. L'uranate devient pulvérulent. Le risque d'inhalation et d'ingestion est important. L'interdiction de fumer est absolue, les travailleurs portent des gants pour éviter la contamination de plaies éventuelles. Cette enceinte de séchage n'a pas toujours existé. Auparavant, l'opération se déroulait à l'air libre. Maintenant, l'air du séchoir est humidifié avant rejet dans l'atmosphère.

L'uranate sec tombe dans une trémie de stockage.

La trémie de stockage de la poudre d'uranate de magnésium est vidée tous les trois jours. Les travailleurs portent un masque et bénéficient d'une tenue spéciale qu'ils passent à l'aspirateur en fin d'enfûtage (!) :

- il n'existe aucun moyen de contrôle individuel, sinon les films dont on n'entend jamais parler ;
- une analyse d'urine est faite tous les 6 mois, alors que l'uranium naturel étant dangereux comme poison, il faudrait vérifier tous les jours.

A noter. L'usine de l'Ecarpière tourne à capacité maximum. L'accélération sera assurée par celle du Limousin qui est actuellement au quart de sa capacité. En cas d'incident ou d'accident, la direction rejette la faute sur l'inobservation par les travailleurs des normes de sécurité, jamais sur le matériel, le procédé ou l'organisation du travail.

2. SURVEILLANCE MÉDICALE DU PERSONNEL

Le personnel est soumis à un contrôle médical (radiographie pulmonaire, analyse sanguine, dosage de l'uranium dans les urines tous les six mois).

Les poussières contenant de l'uranium sont absorbées par voie respiratoire ou digestive et véhiculées dans l'organisme et se localisent de façon sélective dans le squelette et surtout dans les reins, d'où une partie s'élimine naturellement. Les 2/3 de l'uranium ingéré sont éliminés par voie urinaire, 1/3 reste fixé dans les reins et s'élimine lentement. Le dosage de l'uranium dans les urines permet de déduire de façon approximative l'importance de la contamination fixée. La quantité d'uranium inhalée en un jour ne doit pas dépasser 2,5 mg et la quantité

ingérée en deux jours ne doit pas dépasser 150 mg (décret du 20 juin 1966, n° 66.450, Art. 15).

Cette obligation est à rapprocher du rythme de surveillance !

L'information est extrêmement réduite. Le risque radioactif n'existe pas ! N'y a-t-il jamais eu de pneumoconiose d'origine chimique ? La dosimétrie est toujours en dessous des normes.

Après tout, la poussière, depuis si longtemps que ça tourne, on aurait dû en voir les effets, voyons !

Le comité « Hygiène et Sécurité » (CHS) n'obtient rien. La direction se retranche toujours derrière le secret de fabrication.

Le raffinage de l'uranium

Les différentes opérations de raffinage : purification, préparation des fluors, préparation de l'uranium métal, ont déjà été décrites dans le chapitre « Production de l'uranium » de la première partie.

Les unités de traitement sont implantées à Comurhex *-Pierrelate et Comurhex-Malvesi près de Narbonne. Ces deux usines ont des activités multiples. Les principaux risques sont ceux dus à l'utilisation de l'acide fluorhydrique, à l'hexafluor d'uranium (UF_6), aux divers uranates, au trifluorure de chlore.

Les produits traités sont d'origines diverses : minerais étrangers, nitrate d'uranyle, uranium en provenance des usines de traitement des combustibles irradiés.

1. POINTS CRITIQUES :

a. Grillage de l'uranium

Héritage du centre CEA du Bouchet, aujourd'hui fermé, cette technique de grillage des copeaux pour obtenir l'oxyde d'uranium U_3O_8 a été reprise dans d'aussi mauvaises conditions. L'installation est dans un bâtiment qui a pris une noirceur caractéristique. Au Bouchet, l'installation avait été mise à l'air libre, et elle contamina tous les bâtiments avoisinants et peut-être l'extérieur. Quant à la pollution des eaux, 20 ans de stupidité n'ont pas suffi pour qu'on recherche une solution.

b. Fluoration

Passage de l' UF_4 à l' UF_6 et traitement de nitrates d'ura-

* Comurhex : Société pour la conversion de l'uranium en métal et en hexafluorure.

nyle. Il y a des problèmes de criticité, d'autres liés à l'emploi d'acide fluorhydrique. De plus, alors que la direction disait que c'était impossible, on a fini par trouver du plutonium au niveau du traitement des nitrates d'uranyle, probablement deux ans après son apparition, d'où la mise en place d'un déplutoniseur. La production est de 6000 tonnes par an mais les irradiations croissent plus vite que la production, au moins tant que les travailleurs ne prennent pas les affaires en main (grève de 1974).

c. Dépoussiérage de l'hexafluorure d'uranium (UF₆)

Les filtres sont souvent bouchés. Il faut les déboucher régulièrement. Les produits fixés sont très radioactifs, d'où risque d'irradiation important. En 10 mn, les travailleurs reçoivent de 20 à 80 mR d'irradiation. Le rythme d'intervention est d'environ 4 jours par mois pendant 8 heures par roulement.

d. Production de trifluorure de chlore ClF₃ pour le CEA

On peut noter la différence de précautions prises à Comurhex et au CEA Pierrelatte, son voisin. Quand Comurhex livre le ClF₃, les gens du CEA attendent avec pompiers, refroidissement, etc. Il s'agit sans doute d'une erreur d'appréciation dans un cas ou dans l'autre, mais tout le monde sait que le ClF₃ est très dangereux et qu'il détruit absolument tout : tissus humains, etc.

2. RADIOPROTECTION

Le personnel chargé de la radioprotection a diminué :

- Comurhex-Pierrelatte : 1 personne au lieu de 4 auparavant.
- Comurhex-Malvesi : 2 personnes pour 280 agents.

La moyenne d'irradiation est de 350 à 400 mR par mois (organisme entier), soit 3 à 4 rem/an (Comurhex-Pierrelatte). Nous aimerions bien connaître l'incidence de l'augmentation de production et de productivité sur l'irradiation et la contamination du personnel.

Le contrôle est assuré par films dosimètres individuels mais le personnel n'a aucun bilan d'ensemble. Parfois, on lui montre quelques courbes mais on ne les lui confie pas et elles ne figurent dans aucun document. Tout va bien !

Un seul contrôleur de contamination (IPAB) à Malvesi, parce qu'il y a eu une fois un incident. Aucun contrôle individuel.

Il n'existe aucune information ou formation dignes de ce nom.

A noter. La hiérarchie se promène dans les unités « en civil », peut-être pour montrer que ce n'est pas dangereux et « tâte » le produit sortant, s'essuyant les mains ensuite sur une blouse !

Les travailleurs vont prendre leurs repas en combinaison de travail. La contamination éventuelle est éliminée (?) par un lavage des mains. Le temps de douche n'est pas inclus dans le temps de travail, donc peu de travailleurs se douchent. Le port de tenue spéciale est justifié ainsi :

- les gants pour l'acide,
- le masque pour les poussières,

alors que tout le monde marche dans la poussière d'uranium.

A noter. Lors de l'accident de Béziers en février 1975, le bitume arraché sur la route a été ramené à Malvesi. Les travailleurs ont demandé à la direction pourquoi ce bitume, qui était réputé dangereux pour les conducteurs, ne l'était pas pour les travailleurs de Comurhex.

Réponse : c'est une affaire de norme !

3. SURVEILLANCE MÉDICALE ET RESPECT DE LA LÉGISLATION

2 analyses de sang, 2 analyses d'urine par an... le fluor, l'acide fluorhydrique, le ClF_3 , les poussières d'uranium... Bof ! ça doit pas être dangereux puisqu'il n'y a pas de surveillance.

Pourtant, un certain nombre de textes légaux parlent d'une surveillance spéciale.

Pas de vestiaire séparé pour les travaux entraînant un risque de contamination : refus de la direction, et pourtant ! (art. 52, décret n° 69.228 du 15 mars 1967).

L'usine d'enrichissement

En France, le centre de Pierrelatte, dépendant du CEA, en attendant la construction d'Eurodif, assure la production d'uranium enrichi par le procédé de « diffusion gazeuse » (voir première partie).

Les risques dans l'usine sont liés à l'hexafluorure (UF_6).

L'hexafluorure d'uranium se solidifie à la pression atmosphérique à $56,5\text{ C}^\circ$. Il est donc indispensable de travailler à chaud.

Rappel. L' UF_6 est très corrosif et réagit sur la plupart des matériaux. Il réagit avec tous les composés hydrogénés (éviter toute humidité)

et la plupart des composés organiques (pas de lubrifiants). Il est dangereux pour le personnel car il réunit les propriétés toxiques de l'uranium et l'agressivité du fluor pour les composés organiques.

I. TRAVAIL EN TEMPÉRATURE

Le maintien de l'UF₆ dans sa phase gazeuse ou liquide exige que les appareils qui le contiennent soient maintenus dans une ambiance supérieure à 50°C. Bon nombre d'entretiens de matériel ou de travaux d'exploitation s'effectuent dans cette ambiance.

Un certain nombre d'études ont été faites sur ce mode de travail ; on peut en retenir l'essentiel : « Le travail en température n'est pas dangereux si l'on s'entoure de toutes les protections nécessaires... ».

L'expérience par des enquêtes auprès du personnel effectuant des travaux en température a souligné les inconvénients suivants :

a. Sur le plan physiologique :

- accélération du rythme cardiaque
- perte de poids
- angoisses
- perte de sommeil
- quelquefois déclenchement de coliques néphrétiques.

Il est bien évident que les médecins du travail admettent difficilement ces critères ; pourtant, coïncidence ou pas, ils existent.

b. Sur le plan professionnel :

- marchandage sur ce type de travail.

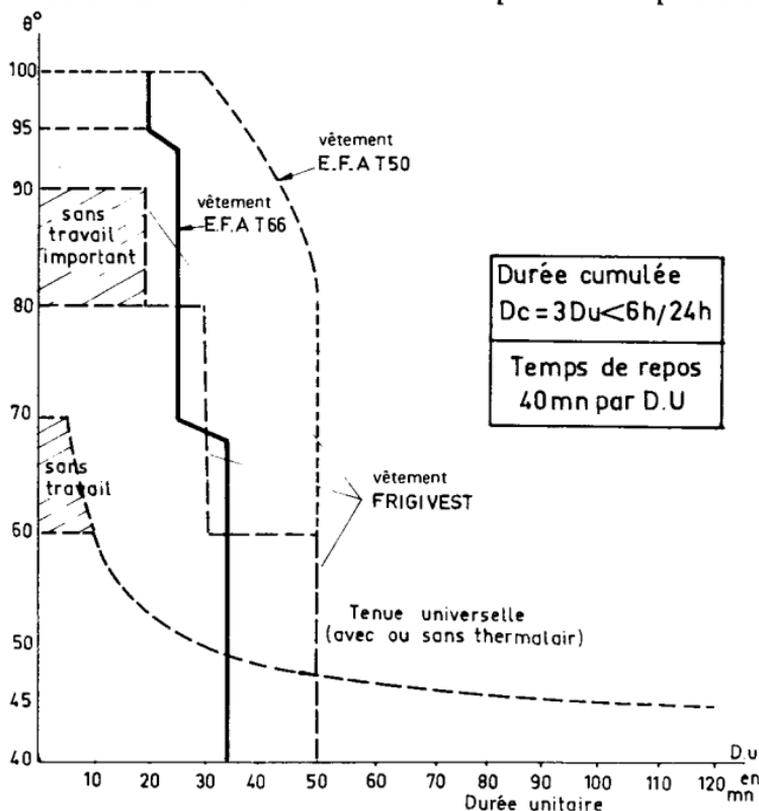
Les inconvénients du travail en température s'ajoutent pour beaucoup au travail posté. Cet effectif a déjà été amputé de bon nombre de personnes inaptes. Même si la charge de travail en température a diminué, elle demeure importante. Les inaptitudes au travail en température sont nombreuses, peu d'agents sont aptes et ce nombre ira en diminuant chaque année ; les pénétrations en température seront donc plus nombreuses individuellement. Une pénétration à 70°C, en anorak, doit ne pas excéder 3 mn et être suivie d'un repos de 40 mn ; on y restera 4, puis 5, puis 6 mn..., sans prendre de repos !

Un malaise certain s'est révélé au cours du 1^{er} semestre 1974 à la suite du décès d'un travailleur provoqué par une maladie à évolution brutale, déclenchée à la suite d'une péné-

tration en température, bien que les causes de ce décès ne soient pas imputables au travail en température.

Si les conditions de travail en température ne sont pas prises au sérieux, d'ici quelques années des conséquences graves sont à craindre.

En ce qui concerne Eurodif, si certains problèmes ne sont pas réglés à la construction, les conditions de travail en température seront nettement plus mauvaises que pour le Pierrelatte actuel car le seuil minimum de température est plus élevé.



Travaux en température, durées unitaires. Chaque pénétration en zone à température élevée est suivie d'un repos compensateur immédiat calculé d'après l'abaque ci-dessus.

2. RISQUE RADIOACTIF

Sur le centre de Pierrelatte, il n'y a pas de problème sérieux d'irradiation mais essentiellement un problème de contamination.

On peut diviser le centre en deux parties :

- La zone nord qui travaille presque exclusivement sur l'uranium naturel.
- Les usines qui enrichissent l'uranium jusqu'à environ 90 % d'uranium 235.

Pour la zone nord, le personnel travaillant sur de l'uranium naturel le considère de moins en moins comme dangereux ; il y a accoutumance au risque. Ce phénomène risque de devenir dangereux.

Pour les usines, dans la plupart des cas, l'uranium reste confiné dans les diffuseurs et les compresseurs. Le gaz d'uranium est toujours à une pression inférieure à la pression atmosphérique. Cette conception conduit à la détection rapide de la moindre porosité, par une entrée d'air dans le circuit, sa concentration relative en UF_6 étant contrôlée avec une très grande précision et en permanence. Seules les détériorations importantes du circuit (ouverture de plusieurs dm^2) peuvent occasionner des fuites dans l'atmosphère (un seul accident de ce type en 10 ans). Des risques plus importants demeurent en ce qui concerne les annexes : purge, introduction, soutirage et toutes les opérations de vidange et réintroduction de parties de circuit.

Pour Eurodif, les problèmes seront totalement différents ; la majeure partie des circuits seront à une pression supérieure à la pression atmosphérique. Toute porosité ou défaut d'étanchéité se traduira par une fuite de gaz vers l'atmosphère et non par une entrée d'air à l'intérieur du circuit. La possibilité de détection de l' UF_6 dans l'atmosphère est infiniment moins efficace que la détection de l'air dans l' UF_6 d'un circuit fermé et circulant dans des diffuseurs. D'autre part, le plus petit volume pouvant être isolé du circuit contient, en ce qui concerne Pierrelatte, quelques dizaines de kilos d'uranium : pour Eurodif il en contiendra quelques tonnes.

Les risques les plus importants de contamination existent à l'usine de récupération et d'élaboration où est traité l' UF_6 très enrichi par calciothermie pour aboutir aux lingots d'uranium 235 métal. Bon nombre d'incidents de contamination d'installations et de personnel ont eu lieu dans ces ateliers. C'est là et dans l'usine de tête qu'existe le plus grand risque de criticité. La réglementation en matière de dimension des récipients et les consignes d'exploitation ont rempli efficacement leur rôle. Le seul danger pourrait venir de l'habitude.

3. ENVIRONNEMENT

Nous ne traiterons dans ce chapitre que de ce qui est domageable pour les populations voisines.

Pierrelatte bénéficie de deux atouts importants :

- le canal de Donzère,
- le mistral.

Le canal de Donzère ayant un débit important, il permet des dilutions de rejets en solution. Ceci est vrai pour l'instant mais peut ne plus l'être quand Eurodif et les centrales qui l'alimenteront en électricité (4 unités de 1000 MWe) se serviront de la même source pour effectuer leurs dilutions. Un problème se pose déjà pour certaines dilutions qui deviennent acrobatiques à réaliser du fait de la capacité réduite de la station de traitement des effluents chimiques. Il semble qu'un effort d'agrandissement doit être fait, mais quand ?

Le mistral permet une dilution importante des rejets atmosphériques... quand il souffle, bien entendu. Un accident grave en 1965 a vu ses risques très limités du fait d'une journée exceptionnelle de mistral. Par contre, quand le mistral est absent, certaines colonnes de destruction de produits chlorés ou fluorés — ou les deux à la fois — émettent des odeurs significatives. L'effet est visible sur les arbres détruits par la proximité des rejets.

Un autre point à signaler est l'édification du site sur une nappe phréatique alimentant une région importante de plusieurs kilomètres. Les eaux migrent dans les alluvions quaternaires du Rhône et descendent la vallée. Un retour vers la nappe de phases aqueuses ou organiques polluantes entraîne fatalement une pollution de la nappe. Ce risque est connu mais la dissimulation d'incidents ou d'accidents sur des installations n'a pas permis l'évaluation précise des risques. Dernièrement on a pu constater la présence de TBP (tributyl phosphate, utilisé comme solvant des composés d'uranium).

La Section de protection effectue un travail assez sérieux sur les risques de pollution de l'entourage du site. Nous ne connaissons pas de contrôles ayant déterminé des risques.

La fabrication du combustible

Les risques associés aux postes de travail sont fonction des éléments constitutifs des éléments combustibles.

- Matière fissile = uranium naturel, uranium enrichi, oxyde d'uranium, plutonium.

- Gaine = magnésium, zirconium, zircalloy, acier inox, alliage d'aluminium.

Certains types d'éléments comportent des parties en graphite ou du remplissage de sodium.

Ces divers matériaux sont élaborés dans des usines différentes. L'assemblage (fabrication de l'élément) est réalisé en France par deux sociétés qui sont la SICON à Annecy et Veurey (près de Grenoble) et la CERCA à Romans. Quelques « ateliers pilotes » fonctionnent dans les centres CEA ; les combustibles au plutonium des réacteurs à neutrons rapides sont fabriqués à Cadarache.

1. RISQUES DUS A L'URANIUM

L'uranium est fourni à l'état de billettes. Les alliages sont obtenus par fusion sous vide dans des fours à induction. La coulée se fait en moule ou en continu pour les éléments filés.

Le produit obtenu se présente sous forme de barre ou de tube. La phase de démoulage en coulée classique, outre l'aspect salissant et poussiéreux du graphite, met les opérateurs en présence d'uranium particulièrement radioactif du fait des produits de filiation des isotopes 235 et 238 qui sont des émetteurs α , β , X et γ . Ces produits dispersés dans la masse de l'uranium sont rassemblés à la surface de l'uranium par la fusion et constituent un risque d'irradiation et de contamination important.

Cette opération est maintenant assez mécanisée, mais cela n'a pas toujours été le cas ; il fallait travailler en masque.

Les opérations d'usinage, de contrôle, de traitement thermique ne sont pas particulièrement sujettes à nuisances. Toutefois, il faut signaler la faculté d'inflammation des copeaux d'uranium métal et les différentes corrosions possibles en milieu aqueux. L'uranium est manipulé avec des gants en coton. Le risque le plus important dans toute cette série d'opérations est le risque chimique par ingestion. L'uranium est un métal lourd comme le plomb et le mercure dont l'une des principales atteintes pour l'organisme se situe au niveau des reins. La plupart des opérations sont toutefois très automatisées mais il reste de nombreuses manipulations manuelles.

Les usines de fabrication, à leur ouverture, étaient caractérisées par une très grande propreté pour laquelle un personnel particulier était chargé du nettoyage. Au fil des années, les aspects de rentabilité ont réduit très sérieusement cette nécessité de la propreté.

Les effluents afférents à ces procédés sont pollués et radioactifs par entraînement de particules d'uranium.

2. RISQUES DUS A L'URANIUM ENRICHI [FRU 66]

Le principal risque est le risque de criticité. L'uranium enrichi est utilisé dans les combustibles des réacteurs piscines expérimentaux (93 % d'uranium 235), dans les éléments combustibles des réacteurs de la filière à eau. L'accident de criticité se traduit par une amorce de réaction nucléaire très brève provoquée par la mise en situation d'une masse critique d'uranium et d'un modérateur (eau par exemple) dans une géométrie favorable (forme, état solide ou liquide).

Une organisation rationnelle des postes de travail doit être réalisée. Ceci implique la gestion rigoureuse des zones de travail quant à la quantité d'uranium enrichi qui transite dans celles-ci, et des opérations de fabrication. Les conséquences d'une excursion critique sont graves. Dans un rayon inférieur à 10 m, les travailleurs risquent une exposition à dose létale *, soit au moins de 500 rads. Dans une zone comprise entre 10 et 100 m, les doses sont encore de l'ordre de 25 rems. L'évacuation est nécessaire dans un rayon de 500 m. Ces valeurs sont théoriques et ne tiennent pas compte des obstacles physiques pouvant servir d'écrans protecteurs (murs, machines...).

3. RADIOPROTECTION

Dans toutes ces usines, les films dosimètres sont portés mais les moyens de contrôle sont peu utilisés du fait du manque de formation du personnel.

Remarque : les risques liés au plutonium sont traités au chapitre 2 de la deuxième partie.

Les transports des matières radioactives

Les transports de matières radioactives peuvent avoir lieu par route ou par rail. Du point de vue réglementaire, les deux modes sont considérés comme équivalents puisque la sûreté repose sur l'emballage, mais la position constante du ministère des Transports est de demander que les transports de combustibles irradiés se fassent par rail (diminution de l'encombrement des routes, moindre risque d'accidents, problèmes psychologiques). Dans la pratique, on tient compte des risques et de l'existence de voies ferrées près des sites nucléaires.

a. La réglementation des transports

Elle est particulièrement complexe et volumineuse. L'essentiel réside dans la définition des emballages et de leurs propriétés (voir deuxième partie, chapitre 2).

Le transport des matières radioactives obéit à un règlement national qui n'est d'ailleurs qu'une partie du règlement du transport des matières dangereuses dont il constitue la classe IVb.

Ce règlement s'inspire des recommandations de l'Agence internationale pour l'Énergie atomique (AIEA). Il a été révisé en 1973 ainsi que tous les règlements internationaux qui régissent les transports par voie ferrée, route, transports maritimes et aériens. Les matières radioactives sont les seules qui en Occident obéissent à des règles de transport pratiquement uniques, quels que soient les régimes ou le mode de transport.

La réglementation des transports de matières radioactives semble donc très complète, très élaborée, les emballages éprouvés par les tests très sévères qui leur sont appliqués. Du fait que la sécurité repose essentiellement sur l'emballage, il faut à la fois qu'il réponde aux conditions imposées par le règlement mais aussi qu'il soit utilisé correctement.

b. Les accidents

Il n'y a pas eu d'accident grave dans le domaine des transports radioactifs jusqu'à présent. Néanmoins, on peut relater quelques faits :

- 12 janvier 1975, près de Béziers.

Deux fûts d'uranate de soude défoncent la ridelle du camion de transport à la suite d'une collision. L'uranate se répand sur la chaussée. Le SCPRI * prescrit l'enlèvement du bitume qui est envoyé à l'usine Comurhex de Malvesi.

- 20 mai 1972, Saclay.

Un conteneur réputé vide contient en fait une source de 700 curies de cobalt qui doit être mise au déchet. Deux travailleurs, persuadés que le conteneur est vide, se font irradier au déchargement, ce qui déclenche une radiodermite à la main. Un exemple qui ne met pas en cause l'emballage mais la manière dont on l'utilise.

- En 1971.

Un cargo accoste au Havre, chargé de concentrés uranifères et de balles de coton. Au cours du déchargement, des fûts se

* SCPRI : Service central de protection contre les rayonnements ionisants.

brisent et le contenu tombe sur les balles de coton. Le cargo est décontaminé.

- 4 janvier 1975.

80 kg d'UF₆ s'échappent d'un conteneur à Comurhex-Pierrelatte.

- *Déchets radioactifs.*

Les innombrables fûts de stockage de déchets en tôle du CEA commencent à prendre de l'âge. Le stockage en plein air en a rendu la tôle friable et la manutention délicate. Depuis peu, ils sont transportés en « transcontainer » ; cela évite de voir ce que l'on met dedans et les fûts percés.

- *Transports d'eau tritiée.*

L'institut Laue-Langevin de Grenoble commence à traiter de l'eau tritiée allemande (6 à 7 curies de tritium par litre). D'ici 1985, c'est 100 à 150 tonnes par an qu'il faudra traiter.

Le transport est fait actuellement sans signe distinctif et dans des fûts simples de 200 litres. Il y a jusqu'à 30 fûts sur un semi-remorque : 40 000 curies qu'un accident de la route répandrait sur le sol ; il faudrait tout nettoyer (si c'est possible...) avec des équipes travaillant en masque.

Les agents de l'institut sont embauchés en fait pour travailler sur le réacteur à haut flux et la détritiation n'est qu'accessoire, du moins pour l'instant.

Ces quelques exemples ne sont pas l'apocalypse mais prouvent seulement que la moindre lacune réagit toujours sur les travailleurs et parfois sur la population.

2. L'usine de retraitement des combustibles irradiés

Les centres CEA de La Hague et de Marcoule assurent le retraitement des combustibles irradiés provenant des réacteurs français et de quelques réacteurs étrangers.

On se reportera à la première partie pour le détail des opérations, que nous rappellerons brièvement au cours de ce chapitre.

Dans le cycle du combustible, le retraitement est la phase la plus délicate et la plus dangereuse.

Si l'on examine les installations industrielles de retraitement des oxydes dans le monde, on s'aperçoit qu'à part AT1 (Atelier pilote de La Hague) en France et Eurochemic en mauvaise posture en Belgique :

- aucune usine ne fonctionne aux USA,

- Windscale en Grande-Bretagne est arrêtée à la suite d' « incidents »,
- WAK en Allemagne est en arrêt pour incidents techniques,
- l'usine japonaise de retraitement a pris du retard.

C'est dire la difficulté qu'entraîne le passage à l'échelle industrielle des procédés de retraitement. La mise en œuvre courant 1975 de la partie Haute Activité oxyde au centre de La Hague demandera donc une vigilance accrue.

Tout d'abord, un peu d'historique. L'usine est ouverte en 1965, la fabrication se rode puis les premiers éléments combustibles arrivent, faiblement irradiés (2000 MWj/t). Petit à petit, les taux de combustion augmentent et vers la fin 1970 de sérieux problèmes se posent : de multiples contaminations atmosphériques, des inflammations spontanées de l'uranium dans les piscines de dégainage, des blocages mécaniques au niveau de l'entrée du dissolvant chimique désorganisent la production et rendent les conditions de travail très critiques. La direction du centre constate, la production continue, la direction générale veut tout ignorer. Sous la poussée des grèves, d'une visite du Comité central d'hygiène et sécurité, une inspection générale est décidée par le haut commissaire à l'Énergie atomique en juillet 1972. Depuis, les choses ont évolué dans certains secteurs mais un questionnaire, établi par la section CFDT au début 1974, bouscule un peu le climat d'autosatisfaction dans lequel la direction s'engluait.

1. POSTE DE TRAVAIL AU DÉGAINAGE

Le dégainage est l'opération qui consiste à séparer les gaines en alliage magnésium-zirconium (réacteur de la filière graphite-gaz) de l'uranium irradié constituant les combustibles. En raison de la radioactivité très forte du combustible, ces opérations se font dans des piscines remplies d'eau de 5 à 6 m de profondeur.

Il suffit d'imaginer une suite de piscines au-dessus desquelles des travailleurs sont « disposés » sur un platelage. Ce platelage comporte des trous par où passent les gaffes qui permettent des manœuvres des barreaux d'uranium à l'unité. Ces mouvements à la gaffe ne sont pas très faciles, surtout avec cette épaisseur d'eau qui fausse les distances, déforme les images. On pourrait bien envisager d'atténuer l'effort manuel demandé à chaque travailleur en assistant les gaffes. Il a fallu attendre le début 1973 pour arriver à cette solution.

Il ne faut pas croire que la radioactivité est nulle malgré

l'épaisseur d'eau protectrice. Toutes ces opérations mécaniques libèrent des particules qui remontent à la surface et se collent sur les bords (une baignoire sale). On a dû « plomber » le plâtrage. La lutte contre l'irradiation c'est la lutte de tous les jours, la lutte contre la production au rendement aussi. Quoi qu'il arrive, il faut tourner. La dose n'est pas une valeur à atteindre mais une valeur limite à ne pas dépasser. C'est toute une conception du travail qui est en cause !

En 1971-1972, l'uranium s'enflammait spontanément sous eau, suite à un phénomène non expliqué à l'époque ; des dégagements gazeux en résultaient qui venaient exploser en grosses bulles à la surface des piscines, dispersant la contamination dans le hall. Ces contaminations imprévisibles n'étaient pas faits isolés ; il suffit de regarder les cahiers des chefs de quart. Des conditions de travail exceptionnelles s'en suivaient : port du scaphandre, temps de séjour limité parfois à 3 mn en raison de l'irradiation.

Les conditions de travail ne sont pas toujours fameuses dans cet endroit. En 1973, la mise en place de nouvelles installations a permis de diminuer ces risques, en particulier dans le canal d'amenée vers le dissolvant. A ce propos, il faut situer le climat qui règne dans ce secteur. Une intervention dans une piscine avec changement d'appareillage impose une préparation très longue du travail et une appréciation exacte des risques. Le chantier est donc ouvert. Ce chantier dure près de 6 mois et prend un peu de retard. Le planning de fabrication prend du retard aussi. Qu'importe, on démarre sans avoir mis en place des éléments de sécurité essentiels. Le pépin arrive : explosion, contamination étaient prévisibles. Il s'ensuit une contamination généralisée, l'uranium qui a été introduit dans les piscines gêne l'intervention. On fait appel à du personnel extérieur, les conditions de travail sont exceptionnelles, etc., etc. C'est une image de La Hague et de ses méthodes de commandement qu'il ne faut pas oublier. Les syndicats du centre protestent en Comité d'hygiène et de sécurité pour ce non-respect des impératifs de sécurité. Réponse : la pose de ce dispositif (fermeture du canal) aurait reporté la campagne de 15 jours... Il y avait un risque calculé mais acceptable à démarrer cette campagne avec des combustibles peu irradiés... » (procès-verbal CHS — La Hague du 20 décembre 1973 — par. III.9).

2. LE CYCLE CHIMIQUE

Décrire les bâtiments, le procédé serait fastidieux pour le lecteur. Nous allons essayer de cerner ce qui se passe dans ces

unités. Le travail se fait généralement en boîte à gants. Toutes ces installations sont desservies par de nombreux circuits auxiliaires et comportent : pompes, fours, ventilations. Partout c'est le règne de l'imprévisible quant à la tenue de tel ou tel matériel, donc le domaine de l'intervention fréquente. Ouvrir une boîte à gants polluée, remplacer des pompes qui tombent toujours en panne, prendre une balance dans un endroit pour la monter dans un autre, s'apercevoir qu'elle ne marche pas, voilà quelques-unes des nombreuses interventions qui sont le lot quotidien des travailleurs. Pourquoi tous ces ennuis ? D'abord l'usure qui commence à se faire sentir, l'inadaptation des matériels, la volonté de produire qui conduit à minimiser les incidents, donc à rejeter les améliorations. Partout les travailleurs se plaignent du manque d'entretien, des manquements aux consignes de la part de la hiérarchie. Quand un incident grave arrive, c'est l'improvisation pour parer aux conséquences. Le service de radioprotection se plie aux exigences de la production.

En 1972, on ne parlait plus de dose d'irradiation exprimée en mrem dans un secteur de cette partie d'usine mais une nouvelle unité de mesure était née : « le godet ». Compte tenu de l'état de contamination des boîtes à gants, le godet était la quantité de Pu qu'on pouvait produire par jour en se faisant irradier.

3. LA DÉCONTAMINATION ET L'INTERVENTION MÉCANIQUE

Ce sont des activités importantes sur le centre. La catégorie des travailleurs qui y sont affectés a le niveau le plus élevé d'irradiation. Le manque de personnel, l'organisation approximative des chantiers, le manque de liaison avec les services, aboutissent à des contaminations et irradiations du fait de la charge de travail qui va croissant.

La décontamination est le nettoyage en milieu nucléaire. Si un sol, une installation, une pièce mécanique sont contaminés, l'enlèvement des particules radioactives qui y adhèrent sera une opération de décontamination. Cela permet de maintenir l'ambiance radioactive au niveau le plus faible possible (contamination de surface), la récupération des pièces polluées, l'accès à des installations fortement souillées par des produits radioactifs qui seront ainsi assainies. Les moyens de décontamination vont du coton hydrophile imbibé de solvant que l'on passe sur la pièce à décontaminer au marteau-piqueur et à la lance à eau sous pression en cabine étanche. Le degré de pollution va influencer notablement sur les conditions de travail et les équipe-

ments du personnel. On peut décontaminer un lieu ou un matériel sans que cela entraîne des irradiations ou des incidents mais encore faut-il que le temps ne soit pas le facteur dominant.

On se bat pour avoir l'élémentaire des moyens. La réponse est : Frottez, frottez, il faut que ce soit propre ! Les fins de chantier sont souvent la débâcle. L'évacuation des déchets dans les unités est lente. On crée ainsi de nouvelles nuisances par-ci par-là. Le personnel doit intervenir sur des installations dont le démontage n'a pas été prévu à la conception (exemple : les filtres de ventilation Haute Activité). Toujours irradiation, difficultés d'intervention, les surprises sont continuelles. Un centre de cette importance possède un réseau de galeries techniques important. Les incidents se produisent parfois dans ces zones. Alors, quand on est en tenue étanche, conscient des conditions d'environnement et que l'on voit arriver quelques messieurs en tenue bourgeoise faisant leur promenade, des questions se posent...

Tout ce personnel en a assez de se faire l'éboueur tous temps et toutes conditions.

4. AMBIANCE GÉNÉRALE

Le rapport présenté par l'inspecteur des installations atomiques en 1972 demandait des réalisations *raisonnables* dans certains domaines. En fait, l'état général des installations les rendait obligatoires si l'on voulait continuer à produire. Le raisonnable était synonyme du plus urgent. Le climat social était jugé tendu, amené par quelques groupes minoritaires, mais les normes d'irradiation étaient respectées et ma foi ça ne marchait pas si mal que cela.

On retrouve souvent ce genre d'appréciation qui ne tient aucun compte du travail lui-même mais des objectifs à atteindre. Les techniciens chargés par le CEA de faire cette enquête ont été pris en charge par les militants CFDT qui les ont amenés au cœur des problèmes. Le rapport n'a jamais fait état de ces visites, aucun membre du personnel n'a été invité à s'exprimer, à part quelques militants syndicaux. Ce droit d'expression était le but même de cette inspection, hormis les aspects techniques : il n'a pas été respecté. La section CFDT l'a fait savoir à l'administrateur général du CEA par lettre du 23-11-72.

Pour qu'une usine de cette taille fonctionne, il faut que la sécurité soit une préoccupation constante dans l'organisation du travail. Trop d'incidents, trop de lacunes dans l'organisation, mettent le travailleur dans une position de refus d'assumer des tâches dans des conditions qui conduiront à des ennuis. Les

assurances de changement, les grands projets à l'étude seront de la poudre aux yeux si l'on ne prend pas en compte l'impact de la sécurité au niveau le plus élémentaire. L'implantation de cahiers de sécurité dans les unités permet de juger du niveau de conscience du personnel. A croire que la hiérarchie n'a jamais vu le travail se faire. D'ailleurs, là où elle ne veut rien faire, les gars se croisent les bras et attendent que les revendications élémentaires soient satisfaites et ce dans d'autres domaines que la sécurité. Il faut bien avoir présent à l'esprit que le personnel ne va pas se jeter sur l'autel des sacrifices pour le plaisir de produire quelques kilos de plutonium en plus.

En 1976, trois conflits sociaux paralysent les centres de retraitement de La Hague et de Marcoule et le centre de production de Miramas. Les principales revendications portent sur les conditions de travail, la sécurité et la sûreté des installations. Au bout de deux mois et demi de conflit, sous la pression syndicale et l'impact au plan régional des Assises nationales du nucléaire organisées à Cherbourg par les travailleurs en grève, la direction du CEA met en place à La Hague, en novembre 1976 :

— une mission-conseil composée de trois experts afin de déterminer quels étaient les problèmes les plus urgents dont la solution devait être mise en place immédiatement ;

— un comité d'hygiène et sécurité spécial dit « élargi » par une représentation des syndicats nationaux du CEA, des experts du département de Sûreté nucléaire, des représentants du Service central de sûreté des installations nucléaires dépendant du ministère de l'Industrie et de la Recherche.

C'était la première fois que la direction du CEA acceptait la mise en place d'un comité faisant appel à des personnes extérieures et à l'ensemble des syndicats, pour enquêter sur :

- 1° la technologie des installations,
- 2° la fiabilité et la sécurité des installations,
- 3° la sécurité et les conditions de travail, l'environnement,
- 4° les problèmes de personnel (recrutement, services spécialisés de radioprotection, formation).

Ce comité a eu la possibilité de tout visiter, d'interroger tout le monde, ce qui ne veut pas dire que chacun a été capable de voir, ni que toutes les réponses données ont été suivies. Quant à la mission-conseil, son activité s'est souvent réduite à la pratique d'une solidarité hiérarchique avec la direction ou les chefs de service de l'usine, face à des situations de carence évidentes.

Quatre groupes de travail ont rapporté sur les points évo-

qués ci-dessus. En juin 1977, la direction de La Hague a effectué sa propre synthèse de ce travail sous forme d'un échéancier de travaux en 47 points qui a été présenté abusivement par le directeur du CEA, A. Giraud, en France et à l'étranger, comme la « synthèse du CHS élargi ». *Ces 47 points ne constituent qu'une partie des améliorations à apporter et n'ont pas reçu l'aval des organisations représentées au sein du comité d'hygiène et sécurité élargi qui ont été mises devant le fait accompli des choix et de la décision prise par les directions du CEA.*

Pour la CFDT, trois points essentiels se dégagent de l'enquête :

— *Incompétence* technique au niveau de la réalisation des installations ;

— *Imprévoyance* par une absence totale de concertation entre :

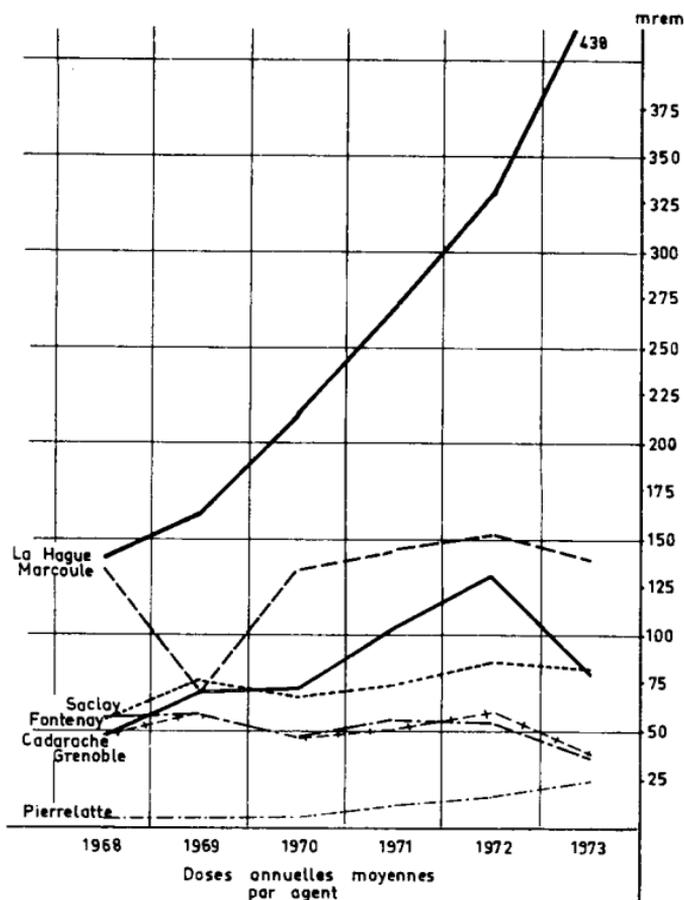
ceux qui conçoivent les bâtiments, ceux qui ont passé commande, ceux qui vont y vivre, ceux qui vont y intervenir pour réparer, démonter, décontaminer.

— *Mépris* des travailleurs qui subissent quotidiennement les retombées dues à l'incompétence et à l'imprévoyance.

L'atelier HAO, fleuron de la ligne de retraitement des combustibles de la filière eau légère (PWR), n'échappe pas à ces critiques et plus encore subit l'influence, en aval, de la dégradation de l'usine et notamment de la station de traitement des effluents complètement « à bout de souffle » (groupe de travail n° 3). Ainsi, les effluents, dont l'activité se trouve considérablement augmentée par le HAO, ne pourront être *décontaminés totalement* par incapacité technique, tant au niveau de l'installation que du procédé. A court terme, *cela conduit à dépasser les normes de rejets autorisés ou à réduire la quantité de combustible retraité.* Un choix bien difficile à assumer sans doute ! Seule une nouvelle station de traitement prévue en 1981 permettrait de respecter les normes de rejet. D'ici là, la COGEMA sera conduite à demander des autorisations de rejets plus importantes.

3. Les travaux en labos chauds

Le qualificatif « chaud » est une appréciation du degré de radioactivité par analogie avec une mesure de température. On trouve ainsi des zones froides, tièdes ou chaudes présentant une radioactivité croissante.



Dans la terminologie nucléaire, les labos « chauds » sont des laboratoires spécialement équipés pour le travail sur matériaux fortement radioactifs ou dangereux par leur toxicité ou le risque de criticité.

Ces laboratoires sont de conceptions très diverses. Ils ont évolué en fonction de la technologie et de l'activité des produits manipulés. Des points communs peuvent être retenus : confinement et isolement des activités, systèmes de ventilation autonomes, surveillance individuelle et collective des installations et du personnel (radioactivité, dépression atmosphérique, surveillance par circuit TV). Dans certains laboratoires à haut risque, les chaînes de détection de rayonnements sont doublées ou triplées. De nombreux problèmes technologiques subsistent dès que l'on passe à l'échelle industrielle (ventilation, extraction

des effluents et des déchets, destruction des composants sous l'effet des rayonnements ou de la corrosion).

Un laboratoire chaud peut abriter des activités de disciplines différentes, regroupées par cellules ou lignes d'examen. Les postes de travail évolueront nécessairement en fonction des opérations mais on retrouvera toujours les mêmes impératifs dus au travail sur matériaux radioactifs, soit :

- confinement de la contamination,
- atténuation du rayonnement.

Ces restrictions doivent être compensées par les moyens de travail, moyens de vision, moyens de manipulation.

Dans tous les cas, il s'agira donc d'enceintes étanches implantées ou non derrière des protections de plomb ou des murs de béton « lourd » (épaisseur 1 m environ). Cette suite d'enceintes a besoin d'être alimentée en matériaux et débarrassée de résidus, ce qui exige des moyens de transfert et d'évacuation.

Il faut signaler qu'une fois en service, ces installations exigent quand même un entretien. Or, le démontage d'une installation active est toujours compliqué : précautions spéciales, procédure de décontamination. Cette phase d'entretien ou de démontage a des impacts économiques au niveau de la conception qui, souvent, faute d'être appréciés, entraîneront des irradiations du personnel par la suite. Le coût du démantèlement d'une enceinte ancienne peut être du même ordre de grandeur que celui de sa construction.

Dans ces laboratoires, on peut trouver deux types de postes de travail : travail en boîte à gants, travail avec télémanipulateur. Entre ces deux types, on trouvera tous les intermédiaires suivant l'évolution des moyens de manipulation.

Travail en boîte à gants (BAG)

Le terme « boîte à gants » n'est pas particulier à l'industrie nucléaire. Cette technique d'isolement et de confinement est employée dans les services hospitaliers (enfants prématurés, brûlés), en biologie, en chimie, etc. Il s'agit d'enceintes étanches, à atmosphère contrôlée, dont les parois transparentes ou non sont munies de hublots de vision et de passage rendus étanches par la mise en place d'une manche souple terminée par un gant. L'opérateur introduit ses bras dans la manche et peut ainsi manipuler tout en gardant une protection vis-à-vis des maté-

riaux contenus dans l'enceinte. La plupart des enceintes sont en dépression atmosphérique par rapport à l'extérieur et munies de filtres autonomes.

En général, la BAG a un volume de 1 à quelques m³ pour les activités de recherches ou d'analyses. Les installations de volume plus important, 100 m³ et plus, sont conçues pour des installations pilotes ou des réalisations industrielles.

La boîte à gants est le type même d'un appareillage de nécessité dont les perfectionnements successifs furent dictés, soit par l'avancement des recherches, soit par des facteurs techniques ou technologiques, soit encore par des soucis de nécessité et de protection des travailleurs. La BAG isole le matériau radioactif de l'air ambiant et du travailleur en tant qu'enceinte de sécurité. Sa conception est fonction du travail qui doit y être exécuté, de l'appareillage qu'elle contient, de l'aisance maximum de son utilisateur [LAL 68].

Pour avoir une idée complète d'un poste de travail en BAG ou en enceinte blindée, il faut le situer dans le contexte du laboratoire ou de la cellule.

- *L'environnement.*

Les conditions climatiques permanentes sont généralement :

- travail en local clos sans contact avec l'extérieur ;
 - température constante : 20 °C ;
 - hygrométrie : 75 % ;
 - renouvellement d'air permanent par soufflage et extraction ;
 - dépression dans la cellule : 4 à 10 mm d'eau ;
- toutes les zones du bâtiment sont en dépression l'une par rapport à l'autre, ceci afin de limiter les risques d'extension d'une pollution radioatmosphérique accidentelle ;
- de nombreux appareils de contrôles sont implantés :
 - contrôle de l'air ambiant en continu,
 - contrôle des mains et des pieds (à chaque sortie de cellule),
 - contrôles locaux à chaque sortie de gant.

- *Les perceptions.*

Vue :

éclairage artificiel permanent.

Ouïe :

niveau sonore : 60 à 75 db.

Toucher :

pas de contact direct avec le matériau,
interposition d'une ou plusieurs épaisseurs de gants (6 à 8/10 de mm) ou télémanipulateur.

Odorat :

le masque à gaz individuel doit être porté lors de changements de gants et reste en permanence à côté de l'opérateur.

Salubrité :

nuisances radioactives, irradiation et contamination,

nuisances cutanées :

risques d'allergie,

contact des mains permanent avec les gants,

contact de la face avec le caoutchouc du masque.

Ainsi, le travail en BAG est-il le plus critique du point de vue de la sécurité. En effet, c'est le gant seul qui isole le matériau radioactif de l'air ambiant (par exemple : plutonium pulvérulent).

Qu'arrive-t-il quand le gant se perce ? D'abord, est-ce visible ? Pas obligatoirement. Cela peut être une ouverture qui s'obture ou s'agrandit suivant les mouvements. L'opérateur ne s'en apercevra pas. En fait, les incidents de gants représentent environ 30 % des incidents de contamination dans les cellules, par perforation ou au moment du remplacement. Que se passe-t-il dès que l'opérateur découvre une fuite sur un gant ? La solution préconisée est qu'il reste en position de travail et appelle un collègue. En effet, tout mouvement de rétraction risque de créer une ouverture plus grande, d'où fuite et pollution atmosphérique dans laquelle le travailleur va se trouver. Dans ces moments, la nécessité de travailler à deux dans la même cellule se justifie. Le collègue peut passer le masque à gaz, l'ajuster et quand l'opérateur et lui-même sont équipés on peut envisager un changement de gant. Tout cela ne va pas sans aléas et le moindre imprévu risque d'entraîner une contamination atmosphérique.

La découverte tardive d'une contamination atmosphérique par le service de radioprotection pose un autre problème car qui travaillait quelques heures ou quelques jours avant à tel poste ? Où est la fuite ? De quelle origine ? Il s'ensuit une cascade de contrôles biologiques pour les travailleurs avec parfois la désagréable découverte d'une contamination interne. On sait très bien apprécier les effets de l'alcool sur son propre organisme mais il est plus difficile de s'expliquer les effets d'une contamination interne. La première mesure est l'éloignement du poste de travail pour une durée variable. On est « mis au vert ». L'expression convient bien en effet au renouveau biologique que l'on attend du travailleur. Une fois que les examens médicaux auront prouvé que la quantité de produit radioactif restant dans le corps est assez faible, le travailleur

reprendra du service. Nombreux sont les travailleurs qui vivent cela, qu'ils soient simplement impliqués ou touchés directement par un incident radioactif. Au-delà de l'aspect professionnel, il y a celui de la condition salariale : travailler par ordre sur une installation inadaptée alors que la hiérarchie et le service de radioprotection ont donné un avis favorable. On en arrive à ce genre de situation par des soucis de rentabilité, de facilité. Il y a dans les labos chauds beaucoup d'incidents. Il ne faut pas en avoir une vision dramatique mais il faut le savoir. Il faut aussi savoir que dans le nombre des travailleurs concernés un bon nombre ont des contaminations internes faibles. La situation, que nous connaissons par ailleurs fort mal — et cela parce que le CEA entre autres élabore des statistiques sujettes à caution —, peut s'établir comme suit pour l'ensemble du CEA entre 1970 et 1974 :

- 7681 personnes admises au Service médical pour vérification de contamination,
- 1820 personnes ayant fait l'objet d'une décontamination cutanée,
- 907 personnes présentent une contamination interne.

Ces chiffres peuvent paraître faibles mais ils sont les témoins d'une époque où la diminution de qualité des installations, les restrictions budgétaires, la décroissance des effectifs du personnel d'exploitation et du service de radioprotection ne se sont fait sentir que partiellement ; nous reviendrons sur ces points. Systématiquement, certains laboratoires du CEA collectionnent des incidents qui sont en rapport direct avec les exigences de production entraînant un manque d'entretien des matériels et des méthodes de travail où l'improvisation se fait jour. La gestion introduite au plus bas niveau conduit les opérateurs à stocker des déchets ou à procéder eux-mêmes à des décontaminations d'enceintes, l'intervention du service spécialisé paraissant trop coûteuse.

Travail en enceintes blindées

Les postes de travail sont assez différents de ceux des boîtes à gants. En effet, on trouve généralement sur ces enceintes une face de travail comportant hublots de vision, télémanipulateur, commandes, appareils de mesure, parfaitement protégée du risque radioactif. L'ensemble des opérations à faire est spécifique à chaque enceinte, le transfert du produit de l'une à l'autre se fait automatiquement ou manuellement sur la face active de l'enceinte.

La différence de travail avec la BAG vient de ce que l'opérateur n'agit pas directement. Tous ses mouvements, sa vision, sont pris en charge par des intermédiaires. La vision au travers d'un hublot de 1 m d'épaisseur pose des problèmes d'éclairage, de sensibilité visuelle ou de technologie (détérioration rapide des projecteurs par suite d'irradiation). Des mouvements minutieux par télémanipulateur sont demandés. L'envers du décor est — si l'on peut dire — la partie annexe de l'enceinte qui est ouverte soit pour intervention, entretien, sortie des produits. Tout un processus d'accès est alors à prévoir car la radioactivité qui subsiste, même après nettoyage préliminaire, n'autorise que des séjours limités. De même, l'existence de faisceaux canalisés de rayonnement conduit à revoir la dosimétrie du personnel travaillant dans ces zones. En effet, le port du film dosimètre se fait normalement à hauteur de poitrine ; or, ces faisceaux se situent nettement plus bas (radioéléments-Saclay). Il faut donc tenir compte d'un facteur correctif pour apprécier l'irradiation des travailleurs. On peut se demander aussi pourquoi on ne supprime pas les faisceaux canalisés.



a. Mine d'uranium en galerie.



b. Contrôle de la contamination externe après intervention en zone active à Marcoule.

c. Affiche du Service de protection contre les radiations de Marcoule.

3. L'exploitation des réacteurs et centrales nucléaires

i. Localisation des risques pour le personnel

- *Le cœur.*

La source majeure d'irradiation est le cœur du réacteur. Une protection biologique importante assure que l'exposition en résultant pour le personnel est faible. Des fuites sont possibles qu'il faudra rechercher.

- *Les circuits actifs.*

Les circuits contenant des fluides actifs sont une autre cause d'irradiation externe. L'activation des produits à vie courte est importante à la sortie du fluide réfrigérant du cœur. On observe ainsi des débits d'exposition de l'ordre de 50 rem/heure au voisinage immédiat des tuyauteries chaudes à Chooz *. L'activité peut aussi se concentrer sur les filtres, dans les réfrigérants, sur les échangeurs où le ralentissement du fluide favorise les dépôts dans les zones mortes.

L'activité du fluide primaire est susceptible de variations rapides lorsque les responsables de cette activité sont les produits de corrosion ou les produits de fission. Ces produits, sous l'influence du débit de fluide, de la température, vont se fixer sur les filtres dont ils augmentent notablement le rayonnement : variation de 100 rem/h au voisinage d'un filtre à Chooz en quelques minutes.

- *Les circuits de manutention des combustibles irradiés.*

Le combustible irradié est manipulé sous eau, seul moyen commode de se protéger de l'irradiation. Tant que l'épaisseur d'eau reste suffisante, le seul risque de rayonnement est celui de l'eau contaminée. Il faut que des moyens mécaniques empêchent l'élévation du combustible au-delà d'une cote donnée.

* Centrale franco-belge des Ardennes, d'une puissance de 270 MWe, à réacteur à eau pressurisée (PWR).

- *Risques en période de travaux.*

Pendant les travaux, les protections sont en général démontées. Le risque est l'arrivée inopinée de matière active dans le circuit concerné par les travaux.

- *Risque de contamination interne.*

La contamination atmosphérique est conditionnée par la qualité des étanchéités du gainage des combustibles ou des circuits actifs. Ces évolutions sont décelées par les chaînes de mesure en exploitation normale.

- *Interventions sur le réacteur.*

Plusieurs catégories d'intervention sont prévues :

- Interventions normales : les procédures d'accès font l'objet d'une préparation.
- Interventions à l'arrêt : malgré la répétitivité des opérations annuelles ou à une autre cadence, les situations sont toujours nouvelles, compte tenu du niveau d'irradiation qui a changé, de la contamination qui a augmenté. A ce stade, il est fait appel à de la main-d'œuvre extérieure et c'est le grand défilé de la « viande » à radiations et surtout à contamination.

L'exemple de l'arrêt de Chooz en 1974 est particulièrement révélateur. Pas de vestiaires distincts pour vêtements de travail et habits civils, pas de contrôles sérieux. D'ailleurs, à la décharge de l'EdF, le CEA procède souvent de même dans certaines opérations sur ses propres réacteurs. Les puristes y trouveront des différences mais les considérations sont les mêmes.

De ces catégories, nous ne pouvons hélas donner la dosimétrie particulière qui est du ressort de chaque employeur.

- *Interventions exceptionnelles.*

Le 17 octobre 1969, la centrale nucléaire de Saint-Laurent 1 (uranium naturel, graphite-gaz) était arrêtée en raison de la fusion de cinq éléments d'un canal ayant entraîné la dispersion d'uranium dans le caisson. Les opérations de remise en état ont consisté à récupérer les débris, soit par action à distance, soit par accès direct au voisinage immédiat du cœur et à installer sous les échangeurs de chaleur une filtration totale du gaz carbonique [BEA 72].

Trois cents personnes ont travaillé à l'intérieur du caisson dont 106 agents d'entreprises, pendant près d'un an.

Les équivalents de dose reçue par irradiation externe pour les 105 travailleurs de l'entresol se répartissent de la manière suivante :

inférieur à 2,5	rems	: 63 agents
2,5 à 3	rems	: 23 agents
3 à 4	rems	: 15 agents
4 à 5	rems	: 3 agents
5,4	rems	: 1 agent

Ces doses sont celles mesurées par le film dosimètre placé sur la tête, d'où valeur légèrement en excès pour l'organisme entier.

A titre indicatif, les interventions en milieu contaminé se faisaient avec l'équipement suivant :

- 1 tenue en coton,
- 2 paires de surbottes en coton,
- 1 paire de gants à manchettes coton,
- 1 paire de gants à manchettes vinyle,
- 1 genouillère vinyle sur la tenue,
- 1 masque à cartouche filtrante,
- 1 cagoule en coton sur le masque,
- 1 blouse munie d'un capuchon sur la tête.

On le voit, le travail dans ces conditions n'est pas une sinécure.

2. L'évolution de l'irradiation du personnel

1. L'HOMME-REM

La connaissance exacte de l'irradiation du personnel s'obtient à partir du nombre de travailleurs irradiés et de la dose reçue

EXEMPLE PRATIQUE SUR 100 TRAVAILLEURS EXPOSÉS

Nombre d'agents	Dose annuelle individuelle (rems)	Nombre d'homme-rem (h-rem)
4	5	20
5	4	20
13	3	39
8	2	16
56	1	56
14	0,5	7
100		158

par chacun. Pour avoir une appréciation globale d'une irradiation collective, on a défini une nouvelle unité, l'*homme-rem* (h-rem) : un équivalent de dose, exprimé en homme-rem, s'obtient en ajoutant les doses individuelles reçues par chaque travailleur. Par exemple, pour une centrale, un bilan de 100 h-rem en un an peut signifier que 100 travailleurs ont « intégré » une dose de 1 rem en un an ou 50 une dose de 2 rems en un an.

Dans l'année, 158 h-rems ont été engagés, soit une moyenne de 1,58 rem par individu exposé. Cet exemple montre bien que la connaissance des h-rems ne permet pas une analyse fine de la situation mais donne un aperçu global sur l'irradiation d'un groupe.

Le bilan des centrales de type UNGG

Nous considérons les doses reçues par les travailleurs des centrales fonctionnant en France et au Royaume-Uni. Pour ce qui concerne la France, il existe peu de valeurs publiées.

DOSES ANNUELLES MOYENNES DANS LES CENTRALES NUCLÉAIRES EN FRANCE [UNS 77], [CFD 79-1]

Années	1964	1965	1966	1967	1968
Nombre de travailleurs	333	434	495	578	758
Puissance installée (MWe)	80	270	270	820	820
Dose collective (homme-rem)		72	89	173	212
Dose moyenne (rem/an)	0,16	0,17	0,18	0,30	0,28
Homme rem/MWe.an	3,1	1,8	0,87	0,76	0,75
Dose maximale (rem)	—	2,5	3,5	5,5	3,5

1969	1970	1971	1972	1973	1974	1975	1976
1167	1509	1644	1593	1560	1598	1575	1731
1546	1546	2085	2625	2565	2565	2580	2500
350	513	648	776	733	883	741	697
0,30	0,34	0,39	0,49	0,47	0,55	0,47	0,40
0,80	1,02	0,79	0,52	0,48	0,62	0,42	0,45
4,5	5,4	5,8	6,4	9,3	7,3	6,65	6,17

● Il est important de noter que ces doses, publiées par la commission de l'ONU [UNS 77], ne concernent que le personnel EdF. Les valeurs réelles sont donc bien supérieures à celles du tableau, si l'on tient compte des doses reçues par les personnels des entreprises extérieures qui interviennent dans la centrale. Compte tenu de cette importante réserve, on observe que les doses sont, pour le personnel de la centrale, inférieures à 0,5 rem/a.

● La situation pourra changer lorsque les centrales à eau légère deviendront prépondérantes devant les réacteurs graphite-gaz. Dans ce cas, les doses collectives reçues par les entreprises extérieures seront encore plus grandes. La figure suivante donne la fraction de la dose collective reçue par les travailleurs d'entreprises extérieures intervenant dans 13 centrales LWR en Europe [CFD 79].

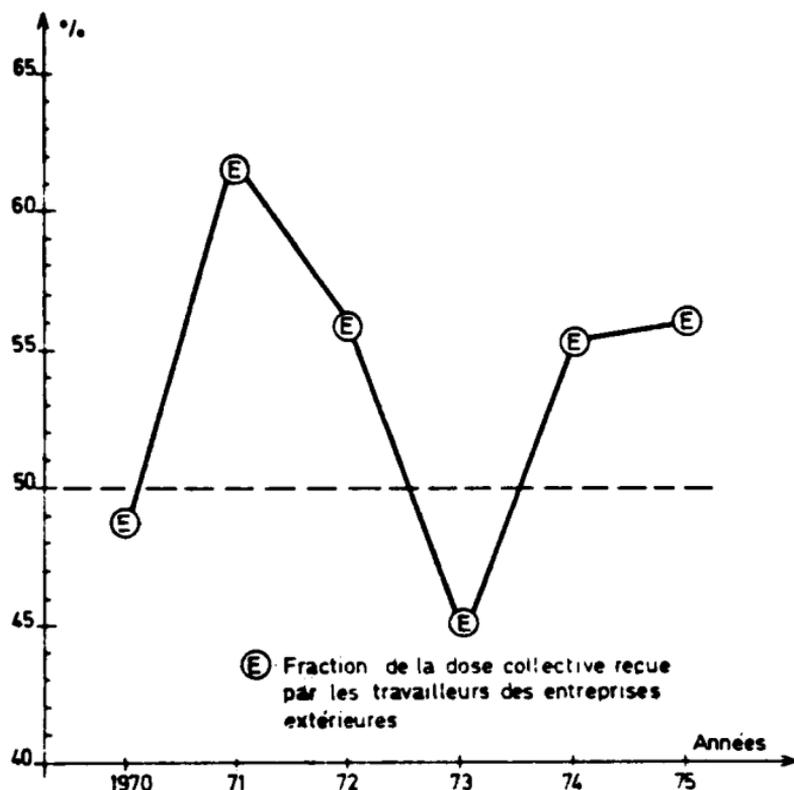
Nous pouvons illustrer par quelques chiffres les arguments que nous avançons :

1. DOSES COLLECTIVES DU PERSONNEL EDF (homme-rem)

Année	Toutes centrales réunies	Centrale PWR de Chooz
1975	747 (100 %)	324,8 (44 %)
1977	370 (100 %)	121 (32,7 %)

Ainsi la centrale de Chooz de 310 MWe, pour une puissance totale maximale installée de 2580 MWe en 1975 (soit 12 %), représente 44 % des doses. En 1977, où cette puissance est égale à 4280 MWe, la centrale de Chooz représente 7,25 % de la puissance installée, mais 32,7 % de la dose collective EdF.

13 CENTRALES A EAU LÉGÈRE EN EUROPE.



2. DOSES DES TRAVAILLEURS DES ENTREPRISES EXTÉRIEURES EN 1977

dose collective EdF	= 370 homme-rem (42,6 %)
dose collective « Entreprises »	= 488 homme-rem (57,4 %)
dose totale	= 858 homme-rem (100 %)

Nous voyons que ces chiffres sont, pour 1977, très éloquentes alors que la puissance installée PWR est pratiquement égale à la puissance UNGG.

3. LES CENTRALES DU ROYAUME-UNI [UNS 77], [CFD 79]

Les valeurs des doses moyennes annuelles sont plus basses encore qu'en France, mais nous ignorons si, comme pour la France, la dose des travailleurs n'appartenant pas à la centrale a été omise (sans mention dans le texte).

DOSES ANNUELLES DANS LES CENTRALES NUCLÉAIRES AU ROYAUME-UNI

Nom de la centrale	Type	Puissance (MWe)	Dose collective en homme rem pour l'ensemble des travailleurs		
			1972	1973	1974
BERKELEY	UNGG	2 x 138	271 (392)	302 (418)	284 (404)
BRADWELL	UNGG	2 x 163	164 (415)	146 (507)	129 (399)
HINKLEY POINT	UNGG	2 x 278	253 (717)	410 (1301)	515 (1642)
TRAWSFYNYDD	UNGG	2 x 254	575 (513)	430 (598)	260 (606)
DUNGENESS	UNGG	2 x 276	135 (544)	129 (633)	135 (686)
SIZEWZLL	UNGG	2 x 290	53 (474)	84 (646)	82 (514)
OLDBURY	UNGG	2 x 300	75 (441)	73 (420)	71 (426)
WYLFA	UNGG	2 x 590	37 (315)	63 (601)	72 (597)
HUNTERSTON	UNGG	2 x 160	364 (673)	277 (690)	344 (718)
Total			1927 (4484)	1914 (5814)	1892 (5992)
Dose moyenne en rem/an			0,43	0,33	0,32
Dose moyenne en homme-rem par MWe.			0,66	0,68	0,65
— Chiffres entre parenthèses = nombre de travailleurs. — Référence : d'après [UNS 77] p. 276.					

Le bilan des centrales à eau ordinaire

Nous disposons de bilans relatifs aux centrales allemandes et américaines :

**DOSES REÇUES DANS LES CENTRALES NUCLÉAIRES EN RÉPUBLIQUE
FÉDÉRALE ALLEMANDE**

Nom de la centrale	Type	Puissance	Doses collectives en homme-rem										
			Personnel de la centrale			Entreprises			Ensemble de travailleurs				
			1973	1974	1975	1973	1974	1975	1973	1974	1975		
Kahl	BWR	16 MWe	178 (83)	206 (87)	205 (96)	10 (27)	69 (75)	69 (97)	188 (110)	275 (162)	274 (193)		
Karlsruhe	D2O PWR	58 MWe	83 (107)	66 (110)	58 (104)	77 (87)	63 (70)	68 (75)	160 (194)	129 (170)	126 (179)		
Gundremming	BWR	250 MWe	375 (109)	342 (118)	304 (125)	286 (373)	323 (307)	355 (324)	661 (482)	665 (425)	659 (449)		
Lingen	BWR	252 MWe	158 (139)	175 (168)	228 (156)	125 (141)	253 (245)	798 (577)	283 (280)	428 (413)	1026 (733)		
Obrigheim	PWR	345 MWe	261 (144)	251 (144)	277 (146)	415 (408)	335 (394)	405 (391)	676 (552)	586 (538)	682 (537)		
Stade	PWR	662 MWe	137 (149)	127 (144)	162 (146)	266 (756)	172 (402)	226 (473)	403 (905)	299 (546)	388 (619)		
Würgassen	BWR	670 MWe	32 (162)	73 (173)	55 (178)	63 (717)	425 (1543)	166 (1101)	95 (879)	499 (1716)	221 (1279)		
Ensemble des réacteurs			1224 (893)	1240 (944)	1289 (951)	1242 (2509)	1640 (3036)	2087 (3038)	2466 (3402)	2880 (3970)	3376 (3989)		
Dose moyenne en rem.a			1,37	1,31	1,36	0,50	0,54	0,69	0,72	0,73	0,85		
Dose moyenne en homme rem./MWe.an			1,80									2,24	2,22

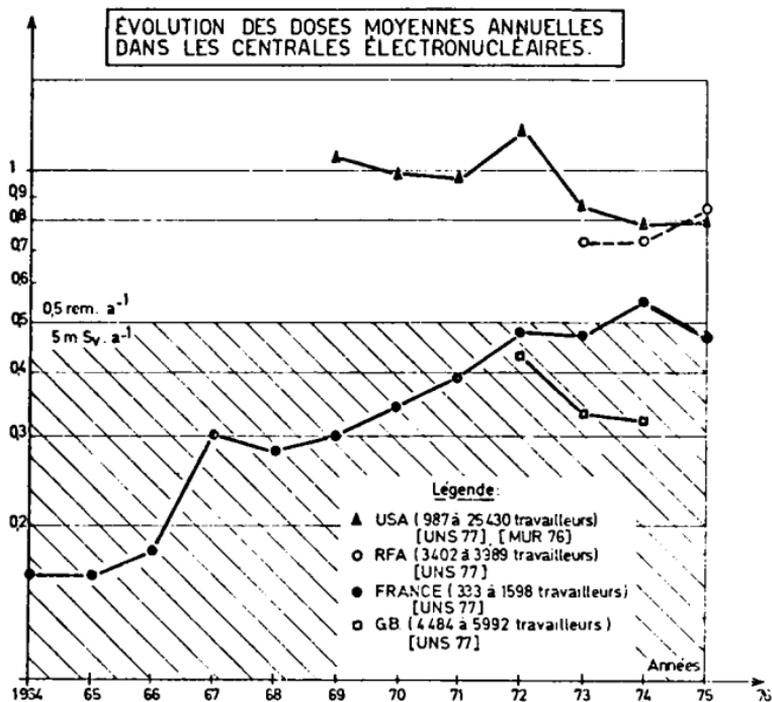
Les chiffres entre parenthèses donnent le nombre de travailleurs.
Référence : [UNS 77], p. 273-274.

DOSES ANNUELLES MOYENNES DANS LES CENTRALES NUCLÉAIRES AUX USA (1969-1975)

Année	Puissance moyenne (MWe)		Homme-rem/MWe.an			Nbre moyen de travailleurs par tranche	Dose annuelle moyenne rem/an
	BWR	PWR	BWR	PWR	LWR		
1969	116 (3)	381 (4)	1,75	0,66	0,94	141	1,06
1970	322 (5)	403 (5)	0,63	2,39	1,59	305	0,98
1971	351 (7)	459 (6)	1,36	1,12	1,22	302	0,96
1972	450 (10)	500 (8)	0,81	1,44	1,07	344	1,20
1973	521 (14)	575 (12)	1,00	2,13	1,55	584	0,85
1974	521 (14)	625 (18)	1,75	0,99	1,28	514	0,74
1975	626 (18)	650 (26)	2,03	0,67	0,89	578	0,80

(1) Nombre de tranches, une tranche comporte un ou plusieurs réacteurs.
Références [MUR 76] et [UNS 77], p. 235.

La figure suivante regroupe l'ensemble des données.



Cette évolution n'est pas représentative de ce qui se passera en « régime de croisière ». Un article récent [POH 79], intitulé « Irradiations dues au LWR, plus fortes que celles prévues », montre que, malgré l'éparpillement des données, l'on peut observer avec le vieillissement du réacteur un accroissement très marqué des doses dans les LWR américains.

Entretien, inspection, réparation

L'expérience montre que, dans de nombreux cas, ni le personnel technique propre aux centrales, ni les services d'intervention des fournisseurs ne suffisent pour la réalisation des travaux nécessaires, ce qui nous oblige à avoir recours à des entreprises d'autres secteurs, et même à du personnel administratif. Les nombreuses incertitudes qui pèsent sur les conditions de planification des travaux d'inspection, d'entretien et de réparation dans les centrales nucléaires rendent extrêmement difficile *l'exploitation rationnelle* du personnel.

L'exécution des travaux dans les conditions créées par l'exposition aux radiations, les délais imposés, le manque d'espace, les températures élevées, les vêtements de protection et le masque respiratoire, ainsi que la responsabilité de l'équipement et de l'objet de travail, exigent du personnel des performances élevées (le soulagement exprimé par les travailleurs lorsqu'ils quittent la zone contrôlée constitue un indice de la tension nerveuse sous laquelle ils travaillent).

De grandes difficultés sont à craindre pour pratiquer une dosimétrie efficace et suivie, notamment au niveau des entreprises. Les résultats d'irradiation seront conditionnés par la préparation du travail, les modifications technologiques apportées aux réacteurs afin de faciliter les interventions. L'expérience acquise jusqu'à maintenant montre que la dose maximale admissible de 5 rem a été respectée, mais aussi quelquefois intégralement atteinte. La dose admise est donc nécessaire. Ainsi se posera le choix d'augmenter le nombre de personnes exposées ou de faire appel à des systèmes automatiques afin de réduire les irradiations.

3. Evaluation des risques et radioprotection

Le coût du risque

Produire de l'électricité, toujours plus, au coût le plus bas possible, voilà le problème du moment. Or les centrales nucléaires nécessitent des entretiens et des interventions sur les circuits radioactifs. L'investissement relatif à la protection biologique est très important. Tout cela existe et se maintient parce qu'une des recommandations de la CIPR subsiste : « Comme toute exposition peut impliquer un certain degré de risque, la Commission recommande d'éviter toute exposition non nécessaire et de maintenir toute dose aussi basse qu'il est possible de le faire sans inconvénient au point de vue économique et social. »

Cette conception du risque gêne évidemment les tenants du nucléaire qui contestent l'existence de phénomènes biologiques sans dose de seuil. Les intérêts des personnes qui irradient ne coïncident pas entièrement avec les intérêts de celles qui sont irradiées. De multiples considérations ont donc amené à définir ce qu'est un dommage collectif, ce qu'est un dommage individuel, ce qu'un dommage vaut sur le plan économique. Toute évaluation nécessite une unité de mesure. Ainsi est né l'homme-rem qui est l'unité de mesure de l'irradiation d'une population. Pratiquement, c'est le produit du nombre de personnes par la dose reçue par chacune d'elles [DEL 72].

Suivant les recommandations de la CIPR, on devra donc rechercher une consommation d'homme-rem la plus faible possible.

« Supposons que les études préliminaires à la construction d'une centrale aient permis de prévoir que 100 agents y cumuleraient 500 h-rem/an en fonctionnement normal. Les projecteurs doivent rechercher si l'on peut économiser des h-rem en modifiant les méthodes de travail ou en renforçant les dispositifs de radioprotection ; cela peut se chiffrer en heures d'instruction, en heures d'allongement de la durée d'une tâche déterminée ou, par exemple, en coût des moyens de protection contre l'irradiation ou la contamination. Ils peuvent rechercher par ailleurs si l'augmentation de l'effectif de certaines équipes, en accroissant inévitablement l'irradiation totale, ne pourrait pas réduire la dose, par exemple 600 h-rem pour 200 agents. Enfin, il semble que, sauf exception, il ne serait pas satisfaisant de charger une entreprise extérieure de fournir du personnel

pour réaliser des travaux dans les zones exposées non envisagées au stade des études préliminaires ; la question peut cependant très bien se poser en cours d'exploitation [DEL 72]. »

L'homme-rem est donc une unité économique et sociale : pourquoi faire une dépense de x francs ou dollars supplémentaires dans les protections si les doses d'irradiation subies par le personnel restent faibles, donc le dommage social supportable ? De même, lorsqu'une intervention a une valeur économique forte, il vaut mieux garder son capital d'homme-rem (personnel fixe) et faire supporter les irradiations « nécessaires » à d'autres travailleurs qui, socialement, ont moins de garanties. Ainsi, l'entreprise n'a pas réduit ses moyens et son potentiel et ne supporte pas les conséquences sociales éventuelles de l'intervention. Ce raisonnement conduit évidemment à chiffrer les opérations et à établir une hiérarchie des valeurs [DEL 72] :

- a. *Pour les situations courantes* — 200 dollars (1000 F) peuvent être considérés comme une dépense à ne pas dépasser pour économiser 1 h-rem. « Les doses sont faibles, il n'y a pas lieu de les réduire parce que, au point de vue économique, l'humanité est bénéficiaire. »

- b. *Pour une situation intermédiaire* : 500 dollars. L'irradiation du *personnel d'exploitation de la centrale* est telle que l'on doit faire appel à de la main-d'œuvre d'exploitation d'une entreprise extérieure. On est donc amené à dépenser plus pour économiser 1 homme-rem et cette économie est imposée par les normes (la valeur proposée résulte des dépenses faites à la centrale canadienne de Douglas Point en 1971).

- c. Dans une situation délicate, la « valeur » de l'homme-rem peut atteindre 5 000 dollars car il faut faire appel à de la main-d'œuvre particulièrement qualifiée.

Il nous semble que ces approches du problème de l'irradiation du personnel d'exploitation et de la population autour des centrales méritaient d'être présentées très crûment dans leur contexte : celui d'une analyse coût-bénéfice [JAM 73]. Ainsi, les considérations scientifiques sur le risque peuvent-elles disparaître suivant que la société prend l'homme pour un simple outil de production ou consacre une partie de ses efforts économiques pour sauver des vies humaines comme finalité essentielle.

Protection ou autoprotection

Jusqu'à aujourd'hui, la doctrine de la direction d'EdF est l'*autoprotection* : le travailleur doit assurer lui-même sa radioprotection en même temps qu'il travaille à la production. Pour cela, la formation dispensée *actuellement* prévoit, après 4 mois de formation commune (technique) une semaine d'initiation à la radioprotection, 3 jours de chantier école (apprentissage au travail en milieu irradiant ou contaminé), 15 jours de stage de radioprotection. L'autoprotection est quelque chose de très dangereux : d'une part, cela consiste à faire exécuter par tout le monde le travail — très spécifique — qui doit être normalement fait par des techniciens de radioprotection, d'autre part elle reporte au niveau du travailleur le conflit entre la production et la protection, avec toutes les pressions que l'on peut imaginer pour que celle-ci passe au second plan. Par contre, il faut que le travailleur reçoive une *formation* à la radioprotection pour **connaître les dangers et les risques, comprendre la signification d'une mesure et savoir réagir en cas de situation imprévue.**

En ce qui concerne la radioprotection, il devrait y avoir dans la centrale, comme dans toute installation nucléaire, une équipe ou un service de radioprotection ayant les effectifs et les moyens nécessaires, pouvant intervenir à tout moment et dont le pouvoir de décision ne soit pas soumis à celui de l'exploitant de la centrale (ceci est une revendication constante de la Fédération CFDT du Gaz et de l'Électricité).

Un problème encore plus grave se pose pour les travailleurs des entreprises privées amenés à travailler auprès de la centrale, soit sous forme d'interventions en cas d'incidents ou pendant la période d'arrêt avec rechargement du combustible, soit pour réparer ou vérifier certains matériels (par exemple, les turbines des centrales BWR, contaminées par la vapeur radioactive venant directement du réacteur). Ces travailleurs sont en général sans formation adéquate et le contrôle de cette formation (travailleurs DATR : directement affectés à des travaux sous rayonnement) par EdF se fait à deux niveaux depuis peu dans les centrales PWR. Ce contrôle consiste en un examen rapide des connaissances en radioprotection à l'issue duquel est déterminée la classification des travailleurs chefs de travaux ou exécutants. Cette mesure oblige effectivement les entreprises à développer la formation de leurs personnels, mais ne permet pas la maîtrise totale des conditions de travail en zone active (mesures physiques, accès, déroulement des

opérations). La formation dans ce cas est en fait une formalité administrative pour avoir accès à la centrale. D'autre part, tous les ateliers susceptibles d'accueillir des pièces en provenance de la centrale devraient être équipés de façon spécifique (enceintes étanches) et les travailleurs devraient recevoir la formation correspondante.

Au niveau des centrales, pour faire face à la « consommation » croissante d'homme-rem, il est probable que le personnel va « tourner ». D'autre part, les doses maximales admissibles sont considérées — ou en passe de l'être — comme des doses de travail normal. Tout cela va bien dans le sens d'un « conditionnement réussi » (voir le chapitre traitant de la radioprotection).

4. L'utilisation industrielle ou médicale des sources radioactives

N'importe qui ne peut posséder une source radioactive, l'installer en un quelconque endroit et s'en servir. Une procédure d'achat et d'autorisation d'utilisation est définie :

- sources à usages industriels : art. 5-6 du décret n° 67228 du 15-3-67.
- sources à usage médical : arrêté du 23 avril 1969.

L'achat se fait par l'intermédiaire de la Commission interministérielle des radioéléments.

La source elle-même doit répondre à des critères d'étanchéité, de résistance aux chocs, etc. Elle doit être « propre » intérieurement ou extérieurement, c'est-à-dire que la surface externe ne sera pas contaminée ou qu'une impureté dans le métal de base par exemple n'engendrera pas un nouveau radioélément émettant des rayonnements différents de ceux recherchés. Ces contrôles sont importants, de même que ceux des emballages. Tout n'est pas net dans ce domaine et souvent sources et emballages sont « sales ». Faut-il encore le savoir à l'arrivée en ayant les moyens de contrôle adéquats et le temps de faire ce contrôle.

Une source a une vie limitée. En dehors des cas où il y a possibilité de réutilisation, la source est mise aux déchets.

Applications industrielles

La plus répandue est la gammagraphie. Les rayonnements émis par la source, en général cobalt 60 ou iridium 192, traversent les pièces métalliques ou les soudures dont on veut connaître l'état de santé métallurgique. Un film radiographique sera sensible à des modifications d'intensité et les traduira en image.

L'utilisation de sources sur chantier ou dans les usines est

fréquente. Les appareils contenant les sources sont en principe d'un modèle agréé. Les activités manipulées varient de quelques curies à 300 curies. Le personnel utilisant ces sources est spécialisé dans les opérations de radiographie mais peu formé en radioprotection. Une source de 300 curies de cobalt 60, lorsque aucun écran ne s'interpose entre elle et l'environnement, diffuse une irradiation de 3,8 rem/h à 10 m, ce qui détermine une zone d'exclusion théorique de 120 m (à 2,5 mrem/h).

Le balisage rigoureux des zones susceptibles d'être dangereuses pendant les prises de vues est une opération importante pour la sécurité des personnes, en raison des intensités de rayonnement possibles. Malheureusement, cela prend du temps, du matériel, du personnel. Alors bien souvent on découvre un gars qui fait ses radios « en douce » alors que les copains sont dans le voisinage. Pas vu, pas pris ! D'ailleurs le patronat, lors de la discussion des décrets relatifs à la Protection des travailleurs en 1967 au ministère du Travail, déclarait qu'un coup de sifflet suffisait pour prévenir de la sortie de la source. On voit tout de suite l'économie. L'observation de ces règles de protection conduit à l'utilisation de salles blindées pour les radiographies en usines. Il n'est pourtant pas rare de voir une salle blindée dans un coin de l'atelier, mais ouverte sur le plafond, alors que le conducteur du pont roulant passe et repasse au-dessus.

Sur chantier, les opérations sont parfois difficiles. Le conteneur ne peut être installé au bon endroit. La source est alors propulsée mécaniquement à l'intérieur d'un tuyau flexible jusqu'à l'endroit désiré. Dire que tout se passe bien dans ce flexible, oui dans la plupart des cas mais parfois la source reste coincée. Alors, comment la récupérer ?

Il faut intervenir rapidement, faire évacuer toute la zone dangereuse. Imaginez la situation de l'opérateur et la gêne apportée au chantier. Alors, parfois il y a des inconscients ou des bravaches qui se chargent d'une récupération manuelle. Ce n'est qu'un aspect des choses.

Le port du film chez les opérateurs est obligatoire ; combien le portent ? Ce serait un témoin gênant de leurs conditions de travail, d'où dépassement possible des normes.

Une autre catégorie d'incidents devient possible avec la multiplicité des sources : perte, vol ou découverte de sources ou substances radioactives variées sont relativement courants. Le risque est réel de voir des sources passer sans contrôle du domaine professionnel au domaine public et entraîner des irradiations importantes. Il n'est pas sans intérêt de signaler

aussi que des enfants sont impliqués plus fréquemment qu'on ne le croit dans ces types d'incidents, environ 8 % [REC 67]. Le plus dramatique d'entre eux est celui survenu en 1962 à Mexico. Un enfant ayant trouvé une source la ramena chez lui et la déposa dans un tiroir. Les 4 personnes de la famille décédèrent dans les 6 mois, soit des périodes de survie de 39 jours, 120 jours, 150 jours, 181 jours après le début d'exposition. Les doses s'échelonnaient entre 1373 rems et 5165 rems.

Autres applications

- Traceurs

De faibles quantités de radioéléments sont introduites lors de l'élaboration de matériaux. Le radioélément diffuse et se mêle irréversiblement. Il sera le témoin de comportement des matériaux, la radioactivité servant de repère.

Ces techniques sont utilisées en métallurgie, en hydraulique, en chimie. Malgré les quantités faibles, il y a quelques risques présentés non par le radioélément mais par un manque d'application des règles de sécurité. Un exemple : quelque part, sur la côte atlantique, près de Cherbourg, une étude de mouvement des sables est entreprise en utilisant de l'or radioactif. Ceci concerne une plage. La plage n'est pas interdite durant l'opération qui est surveillée de temps en temps. Un enfant arrive sur cette plage, se pique au pied. Chance, le contrôleur arrive. Que faites-vous là... La préfecture déclare la plage interdite 2 jours après, un peu tard. Incident sans conséquence, heureusement.

- Jauges

Par mesure de l'atténuation du rayonnement à travers un matériau, il est possible d'établir une relation avec l'état de ce matériau. Dans d'autres cas, l'interruption d'un faisceau de rayonnement par un matériau solide ou liquide traduira une variation de niveau. Ces sources peuvent présenter des dangers d'irradiation mais leur emplacement en général les met hors de portée des travailleurs en position normale.

En remarque générale, il faut souligner le manque de formation en radioprotection des utilisateurs, la rareté du matériel de mesure en bon état, le manque de rigueur dans les contrôles gammagraphiques sur chantiers et voie publique. Rarement une opération de gammagraphie sur voie publique nécessite une demande d'ouverture de chantier. Il faut s'en remettre à la conscience des opérateurs.

Utilisations médicales

De nombreux radioéléments sont utilisés pour définir un diagnostic pour des traitements thérapeutiques.

Le plus connu des utilisateurs est la cobalthérapie. Une source de cobalt 60 de très forte activité sert à irradier le malade à un endroit précis. L'opération se fait en salle blindée. Quelques accidents sont à signaler : l'obturateur de source ne fonctionnant pas toujours, la fermeture s'est faite à la main. Le matériel s'améliore évidemment.

De nombreux hôpitaux ont à leur disposition des laboratoires de radio-diagnostic associés aux services spécialisés de curiethérapie. Là ce n'est pas joli, joli. Que fait-on des effluents, que fait-on des ustensiles contaminés ? Avec quoi mesure-t-on ? Autant de questions qui restent souvent sans réponse. Il ne faut pas oublier que ce sont encore des travailleurs qui font les frais de l'affaire.

Une des applications de la curiethérapie est la curiethérapie gynécologique. Un centre d'importance moyenne a environ par semaine 3 cancers de l'utérus à traiter, soit environ 120 à 160 applications par an :

« Jusqu'en 1966, le radium 226 était utilisé. Il a été remplacé par le césium 137. L'application gynécologique classique demande la préparation de sondes et de colpostats pouvant s'effectuer derrière un écran de plomb mais la mise en place des sondes et colpostats chargés implique une irradiation obligatoire des médecins et du personnel. Pendant les 5 à 15 jours de l'application gynécologique, le temps variant suivant les techniques, il y a possibilité de protection par des boucliers plombés mais il faut bien savoir que les très lourds boucliers nécessités par le rayonnement du radium rendent souvent cette protection illusoire. Le remplacement du radium par le césium a réduit le risque d'irradiation mais, par contre, le personnel soignant — infirmiers de nuit, aides-soignants — enregistre des doses de l'ordre de 200 mrem par mois. L'introduction de la télécommande des sources a permis de supprimer ces irradiations. » [HUG 72].

Toutes ces applications sont caractérisées par une phase plus ou moins expérimentale au cours de laquelle le personnel est irradié.

Au fur et à mesure, le matériel est amélioré, mais, mais...

5. Les moyens de défense

1. La médecine du travail

Le décret du 15 mars 1967 relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants dans son titre II, chapitre 3 prévoit, en association étroite avec un contrôle sévère des équivalents de doses reçues individuellement, une surveillance médicale très stricte des travailleurs affectés dans la zone contrôlée définie à l'article 13 du décret (travailleur directement affecté aux travaux sous rayonnements).

Nous ne reprendrons pas ici l'ensemble des recommandations faites aux médecins par le décret mais quelques points importants :

1. *Examen clinique général.*

Sur les antécédents des travailleurs, trois points nécessitent notamment une attention particulière :

- a. l'existence possible d'affections familiales héréditaires qui devront être systématiquement recherchées ;
- b. les éventuelles affections ayant un retentissement hémato-logique ;
- c. l'estimation des équivalents de dose antérieurement reçus, *tant d'origine professionnelle que d'origine médicale.*

2. *Interprétation des examens.*

Il n'est pas possible de préciser les conditions médicales d'admission aux postes de travail situés à l'intérieur de la zone contrôlée. Le médecin ne peut que déceler des facteurs d'inaptitude ou des anomalies dont l'interprétation d'ensemble est liée :

- aux antécédents professionnels,
- à l'étude des postes de travail.

3. *Mise en observation ou inaptitude* — « mise au vert ».

En cas d'inaptitude temporaire ou définitive, toutes les

possibilités de changement d'emploi doivent être examinées au sein de l'entreprise.

4. Dossier médical spécial individuel.

Il doit être conservé pendant la vie de l'intéressé et en tout cas au moins 30 ans après la fin de la période d'exposition aux rayonnements ionisants.

Cette conservation ne doit pas être mise en cause, ni par le changement du médecin de l'entreprise, ni par la disparition de l'entreprise ou le changement d'entreprise du travailleur. Dans ces deux derniers cas, la sauvegarde du dossier est assurée par sa transmission au service médical du Service central de protection contre les radiations ionisantes (SCPRI) à qui il appartient de le remettre au médecin du travail de la nouvelle entreprise sur sa demande.

5. Fiche d'irradiation et dossier médical.

Sont communiqués au travailleur sur sa demande de façon que le médecin traitant puisse en avoir connaissance.

Comment s'exerce la médecine du travail ?

Dans les établissements du CEA ou d'EdF, des services médicaux importants ont été développés pour répondre à l'obligation de surveillance, en raison du nombre de travailleurs concernés.

Dans les petites entreprises ou dans les entreprises extérieures travaillant sous contrat ou sur intervention sur les sites du CEA ou d'EdF, ce sont en général des groupements de médecine interprofessionnelle ou des services médicaux implantés sur le site qui se chargent de la surveillance.

Qui est soumis à la surveillance médicale ?

Une seule catégorie est soumise à une surveillance médicale spéciale d'après les décrets : ce sont les travailleurs DATR. L'aptitude au travail en zone contrôlée est vérifiée tous les 6 mois.

A ce niveau, il existe en fait des personnels qui n'ont pas ce rythme de surveillance médicale, ce sont les travailleurs classés NDA (non directement affectés) et NA (non affectés) qui peuvent pénétrer en zone contrôlée pour des durées et dans des conditions déterminées assez largement d'ailleurs... tout au moins pour les centres du CEA.

Les études de postes

Elles sont une obligation de médecine du travail et constituent une base d'aptitude pour le choix du travailleur. En fait,

l'étude se réduit bien souvent à la rédaction par la hiérarchie d'une fiche de nuisance qui, à son avis, définit les risques encourus par le travailleur. Le médecin établit d'après cette fiche une surveillance et la fréquence des examens. Mais hélas, que de lacunes dans l'appréciation du risque, la mise à jour des fiches de nuisance ! Toute la surveillance médicale est basée sur ce système au CEA. Il est très difficile de porter une appréciation qui ne manquerait pas de faire bondir tous les médecins du travail prétextant de leur entier dévouement à la Médecine, de leur bataille incessante — ce qui est vrai — pour l'application du décret. La surveillance médicale dans son application est chose difficile. Mais dans tout cela, les études de postes que deviennent-elles ? Il y en a, mais peu. En 1972, 60 % des services de médecine du travail du CEA n'en faisaient pas. Quant aux études de postes pour les personnels d'entreprises, nul n'en parle. L'employeur ne sait pas, la plupart du temps, dans quelle ambiance travaillent ses employés.

La surveillance médicale des entreprises extérieures

Que dire des services médicaux chargés des travailleurs d'entreprises ! Ces personnels sont extrêmement mobiles. Un chantier peut être inactif au début et actif à la fin, l'autorisation de travail restera valable. Les difficultés de langue sont aussi à considérer.

La comptabilisation des doses est pratiquement impossible. Il est difficile de s'assurer à tout moment que le classement DATR et NDA est correct. La convocation aux examens médicaux est lancée par des voies différentes, suivant les entreprises, et atteint ou n'atteint pas l'intéressé.

Sans rendre à proprement parler impossible la surveillance médicale, la mobilité de ce personnel et la multiplication des entreprises auxquelles il appartient en diminuent singulièrement le sérieux et la portée. D'ailleurs, bien souvent, en cas d'incident on procède à l'échange standard du travailleur, cela fait moins d'ennuis. Les exemples ne manquent pas, que ce soit au CEA ou à l'EdF, on emploie des travailleurs de passage pour les travaux les plus sales (radioactivement s'entend).

Sur le plan des études de population permettant d'effectuer un rapprochement entre, d'une part l'évolution de la santé des travailleurs et, d'autre part, les diverses nuisances auxquelles ils ont été soumis, c'est tout un volume d'informations qui est dispersé entre une myriade d'entreprises et, de ce fait, purement et simplement perdu.

Aptitudes particulières — Port de tenues étanches ou de scaphandres

Ces tenues sont utilisées couramment par les équipes d'entretien, par les services de décontamination et lors d'interventions en milieu fortement contaminé. Tout le monde a une idée de ce qu'est un scaphandre. Chez nous, il s'appelle « Vêtement des Temps nouveaux » !

Ce genre de vêtement est conçu pour des travailleurs robustes, rigoureusement sélectionnés, afin d'être certain qu'une défaillance (malaise, évanouissement) ne les surprendra pas pendant le travail, compromettant ainsi la sécurité collective. En pratique, peu de travailleurs sont totalement aptes mais il faut bien faire le travail. Au centre de La Hague 245 personnes utilisent ce type de tenue, soit 62 % des travailleurs directement affectés aux travaux sous rayonnement. L'inaptitude est importante, près de 42 % des candidats.

Ces tenues ont permis, malgré leur pénibilité, des interventions nombreuses mais avec quelles conséquences ? Certains scaphandres avaient la fâcheuse idée de « respirer » à chaque mouvement ce qui, dans une ambiance radioactive, joue le rôle d'un aspirateur vers l'intérieur du scaphandre (ouvriers portugais contaminés par du plutonium — traitement des déchets — en 1965 à Saclay).

Que se passe-t-il quand un travailleur a endossé ces tenues ? D'abord il transpire abondamment (tenue vinyle scotchée). Son vêtement étant étanche, il baigne dans la sueur. Deux heures par jour suffisent amplement, mais il a fallu se bagarrer pour que le temps soit limité. La sudation est importante et entraîne des pertes de poids journalières de 2 à 3 kg compensées rapidement, heureusement. Mais comment mesurer la fatigue de l'organisme — et du cœur en particulier — lorsqu'il est soumis à un tel régime ?

« Il faudrait s'inquiéter un peu plus des effets physiologiques d'une agression thermique : hyperthermie, tachycardie, fluctuations de la masse sanguine, équilibre électrolytique. Est-ce que ces effets peuvent déterminer à long terme une asthénie ou d'autres altérations de la santé des travailleurs ! » : voilà les propos tenus par un médecin du travail du CEA lors de la réunion du Comité central d'hygiène et sécurité du 10 juin 1971. Les informations existent, un thésaurus de 30 000 dossiers nous dit-on. Qu'en fait-on ? On classe.

L'utilisation des données médicales

La surveillance, malgré ses imperfections, constitue une source de renseignements très importante sur l'évolution de la santé des travailleurs. Jusqu'à présent, l'information n'a guère été utilisée pour traiter cette masse de données. Il est assez difficile d'exploiter tous ces résultats, encore faut-il en avoir la volonté. Ce que nous disions à propos du travail en tenue spéciale est valable aussi pour le travail en température. Des centaines de milliers d'observations ont été faites. Sans aller jusqu'à l'utilisation de l'informatique, on peut se demander avec juste raison pourquoi la direction du CEA est incapable de répondre aux syndicats à propos de l'évolution de la santé des personnels du centre du Bouchet fermé en 1969, qui occupait 400 personnes. Depuis 1969, on décontamine toujours les locaux, les ateliers ; on creuse, on déblaie, on casse des bâtiments quand c'est la seule solution. Le « décapage » de ce centre a déjà coûté plus de 4 milliards anciens à la fin de 1978. Quel beau fleuron. Mais d'étude de population, point. A moins qu'on appelle étude cette enquête entreprise à la demande du CEA et effectuée sur dossiers médicaux seulement. Cette étude, longtemps annoncée, différée, modifiée par la difficulté de trouver une population témoin, réorientée suivant les chercheurs qui se sont succédés, est sortie enfin en 1979 : la direction du CEA elle-même en a conclu qu'elle était inutilisable. De toute façon, et c'est le plus grave, ce type d'enquête ne tient pas compte des nombreux décès qui ont lieu chez les retraités dont il n'est pas exclu qu'ils aient des causes professionnelles.

Nous en sommes vraiment au stade où s'inquiéter des conséquences que peut avoir telle ou telle contamination interne répétitive sur une population donnée pose des problèmes aux médecins. A croire qu'une telle démarche bouscule la déontologie patronale.

2. Les services de radioprotection

Le décret du 15 mars 1967, n° 67228, article 20, prévoit le contrôle par des organismes agréés des sources scellées, des installations, etc. Ces organismes, dont la vocation n'est pas uniquement ce type de contrôle, sont agréés pour la plupart par arrêté. Le CEA, par dérogation, a gardé son autonomie, des services de radioprotection existant déjà à la date du décret.

Dans les entreprises, l'utilisation de produits radioactifs doit toujours se faire sous la surveillance d'une personne compétente que l'employeur est tenu de désigner sous sa responsabilité (art. 7).

Compte tenu des installations par le CEA et EdF, leurs services de radioprotection sont importants mais l'utilisation qui en est faite diffère sensiblement.

Qu'est-ce que la radioprotection ?

Elle a pour rôle essentiel de prévenir les risques liés à la radioactivité, de les éliminer ou de les limiter, afin que le travail s'effectue en respectant les normes prévues par la législation et les règlements internes en vigueur.

Sur cette définition, tout le monde est d'accord, mais la différence commence à se faire jour quand il s'agit de savoir qui fait quoi.

Nous citerons un extrait d'une communication faite en 1970 par des représentants du CEA du centre de Marcoule [ROD 70] :

« Devant l'ampleur du problème posé par la radioprotection du personnel, le choix a été fait à Marcoule de confier celle-ci à un service de protection contre les radiations indépendamment des services d'exploitation. Cette solution a été retenue car en confiant la surveillance radiologique à des agents spécialisés disposant de moyens adaptés, elle décharge les équipes d'exploitation de la lourde tâche que représentent les contrôles, tant du personnel que des lieux de travail et du matériel. En outre, la séparation des équipes de radioprotection et d'exploitation évite que l'idée ' production avant tout ' ne prenne le pas sur la sécurité. »

Voilà donc une conception de l'exercice de la radioprotection dans une partie du CEA. Voyons maintenant comment dans une autre partie du CEA, à La Hague, la radioprotection était envisagée en 1965 [CHS 65] :

« Au fur et à mesure de la mise en service des différents bâtiments nucléaires, les équipes de radioprotection se figent dans leurs effectifs définitifs, qui sont très justes et ne permettent de disposer d'aucun volant de manœuvre. C'est-à-dire qu'il est indispensable que le personnel d'exploitation fasse de l'autoprotection. Faire de l'autoprotection, c'est pour l'exploitant participer activement aux tâches routinières de la protection. L'autoprotection se présente essentiellement sous

l'aspect d'une discipline de travail (et comme telle est du ressort des chefs de services intéressés) beaucoup plus que sous l'angle d'une participation technique. »

Il était spécifié à une question des syndicats :

« Lorsqu'il s'agit d'une contamination de peu d'importance résultant d'une *fausse manœuvre d'un agent*, il lui appartient de faire le nécessaire pour l'éliminer et pour s'assurer que tout est remis en état. Si l'agent n'arrive pas à assurer complètement l'opération, il lui appartiendra de faire appel immédiatement au Service de protection radiation. »

Ce fut une philosophie difficile à appliquer. Est-ce la philosophie ou les travailleurs qui n'étaient pas au point ? La question reste posée. A l'heure actuelle, personne ne parle plus de protection individuelle.

La direction d'EdF, quant à elle, a fondé sa politique de prévention sur les principes suivants [FER 72]:

« L'agent d'une centrale est, toutes proportions gardées, plus exposé que l'ouvrier d'une usine de ' fabrication ' ; il est mobile dans une installation très vaste et non attaché à un poste de travail. Il est isolé fréquemment dans les centrales car les effectifs y sont faibles, comparés au volume des installations et non entouré par la population d'un atelier, la maîtrise et les cadres se partageant en de multiples occupations au lieu de contrôler un secteur limité... »

Les effectifs d'une centrale comprennent une plus faible proportion d'agents d'exécution que dans les industries de « fabrication » et pratiquement aucun de ces « ouvriers spécialisés » dont tout le monde sait qu'ils ne le sont justement pas.

Une certaine centrale prise comme exemple donne la ventilation suivante :

cadres	20 %
maîtrise et techniciens	44 %
agents d'exécution	36 %

Dans ce contexte, la prévention des accidents *de toute nature* devait et pouvait faire appel à une organisation reposant plus sur la responsabilité personnelle et individuelle que sur la permanente vigilance d'un corps de surveillants spécialisés.

L'autoprotection était née, ou plus exactement, du fait des procédures utilisées : l'autoprotection assistée.

« L'autoprotection assistée ne peut être efficace que dans la mesure où les travailleurs y participent. L'information bien menée, le *conditionnement réussi*, seront autant d'atouts favo-

rables pour instaurer des attitudes de réelle maîtrise des risques et surtout dans le domaine de la radioprotection où tant de choses non — ou mal — expliquées ou mal perçues peuvent sembler mystérieuses et inquiétantes pour qui n'en est pas averti. »

Trois conceptions se dégagent de ces citations :

1. Dissociation des fonctions de responsabilité d'exploitation et de radioprotection.
2. Responsabilité individuelle d'exploitation et de radioprotection jusqu'à un certain niveau.
3. Responsabilité individuelle d'exploitation et de radioprotection dans le cadre d'une procédure d'avis de travail émis par voie hiérarchique.

Ce type d'antagonisme se retrouve au niveau de la réglementation nucléaire française où la notion de service spécialisé en radioprotection ne figure jamais. Les tenants des différentes thèses publient des statistiques à l'appui des méthodes de prévention utilisées sur lesquelles nous ne nous étendrons pas.

Dire que la radioprotection est moins bonne ici que là, l'expérience suffira largement pour l'apprécier et nous évite de l'écrire. Peut-être qu'à travers les différents documents présentés, le lecteur se fera-t-il une idée ?

Toutefois, nous voudrions souligner un aspect important qui touche à la formation sécurité. La sécurité dans le travail dépend de la formation professionnelle acquise mais aussi de l'organisation du travail. Les défauts d'organisation sont mis en évidence, quelles que soient les compétences des cadres ou de la maîtrise. Exiger du travailleur qu'il prenne part activement à une politique de sécurité dont on lui répète qu'il n'a qu'à s'y soumettre, traduit une conception du travail et des rapports humains. La connaissance du travail, c'est aussi celle détenue par l'exécutant, sa critique a autant de valeur que celle de la maîtrise. Vouloir améliorer la sécurité sans admettre qu'il puisse exister un point de vue, une expression du travailleur sur l'organisation de son travail, cela nous semble être le résultat d'un manque de réflexion sur la place de l'homme dans l'entreprise. Le contenu qualitatif de l'heure de travail est une chose dont le travailleur peut aussi discuter.

Ce débat de fond, il est déjà engagé dans les entreprises du nucléaire. Un autre aspect est à examiner, compte tenu de l'évolution de l'industrie nucléaire. Doit-on ou non conserver des services de radioprotection importants ? EdF a supprimé très tôt les services à l'échelon local pour éviter la dualité des

procédures du risque électrique et du risque radiation. Le CEA s'est engagé dans la voie d'une réduction des effectifs de radioprotection.

Quel est le rôle d'un agent de radioprotection au CEA ?

Affecté à un ensemble ou à une installation, il vit avec cet ensemble en ayant pour mission de préserver le personnel contre les risques dus à l'irradiation et à la contamination radioactive [ROD 70].

Le fonctionnement de l'ensemble doit lui être familier car parfois un défaut mécanique peut avoir une grande influence sur la conduite d'une opération et des précautions à prendre. L'action de l'agent de radioprotection s'exerce aussi sur le personnel et les installations.

Pour le personnel, l'agent de radioprotection est un éducateur, un surveillant et un assistant. Le rôle d'éducateur est certainement de loin le plus important. La protection ne peut être vraiment efficace que si elle est comprise et librement consentie. L'attitude des ouvriers envers les consignes et leur comportement sont influencés par l'agent de radioprotection qui se trouve en contact avec eux tous les jours et sur tous les chantiers. Il leur fait connaître les dangers, leur rappelle ce qui est permis ou interdit, les rassure lorsque leurs réactions sont injustifiées ou exagérées. Si l'agent de radioprotection informe les exploitants des consignes à respecter, il doit également veiller à ce que les consignes soient appliquées. C'est donc un surveillant. Sur tous les chantiers présentant des risques appréciables ou sur lesquels travaille un personnel *peu averti*, la présence permanente d'un ou plusieurs agents de radioprotection est indispensable. En effet, à l'échelon local, il apporte toute l'assistance que son service met à la disposition de l'ensemble du personnel.

La répartition des tâches est approximativement celle indiquée dans le tableau ci-après :

« Les attributions d'un agent de radioprotection sont donc multiples ; les responsabilités qu'il doit assumer sont grandes et sa conscience professionnelle est souvent mise à rude épreuve. Ce n'est pas en six mois ni en un an que se forme un agent de radioprotection, mais à la suite d'une longue expérience... [ROD 70] »

Ainsi aurait pu parler Zarathoustra. La baisse de 21 % des effectifs entre 1967 et 1971, soit de 1532 agents à 1208 pour l'ensemble des centres CEA, modifie sensiblement la

Tâches	% de l'activité
Contrôle des radiations sur les personnes et du respect des consignes :	
— à l'entrée des zones contrôlées	12,3
— sur les chantiers	9,5
Contrôle des radiations dans les locaux de travail à l'intérieur du centre :	
— exploitation des tableaux santé et vérification de la bonne marche des appareils	20,3
— rondes routinières ou inopinées :	
- dans les ensembles	12,5
- sur le site	2,6
Contrôle des niveaux de radioactivité sur les chantiers :	
— avant l'ouverture des chantiers	10,5
— organisation et entretien des sas d'entrée, mise en place et exploitation des appareils de contrôle continu des radiations sur les chantiers	8,0
— contrôle des vêtements et survêtements de travail	5,3
— examen des demandes de travaux et manipulations exceptionnelles, définition des conditions de travail	4
— balisage des zones radioactives	3
Transports radioactifs et évacuation des résidus :	
— contrôle de la radioactivité des colis	5,8
— examen des demandes de transport et définition des conditions d'emballages et de convoyage	0,6
— convoyage des transports	2,6
Sûreté des installations :	
— établissement des consignes	0,7
— examen des projets de construction ou de modification des installations	0,2
— réception des installations et des dispositifs de protection	1,6
— problèmes divers	0,5

répartition des tâches. Les centres à fort risque ont vu les effectifs décroître de 40 % à La Hague, de 32 % à Marcoule. Sans qu'on puisse tirer une relation certaine avec l'accroissement des doses moyennes d'irradiation du personnel, il est évident que les variations sont à l'opposé.

Dans ces deux centres, les organigrammes relatifs à la sécurité radioactive ont fleuri. En fait, on sent bien l'idée sous-jacente d'une réduction sensible des effectifs et du soutien aux unités. La première action est relative au budget. En tant que service commun, chaque unité cotise pour une fraction du budget et en tant qu'utilisateur du service cotise pour les prestations fournies. La tentation est grande de réagir sur les deux postes budgétaires, quitte à faire des faux pas de temps en temps. Il y a aussi de nombreux départs, la profession n'attire peut-être plus autant du fait du changement des tâches. Assurer des permanences de nuit pose quelquefois des problèmes d'effectifs et de rythme de rotation.

3. Le rôle primordial des comités d'hygiène et sécurité

Institué par un décret du 1^{er} août 1947, le Comité d'hygiène et sécurité est un organe consultatif sans personnalité juridique. L'employeur étant responsable de la sécurité, le CHS est simplement consultatif puisque le chef d'établissement le préside et choisit le secrétaire. Les représentants du personnel sont en nombre variable, suivant l'importance de l'établissement. Ils bénéficient depuis peu d'une protection contre les licenciements.

Le CHS procède à des enquêtes sur les accidents du travail et les maladies professionnelles, a un rôle de prévention et s'assure de l'application de la réglementation en inspectant les locaux. Il doit fournir des informations et des données statistiques à l'Inspection du travail.

Qu'en est-il ?

Sur le plan des accidents, la question est parfois vite réglée par le patronat et une obstruction générale dans les enquêtes. Tout aspect organisation du travail est éclipsé. Par contre, le travailleur est frappé de tous les maux : « Il ne veut pas — il ne sait pas — il ne peut pas ».

Le patronat voudrait bien associer les représentants du

personnel à ses actions mais en général les syndicats refusent de gérer à la place du patron les risques que celui-ci fait courir aux travailleurs pour l'obtention de son profit.

Dans l'industrie nucléaire une extrême discrétion domine encore dans les CHS. On évite des informations coordonnées, il faut rassembler ces informations après des années d'efforts isolés pour obtenir une vue d'ensemble de certaines situations.

Malgré ces défauts de fonctionnement, le CHS est un des lieux où l'action syndicale doit s'intensifier par une puissante contestation des conditions de travail, une demande d'informations technologiques et médicales sur l'entreprise.

4. Les revendications essentielles

De ce qui précède et qui ne prête pas beaucoup à discussion technique comme les autres chapitres parce qu'il s'agit ici de deux intérêts qui s'affrontent, d'une opposition en quelque sorte irréductible, on peut tenter de tirer trois conclusions :

- Tout d'abord, la législation doit être observée. C'est un peu une lapalissade mais il faut savoir que trop souvent les textes légaux ou réglementaires sont bafoués, d'autant plus facilement que les travailleurs sont peu formés ou informés. D'autant plus facilement que lorsque les travailleurs sont formés, on propose de leur payer les risques supplémentaires qu'ils acceptent. Signalons en particulier l'important décret n° 75-306 du 28 avril 1975 relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants dans les installations nucléaires de base (*J.O.* du 30 avril 1975).

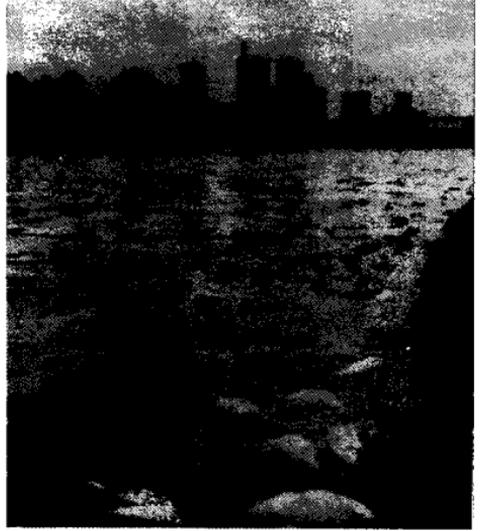
- En second lieu, la nécessité, pour la sauvegarde de travailleurs mais aussi du public, des *services de radioprotection indépendants* des services de production (que cette production soit matérielle... ou scientifique !). Ceci n'exclut pas, bien au contraire, la nécessaire formation des travailleurs ; mais il n'est pas admissible que le travailleur assume seul le conflit entre des impératifs de production et de protection, d'autant plus que les dangers encourus le sont aussi par ses camarades, voire même par les populations qui entourent l'installation.

- Enfin, la nécessité d'un « passeport nucléaire » pour tous les travailleurs subissant un risque d'irradiation ou de contamination ; parce que, si les travailleurs du CEA ou d'EdF sont

relativement bien suivis *tant qu'ils restent dans leur entreprise*, il n'en est pas de même pour l'ensemble des autres travailleurs, en particulier pour les travailleurs intérimaires, ceux à qui on confiera les travaux les plus risqués, par exemple pendant les arrêts annuels des tranches électronucléaires. Suivis pendant un mois ou deux et pouvant, de ce fait, « intégrer » la dose-trimestre, ils redeviendront « vierges » dès qu'ils auront quitté le chantier. Pour peu qu'ils deviennent des spécialistes recherchés de ce genre de travail, ils seront connus de tous pour leurs capacités techniques et peut-être surtout pour leur incognito au titre de la radioprotection. Un tel passeport — qui existe déjà en Allemagne — permettrait de noter toutes les doses reçues, irradiation ou contamination et de suivre ces travailleurs, quel que soit leur employeur.



a. Du côté de Villejust...



b. Effet du réchauffement
dans les eaux polluées
(Seine à Paris).



c. Réfrigérant atmosphérique
de la centrale de Bouchain.

6. Législations et réglementations nucléaires *

1. La législation nucléaire en France

La législation fondamentale en matière de radioprotection et de sûreté nucléaire repose sur trois décrets :

- le décret n° 63 1228 du 11 décembre 1963 relatif aux « installations nucléaires de base » modifié par le décret 73 405 du 27 mars 1973 ;
- le décret n° 66 450 du 20 juin 1966 fixant les principes généraux de radioprotection ;
- le décret n° 67 228 du 15 mars 1967 relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants.

Les organismes compétents

● Les ministres principalement intéressés par la protection contre les rayonnements ionisants et la sûreté des installations nucléaires sont :

- le ministre de l'Industrie, par la direction générale de l'Energie et des Matières premières, est ministre de tutelle du commissariat à l'Energie atomique (CEA) et d'Electricité de France (EdF) et est responsable de l'ensemble des problèmes de l'énergie. Il détient une responsabilité générale sur les installations nucléaires via la direction de la qualité et de la sécurité industrielles. Il dispose surtout du Service central de sûreté des installations nucléaires (SCSIN).

- le ministre de la Santé, dont dépend le Service central de protection contre les rayonnements ionisants.

* [JAC 64], [ANM 74], [AEN 69], [AIE 73].

- le ministre de l'Environnement et du Cadre de vie dont dépend le service des établissements classés.

D'autres sont intéressés à un degré moindre, comme le ministre du Travail pour ce qui concerne la protection des travailleurs et le ministre de l'Intérieur pour les problèmes de protection civile.

● Le Comité interministériel de la sécurité nucléaire a été créé par décret du 4 août 1975. Sous la présidence du Premier ministre, il comprend les ministres de la Santé, de l'Industrie, de la Défense et de l'Intérieur et d'autres ministères si nécessaire. Il est doté d'un secrétariat général. Cette création correspond à un besoin de coordination dont nous avons parlé par ailleurs ; elle peut donc être positive, à condition que ce comité sache aborder les problèmes réels, ait un pouvoir d'intervention et se fasse le défenseur du public. Signalons que sont exclues de la mission du comité les installations et les matières intéressant la défense nationale.

b. Le Service central de sûreté des installations nucléaires (SCSIN) et le Conseil supérieur de la sûreté nucléaire (CSSN) ont été créés par le décret 73 238 du 13 mars 1973 :

Le SCSIN est chargé de préparer et de mettre en œuvre toutes les actions techniques relatives à la sûreté nucléaire, réglementation, coordination des études de sûreté effectuées par les divers organismes, *information du public*. C'est à ce service qu'incombe notamment de mener, pour le compte du ministère, l'ensemble des procédures d'autorisation découlant des décrets relatifs aux installations nucléaires de base ; il est également chargé d'organiser l'inspection de ces installations.

Le CSSN, composé de hauts fonctionnaires et de personnalités choisies pour leur compétence technique, économique ou sociale, est chargé d'« éclairer » le ministre de l'Industrie sur tous les problèmes d'ordre général et importants de sûreté nucléaire.

En 1979, le CSSN existe toujours, du moins il n'a jamais été supprimé. Il a dû se réunir deux fois depuis sa création et il n'en est rien sorti...

● Les *Groupes permanents d'experts*, créés par la décision et l'instruction ministérielles du 27 mars 1973 (ministre de l'Industrie), sont chargés d'examiner la sûreté des installations et définissent le contenu des dossiers à fournir et leur procédure d'examen. Il existe deux groupes permanents : un pour

les réacteurs nucléaires, l'autre pour les accélérateurs de particules et les autres installations nucléaires de base.

- La Commission interministérielle des installations nucléaires de base (CIINB), créée par le décret du 11 décembre 1963, est le lieu où l'ensemble des ministères intéressés exprime son avis au ministre de l'Industrie sur les demandes d'autorisation de création ou de modification d'installations nucléaires de base et sur les prescriptions particulières à chacune de ces installations.

- L'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN) créé au sein du Commissariat à l'énergie atomique par l'arrêté du 2 novembre 1976 émanant du ministre de l'Industrie et de la Recherche et du ministre délégué chargé de l'Economie et des Finances. Il comprend trois départements : le département de Sûreté nucléaire (DSN), le département de Protection (DP) et le département de Sécurité des matières nucléaires (DSMN). Neuf cents personnes travaillant à l'IPSN, dont près de deux cents au centre CEA de Cadarache où sont regroupés les moyens d'essais de sûreté nucléaire (réacteur Cabri).

L'IPSN est chargé de réaliser les études, recherches et travaux de protection et de sûreté nucléaire qui lui sont confiés par les départements ministériels et les organismes intéressés et d'assister les administrations pour ce qui relève de la documentation, de la réglementation, des autorisations, du contrôle et de l'intervention, de l'information du public et des relations internationales.

Deux missions individualisées de l'IPSN concernent la coordination et la synthèse des déchets radioactifs et le déclassement des installations nucléaires. D'autre part, une mission particulière d'aide à l'administration est dévolue au département de Sûreté nucléaire : il s'agit, conformément à la décision du ministre de l'Industrie et de la Recherche (27 mars 1973, modifiée le 17 décembre 1976), d'établir, à la demande du SCSIN, les rapports d'évaluation de sûreté qui sont ensuite soumis à des groupes permanents de contrôle.

L'IPSN gère au centre CEA de Fontenay-aux-Roses un centre d'information pour le public (CDSN : centre de documentation sur la sûreté nucléaire) où l'on peut s'adresser pour avoir des renseignements sur la protection et la sûreté nucléaires.

● Le Service central de protection contre les rayonnements ionisants (SOPRI), service technique du ministère de la Santé publique et du ministère du Travail et de la Population, a été créé le 13 novembre 1956 au sein de l'Institut national de la santé et de la recherche médicale (INSERM). Le SCPRI est chargé d'une triple mission de recherche, de surveillance et d'assistance : il est chargé de nombreuses opérations de contrôle, en particulier en ce qui concerne la pollution. En association avec le SCPRI fonctionne un Laboratoire de mesure et de contrôle des radiations ionisantes en milieu de travail, créé en 1959.

L'action du SCPRI est prolongée sur le plan local, par les services extérieurs des ministères de la Santé et du Travail.

- La Commission interministérielle des radioéléments artificiels (CIREA) est chargée, aux termes du code de la Santé publique, de donner son avis sur les questions relatives aux radioéléments artificiels.

- La Commission nationale de protection contre les rayonnements ionisants (CNPRI) n'a qu'un caractère consultatif sur des questions qui lui sont soumises par le ministre.

Les installations nucléaires de base

Le texte fondamental est le décret n° 63 1228 du 11 décembre 1963, modifié par le décret n° 73-405 du 27 mars 1973. Ce décret a été pris en application de la loi du 19 décembre 1917 * relative aux établissements dangereux, insalubres ou incommodes et de la loi n° 61 842 du 2 août 1961 relative à la lutte contre les pollutions atmosphériques et les odeurs.

Le décret subordonne à une autorisation préalable la construction des « installations nucléaires de base » qu'il définit :

- Les réacteurs nucléaires, à l'exception de ceux qui font partie d'un moyen de transport.
- Les accélérateurs de particules (susceptibles de communiquer aux particules une énergie supérieure à 300 électron-volts).
- Les usines de préparation, fabrication ou transformation de substances radioactives (fabrication des combustibles, traitement des combustibles irradiés, traitement des déchets radioactifs).
- Les installations destinées au stockage, au dépôt ou à l'utilisation de substances radioactives, y compris les déchets.

a. Les installations nucléaires de base ne peuvent être créées

* Remplacée depuis par la loi 76-663 du 19 juillet 1976.

qu'après autorisation donnée par décret pris sur le rapport du ministre de l'Industrie, après avis de la CIINB et avis conforme du ministre de la Santé. Le décret d'autorisation de création préparé par le SCSIN fixe « le périmètre et les caractéristiques de l'installation, ainsi que les prescriptions techniques auxquelles doit se conformer l'exploitant ». Ces prescriptions techniques sont établies par un *Groupe permanent* d'experts placé auprès du SCSIN à partir d'une étude technique faite par le département de Sûreté nucléaire (DSN) du CEA, appelée *l'analyse de sûreté* (le DSN joue le rôle de rapporteur auprès du Groupe permanent). Cette analyse se base sur le *rapport préliminaire de sûreté*, fourni au SCSIN par l'exploitant (EdF pour le cas d'une centrale nucléaire).

Le rapport de sûreté d'une centrale nucléaire, dont la diffusion est limitée aux différents organismes ayant à se prononcer sur la sûreté * comporte trois volumes ([AIE 73] et tableau 1) :

- Le volume 1, « introduction et généralités », est consacré aux caractéristiques générales de l'installation et du site, aux déchets et effluents, à l'organisation, la formation et la protection du personnel ; il permet une vue d'ensemble de l'installation et de sa sûreté.

- Le volume 2, « équipement de la centrale et fonctionnement », est consacré à la description technique de l'installation et à son fonctionnement par ensemble de composants.

- Le volume 3, « analyse de la sûreté », examine les contrôles et essais relatifs à la qualité de la réalisation et les moyens d'action, de surveillance et de prévention relatifs à la sûreté.

Une procédure simultanée à l'autorisation de création est appliquée par le SCPRI et le SCSIN pour autoriser les rejets d'effluents radioactifs. L'autorisation est donnée par deux arrêtés, l'un concernant les effluents liquides, l'autre les effluents gazeux. Comme l'exploitant ne peut généralement pas, au moment du dépôt de la demande, fournir tous les renseignements techniques qui sont nécessaires pour juger complètement de la sûreté de son installation, le décret d'autorisation de création lui impose si nécessaire de fournir avant les premiers essais un rapport de sûreté qui sera examiné de la même manière. Ce rapport doit être accompagné de règles générales d'exploitation.

Dans le cas particulier des réacteurs nucléaires, il est même prévu des étapes à la suite du *rapport préliminaire de sûreté* :

* Le rapport de sûreté est diffusé aux membres du Groupe permanent et au SCSIN.

Tableau 1
PLAN INDICATIF DES RAPPORTS DE SURETE
D'UNE CENTRALE NUCLEAIRE

Volume 1 : *Introduction et généralités*

1. Introduction
 2. Site
 3. Caractéristiques générales
 4. Principes généraux de sûreté
 5. Analyse résumée de sûreté
 6. Effluents radioactifs
 7. Organisation - protection
 8. Formation du personnel
- Annexe : — tableaux des caractéristiques
— plans généraux
— plans et tableaux du site

Volume 2 : *Équipement de la centrale et fonctionnement*

1. Généralités
 2. Génie civil
 3. Chaudière nucléaire
 4. Enceinte de confinement
 5. Auxiliaires nucléaires
 6. Circuits secondaires
 7. Auxiliaires généraux
 8. Auxiliaires électriques
 9. Contrôle - commande
 10. Physique du cœur
 11. Fonctionnement.
- Annexe : — informations relevant de la propriété industrielle

Volume 3 : *Analyse de la sûreté*

1. Qualité de la réalisation
 - a. règles générales de construction
 - b. contrôles de qualité
2. Essais destinés à vérifier la validité des conceptions retenues
3. Analyse détaillée de la sûreté
 - a. cœur
 - b. circuits primaires
 - c. enceinte primaire
 - d. enceinte de confinement
 - e. manutention
 - f. circuits secondaires
 - g. installations annexes
4. Accidents types et rejets accidentels
5. Radioprotection
6. Enseignements tirés de la mise en service.

- un rapport provisoire de sûreté, accompagné de règles générales provisoires d'exploitation déposé six mois environ avant le chargement du combustible ;

- un rapport définitif de sûreté, accompagné de règles générales définitives d'exploitation ; ce rapport prend en compte les informations obtenues par les essais de mise en service du réacteur et est nécessaire pour la mise en exploitation normale de l'installation.

A chacune de ces étapes (essais, mise en service), l'obtention de l'approbation ministérielle est nécessaire. Au-delà, toute modification de l'installation pouvant affecter la sûreté doit faire l'objet d'une demande d'autorisation susceptible de donner lieu à un nouveau décret ou une décision du ministre de l'Industrie et de la Recherche.

Il faut noter qu'aux termes du décret du 11 décembre 1963, modifié en 1973, c'est l'exploitant seul qui est autorisé à créer une installation nucléaire de base, c'est donc lui qui est en définitive responsable de la sûreté nucléaire de l'installation.

Remarque : En ce qui concerne les centrales « nucléo-électriques », des dispositions particulières sont prévues du fait de l'importance des programmes envisagés. Les diverses procédures décrites sont coordonnées au niveau national sous les responsabilités conjointes de la direction de l'Électricité, du Gaz et du Charbon (DIGEC) et du Service central de sûreté des installations nucléaires (SCSIN), tous deux dépendant du ministre de l'Industrie, la première est plus particulièrement concernée par les procédures liées à l'implantation sur le site, le second par les problèmes de sûreté nucléaire.

Ainsi, la demande d'autorisation de création est adressée à DIGEC, qui en saisit SCSIN ; les résultats de l'enquête publique locale sont recueillis par DIGEC ; DIGEC et SCSIN préparent conjointement le projet de décret d'autorisation et le soumettent à l'examen de CIINB ; c'est DIGEC qui doit s'assurer des conditions dans lesquelles EdF exerce ses responsabilités touchant la sûreté nucléaire. Donc, pour les centrales nucléaires, double responsabilité de DIGEC et SCSIN.

b. En parallèle à cette procédure nationale d'autorisation, l'instruction du dossier d'autorisation comporte une procédure d'enquête locale (décret 59 680 du 19-5-59, arrêté du 12-7-65), sauf lorsque l'installation a déjà fait l'objet d'une déclaration d'utilité publique, ce qui est généralement le cas, la demande d'autorisation est soumise à une enquête locale qui est confiée au préfet du département dans lequel doit être implantée l'installation. Le dossier transmis par le ministre de l'Industrie

à ce préfet contient en particulier l'identité du demandeur, l'objet de l'enquête, la nature et les caractéristiques essentielles de l'installation avec un plan et une carte de la région sur laquelle est indiqué l'emplacement de l'installation. La procédure est menée par un commissaire enquêteur désigné par arrêté préfectoral, qui informe la population et consulte les collectivités locales dans les mêmes conditions générales déjà fixées pour l'enquête relative aux établissements classés (enquête de *commodo* et *incommodo* définie par la loi du 19-12-1917, titre II, modifiée par le décret 64 303 du 1-4-64).

Les conclusions du commissaire enquêteur sont remises au préfet qui, après avoir entendu les services publics intéressés, les transmet avec son avis dans un délai d'un mois au ministre de l'Industrie. Celui-ci saisit alors la CIINB ; on entre dans la procédure nationale décrite plus haut.

c. Les installations nucléaires de base font l'objet d'un contrôle exercé d'une part par les inspecteurs des établissements classés chargés de veiller au respect de la réglementation applicable et, d'autre part, par les agents du SCPRI ayant qualité de fonctionnaires commissionnés ou assermentés. Ces derniers sont chargés du contrôle de la pollution radioactive à l'extérieur des bâtiments, en vue de la protection de la santé publique.

La protection du public

Deux éléments : la limitation des doses de rayonnements auxquels le public peut être exposé et les mesures de prévention et de contrôle dans le domaine de la pollution. Les textes applicables sont essentiellement le décret du 20 juin 1966 et celui du 15 mars 1967.

1. NORMES GÉNÉRALES

Elles sont définies à partir des recommandations de la CIPR (voir chapitre 1) par le décret du 20 juin 1966.

Pour les personnes du public :

- l'équivalent de dose reçue au cours d'une année par l'organisme entier, organes hématopoïétiques et gonades, ne doit pas dépasser 0,5 rem ;
- pour les autres organes ou tissus, les équivalents de dose reçus au cours d'une année ne doivent pas dépasser le dixième

des valeurs correspondantes fixées pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnement (valeurs reprises dans le décret du 15 mars 1967) ;

- l'équivalent de dose génétique est l'équivalent de dose reçue par l'individu *moyen* de la population entre la conception et l'âge moyen de procréation ; l'équivalent de dose génétique reçue par l'individu moyen de la population dans son ensemble ne doit pas dépasser 5 rems. Par population dans son ensemble on entend les travailleurs et les personnes du public. Les équivalents de doses maximales admissibles s'appliquent à l'irradiation totale de l'organisme résultant de l'irradiation externe et de la contamination interne.

D'autre part, un plan détaillé de défense contre l'irradiation et la contamination radioactive accidentelle confie au préfet du département intéressé des pouvoirs spéciaux dans le cadre de la procédure des secours urgents en cas de catastrophe (plan ORSEC RAD — Instruction ministérielle du 3 août 1963).

2. PRÉVENTION DE LA POLLUTION RADIOACTIVE

- Loi du 2 août 1961 et décret du 11 décembre 1963 chargent le SCPRI d'effectuer une surveillance systématique de l'environnement vis-à-vis des pollutions possibles par des substances radioactives.

- Arrêté du 7 septembre 1967 sur l'eau potable.

- Arrêté interministériel du 2 septembre 1969 définit les modalités particulières de l'examen et du contrôle sanitaire des eaux en ce qui concerne la radioactivité.

- En ce qui concerne la pollution des eaux de mer, la loi du 16 décembre 1964 (n° 64 1245) interdit le déversement ou l'immersion dans les eaux de la mer de déchets atomiques susceptibles de porter atteinte à la santé publique ainsi qu'à la faune ou à la flore sous-marine. Le préfet du département intéressé peut cependant, après enquête publique, autoriser et réglementer le déversement et l'immersion des déchets atomiques, lorsque ces opérations peuvent être effectuées dans des conditions de sécurité satisfaisantes.

- La loi n° 75-633 du 15 juillet 1975, relative à l'élimination des déchets et à la récupération des matériaux, s'applique aux déchets radioactifs et traite de la récupération des rejets thermiques industriels.

Tableau 2

RÉCAPITULATIF DE LA PROCÉDURE D'AUTORISATION D'UNE CENTRALE NUCLÉAIRE

- Enquête d'utilité publique (demande et déclaration d'utilité publique) ou enquête locale.
 - Demande d'autorisation de création (dépôt du rapport préliminaire de sûreté).
Rapport d'analyse du département de Sûreté nucléaire.
Avis et recommandation du Groupe permanent réacteurs.
Avis de la CIINB.
Décret de création (permis de construire).
 - Dépôt du rapport provisoire de sûreté.
Avis et recommandations du Groupe permanent réacteurs.
Approbation ministérielle.
Première divergence (démarrage du réacteur).
Mise en service industrielle.
 - Arrêtés d'autorisation de rejet pour les effluents gazeux et les effluents liquides.
 - Rapport définitif de sûreté.
Avis et recommandations du Groupe permanent réacteurs.
Approbation ministérielle de mise en service définitive.
- Aux termes du traité d'Euratom, chaque État membre est tenu de fournir à la Commission les données générales de tout projet de rejet d'effluents radioactifs, sous n'importe quelle forme, permettant de déterminer si la mise en œuvre de ce projet est susceptible d'entraîner une contamination radioactive des eaux, du sol ou de l'espace aérien d'un autre État membre.

Protection des travailleurs

1. ÉVOLUTION DE LA RÉGLEMENTATION

Dans ce domaine, la réglementation apparaît en France en 1934. Le décret du 5-12-34 précise les mesures particulières de protection applicables aux établissements dans lesquels sont préparés, manipulés ou employés des corps radioactifs et dans ceux où sont utilisés des rayons X. Une information des travailleurs sur le risque radioactif est prévue. L'arrêté du 27-12-34 décrit les méthodes préventives de protection contre les rayonnements.

A partir de 1946, sont publiés des décrets portant sur la protection des travailleurs, la prévention et la réparation des accidents du travail et des maladies professionnelles.

La circulaire du 3 juin 1957 relative aux recommandations générales visant la protection contre les rayonnements situe assez bien les connaissances de l'époque et garde toujours de l'intérêt.

En 1956, il y a création du SCPRI (Service central de protection contre les rayonnements ionisants — arrêté du 13-11-56) chargé au plan national du contrôle des installations et de la gestion de la dosimétrie relative aux travailleurs.

Parallèlement, on voit apparaître pour les mines un modèle d'arrêté préfectoral réglementant les travaux d'exploration et de recherches dans les mines à risques spéciaux (instruction IG/HSM n° 143 du 24-6-58).

En 1966, le décret 66 450 du 20 juin (J.O. du 5-6-66) pose de manière précise les principes généraux de protection contre les rayonnements ainsi que les définitions techniques et administratives. Ce décret définit les équivalents de doses admissibles pour les travailleurs. Son article 6 prévoit que l'exposition des personnes et le nombre de personnes exposées aux rayonnements doivent, dans la limite des maxima prévus par la réglementation, être aussi réduits que possible.

Ce texte a été complété par les décrets et arrêtés suivants :

- décret n° 67 228 du 15 mars 1967 : Protection des travailleurs ;
- arrêté du 19 avril 1968 : Conditions d'utilisation des dosimétries ;
- arrêté du 23 avril 1968 : Recommandations aux médecins ;
- arrêté du 18 avril 1968 : Méthode des contrôles établis par le SCPRI ;
- arrêté du 22 avril 1968 : Périodicité des contrôles des installations ;
- décret n° 75-306 du 28 avril 1975 : protection des travailleurs.

L'ensemble de ces textes définit :

- les aptitudes physiques que doit présenter le travailleur ;
- la surveillance médicale spéciale garante des aptitudes, à la charge de l'employeur ;
- les méthodes de mesure (dosimétrie individuelle et collective) ;
- les dispositions administratives et techniques relatives au travail en milieu radioactif.

Les maladies dites professionnelles figurent dans les 64 tableaux annexés au décret du 31-12-46.

Les affections provoquées par les rayons X, les substances radioactives ou toutes autres sources d'émission corpusculaire figurent au tableau n° 6. Ce tableau a été créé par le décret du 9-12-50. Des modifications lui ont été apportées en 1955, 1960 et 1963. L'énumération des affections ou manifestations pathologiques décrites dans le tableau n° 6 est limitative.

Par ailleurs, trois conditions doivent être respectées pour donner lieu à une prise en charge :

1. Les symptômes ou lésions pathologiques doivent être ceux du tableau. Exemple : si de l'iode radioactif, qui se fixe sur la thyroïde, entraîne un dérèglement durable ou un cancer, cette affection ne sera pas considérée légalement comme professionnelle.

2. Le délai de prise en charge, c'est-à-dire le délai maximum séparant l'apparition de l'affection de la date à laquelle le travailleur a cessé d'être exposé au risque, ne doit pas être dépassé.

3. Les travaux susceptibles de provoquer l'affection en cause doivent être compris dans la liste figurant au tableau.

Toute affection qui répond aux conditions médicales, administratives et professionnelles mentionnées au tableau est « présumée » d'origine professionnelle sans qu'il soit nécessaire d'établir la preuve. C'est une garantie importante, mais dans la limite des affections reconnues au tableau.

2. LES NORMES

Les équivalents de doses maximaux admissibles applicables aux travailleurs font l'objet du décret du 15 mars 1967 qui s'appuie sur les recommandations du CIPR (voir chapitre 1). Ces normes sont différentes selon qu'il s'agit de personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements ou de personnes non directement affectées.

La norme de base est la dose maximale admissible ou DMA. Cette DMA peut être définie comme la dose à ne pas dépasser, soit pendant un temps assez court, soit pendant une longue période, puisque les effets des rayonnements varient suivant l'étalement dans le temps. Elle est partiellement différente pour les hommes et pour les femmes (à cause du risque sur le fœtus). La DMA varie d'autre part suivant la région du corps qui est soumise aux radiations. On a divisé celui-ci en quatre parties :

DOSES MAXIMALES ADMISSIBLES (en rem)

	TRAVAILLEURS				PUBLIC
	directement affectés à des travaux sous rayonnements			non directement affectés	
	Irradiation			Irradiation externe, plus contamination interne	
	Totale		externe exceptionnelle concertée		
	3 mois	1 an	unique	1 an	1 an
Organisme entier Organes hématopoïétiques Gonades	Hommes : 3 Femmes : 1,3	5	12	1,5	0,5
Peau, tissu osseux (sauf mains, pieds)	8	30	30	3	3
Mains, avant-bras, pieds, chevilles	15	60	60	6	6
Autres organes (y compris cristallin)	4	15	15	15	15
Interdictions absolues : — moins de 18 ans ; — inaptes ; — femmes en état de procréer : irradiation externe exceptionnelle concertée ou bien contamination interne exceptionnelle concertée.	Dose accumulée depuis l'âge de 18 ans $D = 5 (N - 18)$ $N = \text{âge du travailleur}$				
NOTA : Pour les femmes enceintes directement affectées aux travaux sous rayonnements, la dose maximale admissible est de 1,5 rem par an.					

- l'organisme dans son ensemble, les organes sanguiformateurs, les gonades ;
- les organes internes (foie, rate, reins, etc.) ;
- les os et la peau, sauf les parties du 4^e groupe ;
- les extrémités (pieds, chevilles et mains).

Enfin, pour tenir compte des effets génétiques dus à l'accumulation pendant la vie entière, on a fixé une limite globale à ne pas dépasser à l'âge N. Elle est donnée par la formule suivante :

$$D_{\text{totale en rem}} = 5(N - 18)$$

ce qui signifie qu'à 20 ans on ne doit pas avoir reçu plus de 10 rems mais qu'à 50 ans on « peut » avoir reçu un total de 160 rems.

Le tableau ci-contre reprend les différentes normes en y incluant celles relatives au public pour permettre la comparaison.

Remarque : En particulier pour les travailleurs de l'industrie nucléaire, la *contamination interne* soulève un problème très grave, c'est celui du maintien dans l'organisme de l'élément radioactif pendant un temps qui n'est limité que par deux facteurs : le processus biologique d'élimination de cet élément et sa période radioactive. Tant que l'élément est dans le corps, il émet des radiations nocives.

Le respect des DMA n'est donc pas suffisant pour assurer le respect des normes et on a dû définir la « quantité maximale admissible » — QMA —. C'est la quantité qui, présente en permanence dans l'organisme, crée une irradiation telle que l'on ne dépasse pas les DMA trimestrielle ou annuelle. Ces points sont présentés plus en détail au chapitre 1.

Remarque : La norme des 5 rems/an n'est pas strictement réglementaire ; elle est appliquée au CEA.

2. La législation nucléaire dans les pays étrangers [AEN 69] [ANM 74]

En ce qui concerne les normes de radioprotection, tous les pays suivent à peu près les recommandations de la CIPR (voir chapitre 1). Nous nous intéresserons surtout au domaine de la sûreté des installations nucléaires et aux régimes d'autorisation et de contrôle des installations nucléaires. Il n'est pas possible d'entrer pour chaque pays dans le même détail que pour la France ; nous noterons certains points pour quelques pays particulièrement intéressants : les États-Unis, le Royaume-Uni et l'Allemagne fédérale (exemples pris dans [ANM 74]).

Les États-Unis

1. LE TEXTE DE BASE

C'est la loi sur l'Énergie atomique du 30 août 1954. Cette loi est complétée par une réglementation édictée par la Commission de l'Énergie atomique * (AEC). Cette réglementation, constamment révisée et amendée, est publiée au titre 10 du code de Réglementation fédéral (CFR : Code of Federal Regulations).

La loi sur l'Énergie atomique et la Réglementation de l'AEC constituent ensemble la législation fédérale applicable à l'énergie nucléaire. Outre cette législation, les gouvernements des divers États fédérés sont investis de certaines compétences en matière de protection sanitaire, de sécurité publique et de législation du travail.

2. ORGANISMES COMPÉTENTS

a. La Commission à l'Énergie atomique — AEC — était jusqu'en 1974 un organisme assez comparable au CEA français et chargé à la fois :

- de la recherche et du développement dans le domaine de l'énergie nucléaire (fission et fusion) par l'intermédiaire de laboratoires nationaux (Oak-Ridge, Argonne, Brookhaven, etc.) et de contrats à des laboratoires privés ou universitaires ;
- de la recherche fondamentale en physique nucléaire et des hautes énergies ;
- de la réglementation en matière nucléaire et du contrôle des installations nucléaires.

En octobre 1974 — pour application en 1975 — et en application de l'Energy Reorganisation Act, l'AEC est supprimé et remplacé par trois organismes fédéraux :

- L'Energy Research and Development Administration (ERDA), chargé de l'ensemble des programmes fédéraux de recherche et développement dans le domaine de l'énergie (et non plus seulement énergie atomique), en coopération avec l'industrie, les universités, les associations, etc.

- L'Energy Resources Council, composé de divers hauts fonctionnaires et membres du gouvernement afin d'assurer la coordination au niveau gouvernemental sur tous les problèmes de l'énergie (finances en particulier).

* AEC : Atomic Energy Commission. Sa disparition à la suite d'une réorganisation récente est expliquée au paragraphe suivant.

- Le Nuclear Regulatory Commission (NRC) qui prend en charge les fonctions liées à la réglementation et à l'autorisation des installations nucléaires qui appartenaient auparavant à l'AEC.

b. Le Conseil fédéral sur les radiations donne son avis au président des États-Unis sur les problèmes de rayonnements intéressant directement ou indirectement la santé.

c. Le Comité mixte du Congrès sur l'énergie atomique est chargé de surveiller les activités de NRC et d'étudier les problèmes relatifs au développement et à l'utilisation de l'énergie nucléaire.

d. Le Comité consultatif sur la sûreté des réacteurs (Advisory Committee on Reactor Safeguards : ACRS).

e. Le Conseil national sur la radioprotection et les mesures des rayonnements.

f. L'EPA, Environmental Protection Agency, reçoit tous les documents relatifs aux effets sur l'environnement et peut intervenir.

3. AUTORISATION ET CONTROLE DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES

L'article 50 du titre 10 du CFR (10 CFR 50) concerne la conception, la construction et l'implantation des centrales et usines de retraitement.

La procédure d'autorisation se déroule comme suit :

a. Demande d'autorisation à NRC, accompagnée de trois documents :

- Le rapport préliminaire de sûreté.
- Le rapport d'environnement, conséquence de l'adoption du « National Environment Policy Act » (NEPA), contenant une analyse détaillée du site proposé et des conséquences possibles de l'implantation (accidents, atteintes à l'environnement, etc.).
- La justification de conformité avec la loi antitrust.

Ces trois rapports sont accessibles au public.

b. Les services de NRC examinent les deux premiers documents, vérifient que les critères de sûreté sont respectés et publient deux documents :

- Une évaluation de la sûreté de la centrale.
- Une analyse de l'impact de la centrale sur l'environnement.

Ces documents sont accessibles au public.

c. L'ensemble des documents précédents est transmis au

Comité consultatif sur la sûreté des réacteurs, composé de spécialistes reconnus, nommés par NRC mais venant d'horizons divers. Le Comité étudie les rapports, fait comparaître des représentants de NRC, du producteur et des constructeurs et donne ensuite un avis associé de recommandations.

d. Une audition publique (*Public Hearing*) a lieu 30 jours après la publication d'un avis contenant tous les renseignements concernant le projet d'installation. A ces auditions, dont l'objectif est la sauvegarde des droits du public, peuvent participer toutes les personnes ou représentants de groupes qui pourraient se trouver lésés par la nouvelle construction ou se considérer comme tels. L'analyse du rapport de sûreté par NRC, l'avis du Comité consultatif et la correspondance technique entre NRC et le requérant sont mis à la disposition du public.

Il s'agit donc d'une véritable instruction qui prend souvent l'allure de procès. Cette instruction est menée par l'ASLB* (*Atomic Safety and Licensing Board*) qui prend ensuite sa décision qu'elle transmet à NRC. Toutefois, cette décision peut être contestée devant une instance d'appel (*ASLAB : Atomic Safety and Licensing Appeal Board*).

Finalement, NRC délivre le permis de construire, *sans lequel les travaux sur les sites ne peuvent commencer*. Pendant toute la construction de la centrale, NRC exerce un contrôle sur le site et dans les usines.

Le producteur doit ensuite demander une autorisation d'exploitation qui fait l'objet d'une procédure analogue à celle du permis de construire.

Le Royaume-Uni

Les textes fondamentaux sont les lois sur l'énergie atomique de 1946, 1954 et 1959, les lois sur les installations nucléaires de 1965, 1969 et 1971, la loi sur les substances radioactives de 1948, la loi de protection radiologique de 1970.

1. ORGANISMES COMPÉTENTS

A ses débuts, l'industrie nucléaire a été placée sous la responsabilité de l'UKAEA (*United Kingdom Atomic Energy Authority*), à peu près équivalent au CEA français.

* Conseil chargé des questions de sécurité atomique et de la délivrance des autorisations.

Le secrétaire d'État au Commerce et à l'Industrie a des pouvoirs étendus : l'UKAEA dépend de lui, ainsi que l'autorisation des installations nucléaires et la réglementation du commerce des substances radioactives.

En ce qui concerne les autorisations d'installations, les ministres s'appuient pour l'instruction des dossiers sur un service créé à cet effet, le « Nuclear Installations Inspectorate » (NII) qui dispose de moyens importants et peut, en outre, pour les contrôles de sécurité des projets, faire appel à la collaboration de l'UKAEA. Il existe également un Comité consultatif sur les sites, le « Nuclear Site Consultative Committee » (NSCC), compétent pour les problèmes de sites et un Comité consultatif sur la sûreté, le « Nuclear Safety Advisory Committee » (NSAC), compétent pour les problèmes de sûreté nucléaire.

Un Office national de protection radiologique a été créé conformément à la loi de protection radiologique de 1970 auquel est attaché un Comité consultatif. L'Office poursuit des recherches et fournit des renseignements et des conseils sur la protection contre les dangers dus aux rayonnements.

2. AUTORISATION ET CONTROLE DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES

L'un des traits caractéristiques du système anglais est que l'autorisation accordée concerne, non pas l'installation mais le site. En fait, la demande d'autorisation pour le site couvre également les caractéristiques et la sûreté de l'installation elle-même. Nul ne peut, à l'exception de l'UKAEA, utiliser un site sans l'autorisation du ministre*.

La procédure d'autorisation se déroule ainsi :

1. Consultation officieuse entre le demandeur et le NII, avant la demande officielle, pour examiner si le site est admissible.

2. En parallèle à la demande officielle, possibilité d'exprimer leurs objections aux autorités locales, autorités responsables des eaux publiques, comités locaux de pêche, etc.

3. Si les objections éventuelles ont été surmontées et si les résultats de l'examen de sécurité sont favorables, l'autorisation de construire sur le site est délivrée.

4. Parallèlement à la construction de l'installation, examen détaillé de la sûreté fait par le NII, en consultation avec les

* Secrétaire d'État au Commerce et à l'Industrie en Grande-Bretagne, secrétaire d'État pour l'Écosse en Écosse, ministre du Commerce pour l'Irlande du Nord.

services techniques du constructeur, avant l'autorisation de mise en service.

Pour l'application de la loi sur les installations nucléaires de 1965, le ministre dispose du corps d'inspecteurs du NII. Ces inspecteurs peuvent intervenir à tout moment sur un site avec l'équipement adéquat et y faire les essais et inspections qu'ils jugent nécessaires.

L'Allemagne fédérale

La « Loi fondamentale » du 23 mai 1949 et sa « Loi complémentaire » du 23 décembre 1959 définissent comme relevant de la *législation fédérale* — et non de celle de chaque Land ou État — la production et l'utilisation de l'énergie atomique à des fins pacifiques, la construction et l'exploitation des installations nucléaires, la protection contre les rayonnements ionisants, l'évacuation de matières radioactives.

Le principal texte législatif portant sur l'exploitation de l'énergie nucléaire est la Loi atomique du 23 décembre 1959. La mise en œuvre de la loi a été assurée par une série de décrets.

1. ORGANISMES COMPÉTENTS

A la différence de la plupart des pays, l'Allemagne n'a pas de Commission à l'Énergie atomique ; ceci est dû probablement à la structure fédérale et très décentralisée de son administration et surtout au fait que l'Allemagne n'a pas eu de programme nucléaire militaire.

Ainsi, les compétences en matière de contrôle et d'autorisation sont exercées, soit par des organismes fédéraux, soit par les organes des Länder et la recherche et le développement de l'Énergie nucléaire sont le fait d'instituts et centres de recherche divers, de structures variées, dépendant de l'industrie, des Länder et du gouvernement fédéral.

- L'application par décrets de la Loi atomique revient au ministre fédéral de l'Éducation et des Sciences. Il est responsable des activités publiques et privées dans l'énergie nucléaire.

- La Commission consultative de l'Énergie atomique (1955) lui prête son concours pour les questions scientifiques et économiques.

- La Commission consultative pour la sécurité des réacteurs

(1958) émet un avis sur les rapports de sécurité des installations nucléaires.

- Le Service fédéral physico-technique (1959) est responsable des problèmes des combustibles nucléaires (transport, stockage).

- Récemment, les responsables des études techniques en matière de sûreté, qui relèvent du ministère du Développement technologique, ont été séparés des responsables de la réglementation qui dépendent maintenant du ministère de l'Intérieur.

2. AUTORISATION ET CONTROLE DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES

La délivrance des autorisations est du ressort des autorités de chaque Land : elles exercent leur fonction au nom de l'État fédéral qui leur adresse des directives. La procédure est la suivante :

1. La demande est adressée au Land accompagnée de la description détaillée de l'installation, d'un rapport de sûreté, d'un rapport sur les références et la compétence des constructeurs et de l'exploitant, d'une attestation en matière de réparation des dommages.

2. L'autorité du Land instruit le dossier et porte le projet à la connaissance du public. Si des objections sont présentées, elles doivent être discutées contradictoirement avec la partie intéressée, généralement au cours d'une réunion publique.

3. Le dossier est alors transmis au ministre fédéral compétent — actuellement ministre de l'Intérieur — qui procède à l'examen du dossier et étudie le rapport de sûreté. Les services du ministère sont assistés par la Commission pour la sécurité des réacteurs.

Si l'examen du dossier est favorable, l'acte d'autorisation est délivré par l'autorité du Land.

Notons l'existence d'experts appartenant à des associations de caractère privé, « Associations de contrôle technique » (TUV), auxquelles les autorités ont fréquemment recours. Ces Associations ont créé à Cologne un Institut de sûreté des réacteurs (IRS) qui a la charge des projets fédéraux de recherche et d'études dans le domaine de la sûreté et est consulté pour les problèmes de réglementation.

En Allemagne aussi les autorités de contrôle peuvent charger des inspecteurs et des experts de pénétrer dans les locaux d'une installation. D'autre part, la Loi atomique définit un certain

nombre d'infractions liées à l'utilisation de l'énergie nucléaire, auxquelles s'appliquent des sanctions spéciales.

Nous n'irons pas plus loin dans cet examen des législations étrangères ; la référence [AEN 69] fournit des renseignements très complets sur tous les pays de l'OCDE et constitue sur ce plan un document remarquable. D'autre part, la référence [AEE1. 67] traite des problèmes de « responsabilité civile nucléaire ».

3. Discussion

Il est particulièrement intéressant de comparer les législations, réglementations et coutumes de différents pays pour examiner d'un œil critique ce qui se passe en France ; on s'aperçoit vite que ce qui est considéré ici comme « impossible » ou « impensable » existe depuis de longues années dans un pays voisin. C'est dans cet esprit que nous examinerons quelques points particuliers.

Les maladies professionnelles

La conception médico-légale de la maladie professionnelle d'origine radioactive est critiquable à plusieurs égards :

- le contenu du tableau de la Sécurité sociale est profondément marqué par les premières affections d'origine nucléaire. Il ne recouvre pas la totalité des affections qui peuvent être professionnellement induites.

- nous savons que le délai de « latence », qui correspond à un délai d'incubation, varie de 3 ans au minimum à 25-30 ans au maximum. Le délai de prise en charge du tableau ne recouvre donc que la première moitié de la période de latence.

- si le délai de prise en charge était scientifiquement fondé, il devrait être le même dans toutes les législations où il existe. Or, pour une même maladie, on constate de grands écarts entre les législations française et italienne qui sont, en Europe, les seules à maintenir un tel délai : le tableau français énumère les différents symptômes pour lesquels il définit 7 délais allant de 7 jours à 15 ans, alors qu'en Italie, pour les mêmes affections, le délai est uniformément de 10 ans.

- la disparité des situations médico-légales des pays de l'Europe est préjudiciable pour les travailleurs migrants si

les législations ne reconnaissent pas la même affection comme maladie professionnelle. Il faudrait que les pays européens appliquent rapidement les « recommandations de la Commission aux États-membres concernant l'adoption d'une liste européenne des maladies professionnelles » énoncées depuis le ... 23 juillet 1962 et complétées par les recommandations sur les conditions d'indemnisation des victimes des maladies professionnelles (20 juillet 1966).

La loi nucléaire

Il est frappant de constater [AEN 69] que, de tous les pays de l'OCDE *, la France est la seule à ne pas avoir de loi relative à l'utilisation de l'énergie nucléaire (avec le Portugal qui n'a qu'un décret-loi, mais n'était pas jusqu'à très récemment un modèle de démocratie).

Il existe dans tous ces pays, soit une loi en deux parties, soit deux lois, l'une traitant de la protection contre les rayonnements ionisants, l'autre — très souvent : loi sur l'Énergie atomique — des principes qui doivent régir l'utilisation de l'énergie nucléaire : définition de la compétence des pouvoirs publics, principes fondamentaux régissant les autorisations et le contrôle des installations nucléaires, éventuellement le développement des utilisations de l'énergie nucléaire à des fins civiles (loi-cadre).

Il est vrai que les différents décrets dont nous avons parlé à propos de la réglementation en France sont pris en application de différentes lois : loi de 1917, loi de 1961 sur la pollution atmosphérique et les odeurs, loi de 1964 sur la pollution des eaux, lois de 1965 et 1968 sur la responsabilité civile...

Mais l'absence d'une loi-cadre dans le domaine nucléaire nous paraît inadmissible au moment où des décisions sont prises en vue de lancer un programme très important de construction de centrales nucléaires et ceci pour deux raisons essentielles :

a. L'absence d'un texte de synthèse (comme le 10 CFR aux États-Unis par exemple) se fait cruellement sentir dans le domaine de la sécurité nucléaire. Chaque ministère édicte des

* OCDE : Organisation de coopération et de développement économiques. Comprend : Allemagne, Autriche, Belgique, Canada, Danemark, Espagne, États-Unis, Finlande, France, Grèce, Irlande, Islande, Italie, Japon, Luxembourg, Norvège, Pays-Bas, Portugal, Royaume-Uni, Suède, Suisse, Turquie.

décrets dans le domaine dont il est responsable : la protection des populations pour la Santé publique, la sûreté des installations pour l'Industrie et la Recherche, les atteintes à l'écologie pour l'Environnement, les transports des matières radioactives pour les Transports, etc. Ceci a pour conséquence une réglementation complexe et dispersée qui ne permet pas d'aborder dans un esprit de synthèse l'ensemble des problèmes posés, par exemple, par l'implantation d'une centrale nucléaire sur un site particulier où déjà d'autres installations industrielles sont implantées. En particulier, la Sûreté nucléaire n'intervient qu'assez tard dans le choix du site et on se trouve dans des situations regrettables (le site de Gravelines à proximité des réservoirs et d'un port pétrolier en est un excellent exemple).

b. Pas de loi nucléaire, donc pas de débat au Parlement sur la place de l'énergie nucléaire en France et les conditions de son utilisation à long terme : responsabilité de la puissance publique, rôle des différents organismes d'État, règles de protection contre les rayonnements ionisants, contrôle des installations, des combustibles et des déchets radioactifs, normes relatives aux doses admissibles.

S'il n'y a pas débat au Parlement et vote d'un texte, il n'y a aucun contrôle par les élus de la collectivité sur les décisions du gouvernement et de l'administration. Pour ne citer que l'exemple du CEA, on peut espérer qu'un débat parlementaire dans le cadre d'une proposition de loi permettrait de définir sa place dans le développement de l'électronucléaire en France et de contester en termes de choix politiques la transformation de parties importantes de cet organisme en filiales de droit privé.

L'argument, souvent utilisé, selon lequel une loi nucléaire n'est pas viable car la technique est en perpétuelle évolution, prête aujourd'hui à sourire : il est évident qu'une telle loi ne définit qu'un cadre et doit être précisée et complétée par des textes d'application ; d'autre part, on va construire en France, pendant une dizaine d'années, des réacteurs à eau ordinaire et uranium enrichi pratiquement du même modèle : les problèmes posés sont connus et le Parlement pourrait très bien statuer sur l'ampleur et les conditions de ce programme.

Le secret et le public

Dans le domaine du secret, la comparaison entre pays est éloquente. En France, le *rapport de sûreté* (voir tableau 2)

accompagnant la demande d'installation d'une centrale nucléaire est secret, c'est-à-dire qu'il ne sort pas des mains des deux ou trois organismes qui ont à en connaître : présenté par EdF à DIGEC et SCSIN, soumis au groupe permanent étudié par le DSN et c'est tout.

Aux États-Unis il est public * ; que vaut alors l'argument de secret industriel invoqué en France pour refuser sa diffusion ?

Le SCPRI publie un rapport mensuel comportant l'interprétation des résultats essentiels de la surveillance de l'environnement et l'état des opérations de contrôle et d'assistance en milieu de travail ; sa diffusion est limitée et contrôlée.

Il en est de même pour les chiffres concernant les quantités d'effluents radioactifs rejetés par les usines de traitement de combustibles irradiés de Marcoule et de La Hague.

Cette manie du secret tend d'ailleurs à se généraliser dangereusement dans l'industrie et la recherche nucléaires. Pratiquement, tous les rapports scientifiques du département de la Sûreté nucléaire sont des rapports internes et il ne « sort » rien du CEA et d'EdF, dans ces domaines, que des « publications » soigneusement édulcorées. Dans d'autres domaines, les dirigeants refusent la diffusion de l'information concernant tel ou tel résultat considéré comme compromettant pour l'essor de l'industrie nucléaire en France.

Tout cela est bien normal dans la manière actuelle de « gouverner » qui repose sur un certain nombre de principes :

1. Il faut faire confiance aux responsables.
2. Le « public » n'existe pas. Il est représenté par l'administration.
3. La « raison d'État » est impérative, c'est-à-dire que l'application d'une décision gouvernementale prime sur toute autre considération.

Ce mépris du public va très loin :

- Aucune information véritable,
- Bien entendu, aucune intervention légale possible du public sur l'implantation d'une centrale nucléaire (sauf sur des aspects de procédure),
- Enquête d'utilité publique parfaitement ridicule et sans aucune signification ni conséquences,

* Le volume 2 du rapport de sûreté comporte précisément des « annexes relevant du secret industriel » qui peuvent être éventuellement disjointes.

● Même le plan ORSEC RAD, qui devrait intéresser au premier chef les populations, est tenu soigneusement secret (ce qui fait qu'on ne sait même pas s'il existe), pour « ne pas faire peur aux gens ». Le résultat est que, si on doit l'appliquer un jour, il risque effectivement d'y avoir plus de morts par accident du fait de l'évacuation des populations que par radioactivité.

D'autre part, le manque de contrepoids aux décisions gouvernementales par l'absence totale de moyens et de volonté d'intervention de la part du Parlement font que la « confiance aux responsables » est de plus en plus limitée (les protestations « inutiles » d'un certain nombre de fonctionnaires de l'Environnement vis-à-vis de l'implantation des centrales nucléaires en sont un exemple frappant). Ajoutons à ceci l'impossibilité pour les fonctionnaires et les agents du secteur public et nationalisé de façon plus générale (CEA, EdF par exemple) de s'exprimer en tant que personnes indépendantes sous peine de pressions ou de sanctions au sein de leur profession.

L'indépendance

Ainsi, les décisions importantes sont prises dans un sérail de hauts fonctionnaires et de grands technocrates en liaison avec les cabinets ministériels * sans aucun contrôle politique venant du Parlement.

Tout se passe donc dans un monde très fermé où, même si l'on « s'accroche » sur un certain nombre de problèmes, rien n'en paraît à l'extérieur.

Dans ces conditions, peut-on considérer comme indépendant dans ses jugements concernant la sûreté des installations nucléaires le ministre de l'Industrie alors que lui-même, par la Direction générale de l'énergie et des matières premières, fixe le programme électronucléaire français, en accord avec EDF qui dépend également de lui ?

Est-il normal, alors qu'EdF est demandeur d'autorisations, que le groupe permanent chargé des réacteurs, l'organisme de contrôle pour le rapport de sûreté, comprenne quatre experts — sur 14 membres — nommés sur proposition d'EdF ?

* Exemple remarquable de la Commission PEON (Production d'électricité d'origine nucléaire) formée de dirigeants du CEA, de l'EdF et de l'Industrie qui prépare les décisions du programme nucléaire français, sans aucun contrôle et sans même que ses rapports soient automatiquement diffusés.

Situation encore plus floue pour le contrôle de la sûreté des réacteurs à neutrons rapides, mis au point par le CEA et l'EdF et jugés, pratiquement, par des gens du CEA et d'EdF à qui on ne ménage certainement pas les conseils.

Tous ces mélanges en milieu hermétiquement clos risquent d'être générateurs de nombreuses compromissions et nous paraissent extrêmement dommageables à la qualité du travail sur l'ensemble des problèmes de sécurité nucléaire, qui ne sont pas minces, comme nous l'avons vu aux chapitres précédents.

Sur le plan de l'information, le Conseil supérieur de la sûreté nucléaire a brillé par son absence et la mission très importante d'information du public confiée par son décret de création au Service central de sûreté des installations nucléaires n'a pratiquement pas été remplie.

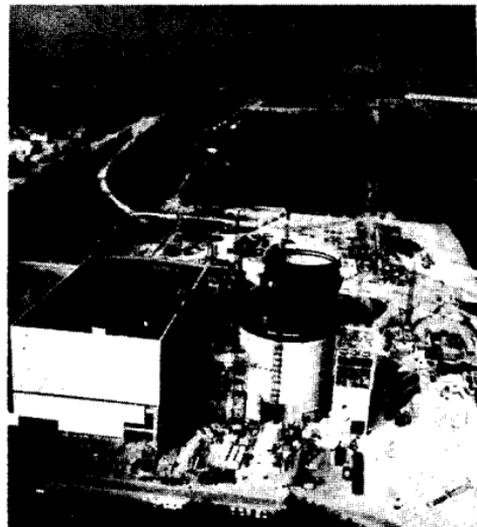
Alors, un nouvel organisme a été créé auprès du Premier ministre par le décret 77 1233 du 10 novembre 1977 : le Conseil de l'information sur l'énergie électronucléaire dont le premier président aura été Mme Veil. Ce conseil doit veiller à ce que le public ait accès à l'information concernant l'énergie nucléaire dans son ensemble : aspects techniques, sanitaires, écologiques, économiques, financiers. La constitution de ce Conseil est assez originale puisque, à côté des « personnalités et experts » plus ou moins officiels et de rigueur, on y trouve quatre élus locaux, maires de communes où sont implantées des centrales nucléaires (désignés cependant par le Premier ministre) et six représentants d'associations de protection de la nature et de l'environnement. Après plus d'un an d'existence, les travaux de ce Conseil restent très confidentiels et on ne voit guère qu'il ait orienté dans le sens d'une plus grande objectivité l'information qui est distillée au public.

4.

Données économiques
et
industrielles

a. Les deux réacteurs de Fessenheim
(2×900 MWe) en septembre 1973
(la centrale devrait démarrer en 1976)

b. La Hague : stockage
des combustibles irradiés
en provenance de la centrale
de Chinon (graphite-gaz).



c. Le hall des machines
(turbo-alternateurs)
à Fessenheim en février 1975.



1. Éléments d'économie de l'énergie nucléaire*

1. Généralités

Il convient tout d'abord de faire quelques rappels économiques généraux.

Pour comparer les choix des investissements énergétiques en France, on utilise certaines méthodes économiques qui ont la prétention de se vouloir politiquement neutres, ce qui est absolument faux.

Quels sont les critères mis en avant pour effectuer ces comparaisons ? Les besoins d'énergie électrique sont chiffrés pour une époque donnée. Pour satisfaire ces besoins, on peut avoir plusieurs systèmes de production d'électricité également disponibles sur le marché. On évaluera essentiellement les coûts économiques et financiers de ces systèmes. Ces coûts se subdivisent en trois éléments :

— coût d'investissement, c'est-à-dire le coût de construction du système, ainsi que tous les frais directs et indirects entraînés par cette construction ;

— coût d'exploitation du système qui correspond aux frais de personnel d'entretien et de conduite, aux matériels de rechange, aux taxes, impôts et assurances ;

— enfin, le coût du combustible utilisé par le système pour fonctionner.

L'étude économique de compétitivité de deux systèmes se borne à la comparaison de la somme de ces trois coûts rapportée à la quantité d'énergie produite pendant un certain nombre d'années (nombre de kWh). Actuellement, ce sont les seuls critères considérés pour choisir l'un ou l'autre des systèmes de production d'électricité.

En France, c'est une commission gouvernementale dite Commission consultative pour la production d'énergie nucléo-électrique (PEON) qui doit faire ces études. Cette commission

* [BAU 79], [PEO 78], [PEO 79].

se contente d'émettre des recommandations au ministre de l'Industrie. Elle est constituée de membres nommés représentant l'EDF, le CEA, l'administration (en particulier le ministère des Finances) et tous les grands groupes industriels ayant une activité nucléaire ; elle est présidée par le délégué général à l'Energie. Notons bien son caractère consultatif et antidémocratique (pas d'élus, ni de représentants syndicaux). Les vœux émis par la commission sont souvent adoptés par le gouvernement, mais leur réalisation est parfois entravée et freinée par l'administration, plus précisément par le ministère des Finances. En effet, le producteur d'électricité (EdF) est sous la tutelle financière de ce ministère et n'est pas libre, ni de fixer librement ses tarifs, donc d'assurer ses ressources, ni de commander librement les systèmes producteurs d'énergie dont la construction a pourtant été adoptée par le gouvernement. Chaque commande de centrale est une discussion byzantine entre EdF et les Finances, avec des interférences dues aux industriels avides de marchés. A ce niveau de la discussion, ce ne sont plus les avantages économiques qui sont pesés, mais seulement les besoins financiers à très court terme, sans plus de souci pour les bénéfices ou les dépenses à intervenir à moyen et long terme.

Il faut dire également un mot de la méthode de calcul des coûts utilisée pour les comparaisons économiques. On emploie le calcul d'actualisation dans tous les cas. En quoi cela consiste-t-il ?

On pourrait se contenter de faire la somme de toutes les dépenses d'une part, puis de toutes les recettes d'autre part, pour chaque système producteur d'électricité. On aurait alors un simple bilan comptable qui ne refléterait pas la difficulté que l'on a à se procurer l'argent nécessaire à la réalisation projetée. En effet, il est bien évident qu'une certaine somme d'argent utilisée aujourd'hui ou dans vingt ans n'a pas la même valeur. L'utilisation immédiate de l'argent entraîne un manque à gagner. Pour tenir compte de ce fait, on calcule les dépenses faites année par année en leur affectant un coefficient de plus en plus faible avec le nombre d'années. Cela équivaut en quelque sorte à l'inverse d'un calcul d'intérêt. La difficulté est de choisir le taux, appelé taux d'actualisation, à appliquer chaque année.

Les théories économiques enseignent que le taux d'actualisation doit représenter la rareté de l'argent (le taux d'intérêt représente son coût) et la capacité d'épargne d'un pays.

Mais ces théories sont discutables et de plus en plus discu-

tées, leur validité étant contestée. Quoi qu'il en soit, ce taux est difficile à appréhender.

Pendant la période du V^e Plan (1965-1970), le taux d'actualisation avait été fixé à 7 % par an. Le Plan n'ayant pas été respecté, certains en ont conclu que ce taux était trop faible et il a été fixé à 10 % pour le VI^e Plan (1970-1975). En 1976, on a continué à utiliser 10 % mais, depuis 1977, le commissariat général au Plan a imposé un taux de 9 % pour tous les calculs d'investissements du secteur énergétique.

Il faut bien voir les conséquences de ce choix : plus le taux est élevé, plus les dépenses que l'on fait les premières années pour faire fonctionner une centrale seront lourdes et plus celles faites dans l'avenir seront légères.

Autrement dit, avec un taux élevé on privilégie le court terme au détriment du long terme.

On a vu ainsi, pendant de nombreuses années, l'énergie produite par les centrales nucléaires considérée comme beaucoup plus coûteuse que celle des centrales au fuel, parce que les unes ayant un fort investissement coûtaient très cher dans les premières années, alors que les autres, peu chères au départ à cause de leur faible investissement, consommaient un combustible relativement beaucoup plus coûteux (même à l'époque) mais dont la dépense était répartie sur 20 ans.

Il faut également insister sur une caractéristique des calculs d'actualisation : ils se font à francs constants, c'est-à-dire aux conditions économiques d'une année donnée et ne prennent pas en compte l'inflation. Pour tenir compte de ce phénomène, qui est très important de nos jours, on peut utiliser, tous calculs faits, des indices de révision de prix.

Enfin, une autre considération entre en jeu : on ne prend pas en compte directement le coût réel de production de la dernière centrale commandée, ni celui des centrales en fonctionnement. On définit alors le coût de la centrale « de référence » qui tient compte d'une moyenne des coûts des centrales commandées, ou en cours de construction, et en particulier d'un coût de site moyen (ce point est assez important car les terrassements nécessaires peuvent varier dans de grandes proportions selon les sites). Ce coût « de référence » s'applique à la centrale « en développement » qui est destinée à fonctionner dans les vingt ans à venir. Actuellement, la centrale en développement est une centrale de 2×1300 MWe de type à uranium enrichi et à eau pressurisée composée de deux réacteurs (2 tranches dans le jargon d'EdF) de 1300 MWe chacun.

2. Coûts d'investissement

Une telle centrale de référence coûte environ 5,4 milliards de francs aux conditions économiques de 1978. C'est le coût direct de construction hors taxes. On l'exprime habituellement en F/kWe (soit ici 2080 F/kWe).

Le coût d'un réacteur (1 tranche de 1300 MWe) se répartit de la manière suivante :

- Chaudière nucléaire (comprenant cuve, pressuriseur, tuyauterie, pompes primaires, générateurs de vapeur)	35 %
- Génie civil et site	26 %
- Groupe turbo-alternateur	13 %
- Mécanique classique (pompes, poste d'eau)	10 %
- Electricité, contrôle commande	7 %
- Auxiliaires nucléaires	5 %
- Divers (dont aléas)	4 %
Total	100 %

On voit que la mécanique lourde se taille la plus grosse part avec près de 50 % du coût, suivie par le génie civil (25 %) et par l'électro-mécanique (20 %).

A ce coût direct, il faut ajouter environ 35 % de coûts indirects représentant les frais de maître d'œuvre (direction de l'équipement d'EdF), de préexploitation (entraînement du personnel de conduite) et surtout les intérêts intercalaires.

Ces derniers correspondent aux frais financiers pendant la construction et sont fonction du taux d'actualisation, de la durée de construction et de l'échéancier de paiement des travaux. Actuellement en France, cette durée est de 6 à 7 ans ; du moins officiellement et théoriquement, car les premières réalisations comme Fessenheim ou Paluel sont plus longues : 8 à 7 ans. Notons que, plus une centrale prend du retard dans le déroulement de sa construction, plus les intérêts intercalaires augmentent et cela d'autant plus que le taux d'inflation général est élevé.

Le coût total d'une centrale de ce type sera donc de l'ordre de 7,4 milliards de francs (soit 2850 F/kWe installé).

Par comparaison, une centrale thermique classique de 2×700 MWe (ce sont les plus grosses construites en France) aura un investissement de 1,1 à 1,3 fois moindre (coût total de 2100 à 2700 F/kWe). Les centrales fonctionnant au fuel

sont moins chères en investissement que celles fonctionnant au charbon, mais les perspectives de prix et d'approvisionnement en pétrole ont fait abandonner tout projet d'installation de grandes centrales au fuel. La référence du thermique classique est donc dorénavant la centrale au charbon. Le programme gouvernemental n'envisageait pas d'en construire en grand nombre, elles ne bénéficient pas de l'effet de série et sont donc relativement coûteuses (par rapport aux coûts connus à l'étranger). Elles auront, de plus, sans doute obligation de désulfurer leurs fumées ; or, le coût des systèmes de désulfuration efficaces semble encore très élevé. Ces différentes raisons expliquent la différence relativement faible entre le coût des centrales nucléaires et celui des centrales thermiques au charbon.

Le niveau des coûts indiqués précédemment est valable en France aux conditions économiques de 1978. Il ne comprend pas de provision pour inflation, contrairement aux coûts des centrales américaines qui, eux, tiennent toujours compte d'une clause d'inflation pendant la durée de la construction. Cette clause peut augmenter le coût de 65 %. Cependant, même sans en tenir compte, les coûts américains sont très supérieurs aux coûts français. On cite actuellement (fin 1977) des coûts directs de l'ordre de 500 \$/kW pour 1000 MWe, ce qui fait environ 2460 F/kWe (soit + 20 %) et 700 \$/kW pour le coût total (3360 F/kW soit + 27 %) sans tenir compte de la provision pour inflation.

Pourquoi cette différence ? Remarquons tout d'abord que la différence est plus grande sur le coût total que sur le coût direct. Le coût indirect est donc important aux USA. Le maître d'œuvre n'étant pas dans ce cas le producteur d'électricité comme en France, cela entraîne un coût supplémentaire.

Par ailleurs, de nombreuses raisons ont été avancées : coût de la main-d'œuvre plus élevé et productivité moindre, délais de réalisation plus longs (parfois plus de dix ans !). Ces raisons sont sans doute justifiées, mais il y a peut-être aussi la recherche d'une plus grande sûreté à travers une réglementation extrêmement tatillonne. L'évolution récente des coûts français montre un certain parallélisme avec celle des coûts américains. Bien que l'écart ne s'amenuise pas, les tendances sont les mêmes : allongement des délais, réglementation proliférante pour des raisons de sûreté. L'augmentation des coûts des centrales qui en a résulté a été bien supérieure à l'augmentation générale des prix due à l'inflation. Il reste cependant que la conjoncture économique française a une importance

déterminante sur le niveau des coûts : les industriels français, tout d'abord en concurrence dans le début de la décennie 1970 (cf. plus loin l'étude des structures industrielles), ont sans doute tiré leurs prix pour obtenir de grosses commandes. Lorsqu'il n'y a plus eu qu'un seul fabricant, celui-ci a sans doute essayé de profiter de son monopole en augmentant ces prix et en jouant sur l'effet de série pour diminuer ses coûts. Mais il n'y a aussi qu'un seul client qui, de plus est surveillé de très près par le ministère des Finances, ce qui restreint beaucoup la liberté de manœuvre du fabricant, et ce client est par ailleurs maître d'œuvre de la centrale. On le voit bien lorsqu'on connaît les prix des centrales françaises proposées à l'exportation (Iran et Afrique du Sud), sans commune mesure avec les prix intérieurs. Le fabricant prend alors une grande part des risques supportés en métropole par le client EdF.

Au sujet des coûts d'investissement, il n'est pas inutile de rappeler la notion « d'effet de taille ». En effet, pourquoi construire des réacteurs de puissance aussi énorme que 900 à 1300 MWe ?

La raison toujours mise en avant est d'ordre économique : plus la taille augmente, plus le coût spécifique (en franc par kWe installé) diminue. On peut dire qu'un réacteur de puissance moitié (400 à 500 MWe) coûterait relativement plus cher. Il semble cependant que ce raisonnement est (en partie seulement) inexact pour plusieurs raisons : tout d'abord, l'économie que l'on constatait sur l'investissement entre 500 et 1000 MWe semble s'amenuiser lorsque la taille augmente et, dans le cas de 1300 MWe, elle devient très faible pour ne pas dire négative comme l'ont remarqué certaines études américaines récemment. D'autre part, si l'on considère le problème dans son ensemble, la question de l'effet de taille peut se discuter : la distribution de l'énergie produite (lignes électriques, postes de transformation) pose des problèmes très importants avec les très grosses unités, et ce, d'autant que l'on ne met pas les réacteurs près des centres de consommation pour des raisons de sûreté. De plus, une panne sur de telles unités risque d'avoir de plus graves conséquences que sur une petite (du point de vue de la production d'énergie). On peut donc estimer que la taille actuelle des réacteurs pourrait marquer le pas pour de nombreuses années du fait de la sous-estimation de nombreux problèmes.

Dans les coûts d'investissement annoncés, le coût de démantèlement du réacteur après 30 ans de fonctionnement est pris

en compte. Cependant, on n'a guère de données sûres à ce sujet, certains avançant des chiffres aussi lourds que le coût de construction, d'autres, au contraire, l'équivalent de quelques mois de production. Le chiffre avancé en France est de l'ordre de 500 F/kWe soit 25 % du coût direct de construction ; mais le calcul d'actualisation à l'horizon de 30 ans le rend négligeable aujourd'hui. On peut penser que ce coût est sous-estimé. C'est un point qui mériterait des études économiques sérieuses si l'on ne veut pas avoir des sites condamnés pendant des dizaines d'années.

La comparaison des coûts des centrales nucléaires aux Etats-Unis et en France ainsi que l'évolution de ces coûts et de la compétitivité vis-à-vis des centrales thermiques constitue un problème très controversé. Une des meilleures études que l'on puisse lire sur ce sujet est celle de D. Finon [FIN 77]. A l'issue d'une comparaison détaillée de la compétitivité de l'électricité d'origine nucléaire dans les deux pays, l'auteur aboutit à la conclusion que d'une part les coûts ont tendance à se rapprocher et que, d'autre part, on fait jouer aux techniciens et aux économistes un rôle politique et technocratique généralement insoupçonné grâce aux méthodes de calcul de compétitivité utilisées.

3. Coûts d'exploitation des centrales

Les coûts d'exploitation des centrales électrogènes comprennent de très nombreux postes que l'on peut regrouper en cinq grands secteurs qui sont par ordre d'importance :

1. Les impôts et redevances,
2. Les frais d'entretien,
3. Les frais généraux d'EdF,
4. Les frais de conduite et contrôle,
5. Les autres frais techniques et administratifs.

Pour de grandes centrales nucléaires, la part des impôts peut monter jusqu'à 40 %, celle de l'entretien est toujours de l'ordre de 35 %. Les frais généraux (14 %) servent à financer aussi bien les services centraux que les services régionaux d'EdF. Les frais de conduite ne représentent que 6 % et les autres frais 5 %.

Il faut remarquer que la répartition du personnel employé dans les centrales est complètement différente du coût d'exploitation. Ainsi, 60 à 65 % de l'effectif travaille à l'entretien

(35 % du coût) et 30 à 35 % à la conduite (6 % du coût) ; les autres charges d'exploitation n'emploient que 5 % des effectifs.

Ces effectifs sont évidemment fonction de la taille de la centrale : ils diminuent lorsque la taille de la centrale augmente. Ainsi, pour les centrales de Chinon (600 MW), 380 personnes, Saint-Laurent (970 MW), 350 personnes et Fessenheim (1780 MW), 250 personnes (chiffres officiels).

Le gain le plus important sera obtenu en installant deux réacteurs (ou plus) sur le même site, côte à côte.

On comprend l'intérêt qu'il y a à multiplier le nombre des tranches sur un même site. D'autant plus que cette économie de personnel se double d'économies importantes sur les autres charges d'exploitation.

Au total, on gagne 9 % sur le coût total d'exploitation, lorsque l'on passe de un à deux réacteurs l'un à côté de l'autre.

Enfin, il faut remarquer que, du point de vue économique, les coûts d'exploitation d'une centrale nucléaire ne sont pas fondamentalement différents de ceux d'une centrale thermique : le personnel de l'une est en général plus qualifié, donc plus payé, mais relativement moins nombreux que celui de l'autre.

En effet, l'automatisation est très poussée dans le contrôle et la conduite des réacteurs. Il y a cependant un point délicat avec le type de réacteurs à eau actuellement en fonctionnement et en construction. Comme on sait, le chargement et déchargement du combustible se pratique à l'arrêt ; pour l'effectuer, il est nécessaire de démonter le couvercle de la cuve ; le personnel qui est chargé de cette opération est nécessairement exposé aux radiations (ce n'est pas le cas dans les réacteurs refroidis au gaz dont le chargement se fait en marche, grâce à une machine spéciale). Pour diminuer les doses d'irradiation du personnel d'exploitation, il sera sans doute plus prudent d'augmenter le nombre des équipes, d'où un surcroît de dépenses de personnel. Ceci est d'autant plus vrai que ce temps de déchargement-rechargement estimé à quatre semaines est en réalité de huit semaines.

Pour ne pas gonfler les effectifs officiels d'exploitation, EdF a recours aux personnels d'entreprises extérieures pour ces travaux de déchargement-rechargement.

4. Coût du cycle du combustible

Le cycle du combustible est une pièce maîtresse de l'industrie nucléaire. La mise en œuvre de l'uranium est en effet nettement plus complexe que celle du pétrole ou du charbon.

On a vu dans le « dossier technique » (première partie) quelles en étaient les principales étapes. Il faut maintenant voir quel est le prix de cette chaîne d'usines.

Les investissements nécessaires sont en général très élevés, et il semble qu'ils soient du même ordre que ceux de la chaîne complète d'exploitation du pétrole pour l'alimentation de la même puissance électrique installée. Les évaluations aboutissant à cette comparaison sont cependant très variables, selon qu'elles sont effectuées par des partisans du nucléaire ou... des pétroliers. Il faut toutefois noter que l'exploitation de nouveaux gisements de pétrole est de plus en plus coûteuse, en particulier pour les forages en mer.

Il y a aussi une grosse différence en ce qui concerne les responsables des investissements. En effet, pour l'industrie pétrolière, les capitaux utilisés sont dans la plupart des cas d'origine privée ; au contraire, pour le nucléaire, et en particulier pour les investissements les plus lourds (enrichissement et retraitement), ce sont toujours des fonds d'origine publique qui, du moins jusqu'à maintenant, ont été utilisés. C'est donc plus l'argent des contribuables que celui des utilisateurs qui finance le cycle des combustibles nucléaires.

La chaîne de l'uranium commence par la prospection, l'exploitation et la concentration des minerais. Ceci s'apparente énormément aux dépenses classiques de toute industrie minière.

On évalue à environ 700 F les dépenses d'investissement nécessaires pour assurer une production de 1 kg d'uranium par an.

Ensuite, il faut convertir l'oxyde d'uranium obtenu en hexafluorure pour l'enrichir dans une usine de diffusion gazeuse. L'investissement est alors de 50 F/kg et par an.

L'ensemble de ce processus d'enrichissement nécessite des investissements de l'ordre de 1310 F/kg d'uranium naturel pour obtenir un enrichissement de 3 % permettant d'alimenter les centrales PWR actuelles.

Notons cependant que le coût d'une usine de diffusion gazeuse est très élevé du fait de sa grande taille : une usine d'une capacité annuelle de 11000 t d'unités de travail de

séparation (type Eurodif) coûte environ 20 milliards de francs (non compris les centrales électrogènes nécessaires à son alimentation en électricité).

Une fois l'uranium enrichi, il faut le mettre sous forme d'éléments combustibles que l'on puisse introduire (et retirer ensuite) dans le réacteur nucléaire.

Cette fabrication des éléments combustibles se fait dans des ateliers qui se rapprochent plus d'ateliers d'horlogerie ou de mécanique de précision que des grandes usines nucléaires précédentes.

Tant que l'on ne travaille que sur de l'uranium faiblement enrichi, l'investissement est relativement faible (440 F/kg d'uranium par an).

L'utilisation du plutonium entraînerait certainement une augmentation considérable de ce chiffre (on parle couramment de doublement ou même de triplement).

Enfin la dernière étape du cycle, une fois le combustible brûlé dans le réacteur, consiste à traiter celui-ci pour récupérer l'uranium très faiblement enrichi qui s'y trouve encore et à le débarrasser des produits de fission (dont le plutonium).

L'investissement nécessaire est alors très important : 9000 F/kg de métal traité par an (ce qui représente environ 11 milliards de F 1979 pour une usine de capacité de 1200 t/an).

Il reste ensuite à stocker les déchets du retraitement. On ne peut actuellement avancer de chiffre sur ce que pourra coûter un stockage définitif des produits de fission. Les solutions employées jusqu'à maintenant (cuves de stockage sous forme liquide) ne sont valables qu'à court ou moyen terme (50 ans), et leur coût est compris dans l'usine de retraitement.

A l'avenir, une solution possible est la vitrification et le stockage des verres dans des casemates en béton. Cependant les coûts de ces solutions, bien que non négligeables, ne devraient pas être prohibitifs vis-à-vis des autres dépenses du cycle du combustible.

Au total, les investissements nécessaires au cycle du combustible des centrales à uranium enrichi se montent à environ 11 500 F/kg naturel mis en œuvre, ce qui est relativement faible par rapport à l'investissement de la centrale électrogène elle-même : 19 000 F/kg U naturel mis en œuvre.

Ces usines une fois construites, il faut les faire fonctionner et bien d'autres frais que ceux du personnel sont nécessaires à leur bonne marche.

Comme toute usine chimique importante, chacune d'elles

consomme plus ou moins de produits et de fluides. Notons certains points particuliers.

Les usines de concentration de minerai auront en général besoin d'eau en plus ou moins grande quantité selon le procédé utilisé. Elles consomment également de grandes quantités de soufre, utilisant l'acide sulfurique pour dissoudre les minerais.

Les usines de conversion consommeront évidemment de très grosses quantités de fluor, ce qui entraîne la fabrication de ce fluor sur place (par électrolyse) à partir de minerais de fluorine.

Les énormes usines d'enrichissement isotopique par diffusion gazeuse nécessitent un environnement industriel très important. En effet, le matériel utilisé (barrières poreuses de diffusion et compresseurs) doit être entretenu et souvent remplacé d'où la création, par exemple, d'usines de fabrication de barrières à côté de l'usine de diffusion.

Mais le plus important dans l'environnement de telles usines sont les besoins en électricité — absolument énormes avec ce procédé — (2400 kWh par UTS). D'où la construction sur le même site de quatre unités nucléaires de 900 MWe chacune qui alimenteront dans des conditions aussi économiques que possible l'usine Eurodif.

Les usines d'enrichissement par ultracentrifugation, bien que consommant beaucoup moins d'électricité, poseraient des problèmes d'approvisionnement en millions de machines tournantes, ce qui n'est pas simple non plus.

Les dépenses d'investissement et de fonctionnement de chaque usine du cycle du combustible permettent de calculer un coût (ou un prix de revient) à chaque phase du cycle. On rapporte ce coût à la quantité de combustible exprimée en général en uranium métal (ou uranium plus plutonium lorsqu'il y en a). Dans une économie marchande, le prix payé par l'utilisateur n'aura pas forcément un lien direct avec le coût ainsi défini.

En effet, certains de ces coûts ne prennent pas en compte la notion de profit telle qu'elle est pratiquée dans l'industrie privée (chimique par exemple); en particulier, l'amortissement des investissements n'est pas toujours compté comme il le faudrait en économie capitaliste. On peut donc estimer qu'une augmentation systématique des prix suivrait la privatisation des usines du cycle du combustible.

Il faut bien noter que ces coûts ou ces prix ne prennent pas en compte le prix de la matière première : l'uranium (ou

autre matière nucléaire), mais seulement la valeur ajoutée à chaque phase.

Le coût global du cycle du combustible sera donc la somme de la valeur de la matière nucléaire utilisée d'une part et des valeurs ajoutées successives à chaque transformation subie par cette matière, d'autre part.

L'alimentation en combustible d'un réacteur se fait à intervalles réguliers, mais les dépenses de chaque étape du cycle n'interviennent pas au même moment.

Pour tenir compte de ces décalages de temps, on utilise une méthode d'actualisation qui permet de comptabiliser les dépenses à partir d'une date précise (en général la mise en service industriel du réacteur).

Le coût de chaque étape du cycle comporte donc ainsi une part de frais financiers. Toutes ces dépenses sont rapportées à l'énergie produite par la quantité de combustible considérée (en général la quantité mise en jeu entre deux rechargements du réacteur).

Calculée de cette manière, la structure du coût du cycle du combustible est la suivante pour un réacteur de 1300 MWe à eau pressurisée (PWR).

Uranium naturel	1,50 c/kWh	(450 F/kg u)	40 %
conversion	0,07 c/kWh	(20 F/kg u)	2 %
enrichissement	1,00 c/kWh	(550 F/UTS)	27 %
fabrication	0,35 c/kWh	(800 F/kg)	10 %
retraitement	0,78 c/kWh	(2500 F/kg)	21 %
Total	3,70 c/kWh		100 %

Le combustible brûlé ne l'est pas complètement : il reste de l'uranium d'un enrichissement supérieur à l'état naturel et que l'on peut réutiliser et remettre dans le cycle du combustible.

De plus, au retraitement, on récupère également du plutonium qui peut être réutilisé, soit dans les mêmes réacteurs (on parle de recyclage du plutonium dans les réacteurs à neutrons thermiques), soit dans les réacteurs surrégénérateurs à neutrons rapides dont c'est le combustible normal. Il y a donc une valorisation du plutonium. L'uranium et le plutonium récupérés après le retraitement forment un « crédit » qui vient en déduction du coût du cycle obtenu précédemment.

Avec les prix d'uranium naturel et d'enrichissement indiqués, et en estimant la valorisation du plutonium à 60 F/g, on gagne 10 %, soit un coût de combustible de 3,3 à 3,4 centimes/kWh.

La décomposition du coût du cycle du combustible ainsi obtenue permet de voir très facilement quelle est la sensibilité de chaque phase sur le coût total.

Ces dernières années, deux postes ont particulièrement augmenté : il s'agit de l'uranium naturel et du retraitement.

L'uranium naturel présentait un marché très déprimé autour des années 1970. Son prix pour des livraisons immédiates en petite quantité a quadruplé depuis 1973. Cependant, les prix des contrats à long terme ont été multipliés par 2 à 3. Grâce à la part relativement faible de l'uranium dans le coût du cycle, ces augmentations ont été amorties au niveau du coût du kWh.

L'autre poste qui a très fortement augmenté est le retraitement, à cause d'une sousestimation du coût réel au niveau industriel des procédés nécessaires pour les combustibles d'oxyde d'uranium enrichi. L'augmentation a été ici de l'ordre d'un facteur 10 en 5 ans !

Le coût du retraitement

Cet élément du coût du kWh nucléaire a toujours été considéré comme marginal. Il existe donc peu de valeurs publiées. Nous allons cependant donner quelques prix qui donnent une idée de l'incertitude qui affecte ce maillon du cycle du combustible.

Date	CEA/Cogema *	Commission PEON [LEP 79] **
janvier 1972	—	200 F/kg
janvier 1975	—	450 F/kg
janvier 1976	800 F/kg	1000 F/kg
juillet 1976	2000 F/kg	—
janvier 1977	2375 F/kg	1500 F/kg
juillet 1977	2490 F/kg	—
janvier 1978	2640 F/kg	2500 F/kg
juillet 1978	2800 F/kg	—
janvier 1979	—	3.000 F/kg (?)

Nota : les prix comprennent :

* le transport, le retraitement, le conditionnement non définitif ;

** le transport, le retraitement, la fluoration de l'uranium, le conditionnement pour vitrification, le stockage temporaire.

La partie retraitement est calculée avec les hypothèses suivantes :

- Unité de 800 t/an ;
- Temps compris entre 7 et 10 ans pour passer de la décision de création au fonctionnement de l'usine ;
- Durée de vie, pour les calculs économiques, de dix ans ; la durée de vie réelle pouvant aller jusqu'à 20 ans, par exemple.

L'évolution des prix présente une dérive, même à francs constants. Il est probable que les valeurs publiées sont en dessous de la réalité car elles tablent sur des capacités de traitement très optimistes. Les prix sont probablement, en janvier 1979, supérieurs à 5000 F/kg et ils atteindront très rapidement les 10000 F/kg.

Coût de l'installation pour le retraitement du combustible oxyde

- Le projet français, UP 2 800 + UP 3 A + STE 3 constitue un ensemble de capacité théorique de retraitement égale à 1600 t/an. Comme UP 2 800 consiste à donner 400 t supplémentaires à l'actuel ensemble UP 2 + HAO, l'accroissement des capacités est égal à 1200 t. Le coût est évalué à 8 milliards de francs 1978 selon [CEA 79]. Il semble qu'il ne soit pas tenu compte des intérêts intercalaires.
- Le projet anglais Thorp à Winscale (1200 t), dont la mise en service est prévue pour 1987, a été évalué à 5 milliards de francs 1978.
- Le projet allemand de Gorleben (1500 t — 1991-1992) est évalué à 7,8 milliards de F 1978. Le projet total de Gorleben comprenant le stockage des déchets est évalué à 24 milliards de F.

5. Coût de l'énergie produite

Le coût de l'énergie produite par une centrale est la somme du coût d'investissement, du coût d'exploitation et du coût du cycle du combustible. Tous ces coûts actualisés sont rapportés à l'énergie produite pendant la durée de vie de la centrale.

On considère une durée de vie de 20 ans par prudence, mais on espère bien que les centrales fonctionneront pendant 30 ans (chiffre retenu dans les calculs américains).

Le prix du kilowatt.heure produit se décompose alors ainsi (centrale de 2×1300 MWe PWR) :

investissement	5,00	48 %
exploitation	2,00	20 %
combustible	3,30	32 %
	10,30	100 %

On peut constater avec ces chiffres la lourde part de l'investissement (près de 50 %).

Au contraire, avec une centrale thermique au charbon de 2×700 MWe, on aurait :

investissement	3,4	27 %
exploitation	2,2	17 %
combustible (charbon 2,8 c/thermie)	7,0	56 %
Total c/kWh	12,6	100 %

où l'on voit la part plus grande du combustible (56 %).

Mais qu'en sera-t-il si le prix de l'uranium croît encore ? Le prix de l'uranium ne représentant que 40 % dans le cycle du combustible nucléaire qui lui-même ne représente que 30 % du coût de l'énergie produite, un doublement de son prix entraînerait une augmentation de 20 % du kWh, alors que la même augmentation du charbon a pour conséquence un accroissement de 60 % de l'énergie produite.

Il faut bien voir cependant que les coûts indiqués précédemment ne reflètent qu'en partie la réalité de la production d'énergie du parc de centrales.

Les centrales nucléaires ayant les coûts les plus bas sont destinées à fonctionner le plus de temps possible au cours de l'année : on dit qu'elles fonctionnent « en base ». Ainsi une centrale de 2×1300 MWe ayant un facteur de charge de 70 % en moyenne fonctionnera 6 200 h/an ; elle produira 16 milliards de kWh chaque année. Au contraire, une centrale thermique au charbon, plus souple d'emploi (arrêt et démarrage très rapides) mais d'un coût de production plus élevé, ne fonctionnera que lorsque cela sera nécessaire. Pourtant elle pourrait avoir un facteur de charge plus élevé (75 à 80 %). Or, la comparaison économique se fait sur le même nombre d'heures de fonctionnement (6 200 h/an), alors qu'il n'en sera pas ainsi en réalité (production de 2×700 MWe dans

ce cas : 9 milliards de kWh/an). Ce n'est pas grave si tout marche comme prévu, mais si la centrale nucléaire marche moins bien que prévu, son coût de production augmente considérablement. Celui-ci revient aussi cher que celui de la centrale thermique si le facteur de charge pour les 2 types passe de 70 à 40 %.

Quelle est, par ailleurs, le coût d'une panne, non pas l'accident grave, mais la simple panne technique qui, du fait de l'extrême complexité du fonctionnement d'un réacteur nucléaire et des précautions à prendre vis-à-vis de la contamination radioactive, peut entraîner facilement 6 mois d'arrêt ? Ce seront environ 4 milliards de kWh qui seront perdus (réacteur de 1300 MWe fonctionnant 6200 h/an), soit, avec un coût du kWh de 10 centimes, un manque à gagner de 400 MF, auquel il faudra ajouter la dépense de fonctionnement des centrales thermiques de remplacement, soit 480 MF. Au total, le coût d'une panne de 6 mois d'un réacteur de 1300 MWe se monterait à 880 MF, soit plus de 13 % de son coût d'investissement. Et ce coût ne prend pas en compte les dépenses de réparation, mais seulement le manque à gagner et la production d'énergie de remplacement.

Enfin, il est nécessaire d'attirer l'attention sur un coût qui n'est pas proprement nucléaire, mais qui est aggravé par la taille des centrales nucléaires : c'est le coût du transport et de distribution de l'énergie électrique produite. Ces coûts varient de 1,3 c/kWh en haute tension à 10 c/kWh en basse tension. Il faut en tenir compte lorsque l'on cherche à remplacer des sources d'énergie comme le fuel ou le charbon par l'électricité pour des usages thermiques (chauffage par exemple).

6. Financement du programme

On a vu dans les paragraphes précédents que la part la plus coûteuse du programme nucléaire était constituée par les centrales.

En effet, les investissements totaux d'EdF qui étaient de 9 milliards de francs 1977 environ en 1973, ont été de 13 milliards en 1977 et seront de 20 à 21 milliards chaque année de 1980 à 1985 (toujours en francs 1977). Alors que le taux d'autofinancement était de près de 70 % en 1973, il n'est plus que de l'ordre de 40 % en 1977. Du fait de la hausse

du pétrole (la majorité des centrales fonctionnent encore avec des combustibles fossiles), les possibilités d'autofinancement ont été considérablement réduites, d'où la nécessité de recourir aux emprunts et à l'Etat par l'intermédiaire des dotations en capital ou des prêts préférentiels du Fonds de développement économique et social (FDES). Le recours au marché financier français étant insuffisant, EdF est obligée de se tourner vers les marchés financiers étrangers : près de 4 milliards de francs empruntés en devises en 1977. La dette totale des devises représente en 1979 l'équivalent de 14 milliards de francs, le quart environ de son endettement global et le plus fort que l'on ait connu depuis quinze ans ; EdF est le premier emprunteur étranger sur le marché financier américain.

Pourtant, la part d'investissement d'EdF dans l'investissement global de toutes les activités en France reste inférieure à celle des années 1950 lors de la réalisation des grands barrages. Mais la situation économique n'est pas la même et en particulier la croissance qui est bien plus faible.

Tous les moyens de financement sont donc utilisés : l'un est peu connu, il s'agit d'échanger une partie de la production d'une centrale contre la participation au financement de celle-ci : le client achète ainsi à l'avance une partie de la production. C'est ce qui s'est passé pour la centrale de Fessenheim en Alsace dont une partie de l'énergie électrique est déjà vendue à certaines sociétés suisses et allemandes de production d'électricité.

Cet apport d'argent ne va cependant pas bien loin et l'essentiel des ressources nouvelles nécessaires (autres que les emprunts) est constitué par des augmentations de tarifs, mais EdF n'en est pas maître.

En effet, les tarifs de l'électricité sont, comme les autres tarifs des services publics, du domaine réservé du gouvernement, ou plus exactement du ministère des Finances. Les demandes de révision en hausse de ceux-ci sont toujours appliquées avec retard et à un niveau bien plus faible que celui qui serait nécessaire.

Depuis 25 ans le prix de l'électricité a augmenté plus faiblement que le coût de la vie, c'est-à-dire qu'à francs constants il a baissé.

Ce retard est encore accentué par une distorsion de plus en plus grande dans la modulation des tarifs, la fourniture basse tension destinée aux particuliers ayant beaucoup plus augmentée que la haute tension destinée aux industriels, gros consommateurs (c'est une manière indirecte de subventionner

les entreprises et de faire payer un peu plus les ménages...).

Avec l'augmentation très importante du prix des autres sources d'énergie (fuel, par exemple), les tarifs meilleur marché de l'électricité entraînent une demande trop forte et accentuent encore le déséquilibre financier d'EdF.

D'autant que les autoproducteurs d'électricité (industriels produisant eux-mêmes l'électricité dont ils ont besoin) préféreraient actuellement arrêter leurs chaudières (ou turbines à gaz) à cause du prix du fuel jugé prohibitif et consommer les kWh produits par EdF qui leur reviennent bien moins cher.

Avec le retard pris, il sera maintenant politiquement très difficile de réajuster les tarifs à un niveau économiquement normal.

La conséquence de toute cette politique est bien connue dans tous les services publics : les prestations fournies risquent de se dégrader ce qui, dans le cas particulier du programme nucléaire d'EdF, n'implique pas seulement des retards dans les investissements et peut-être des coupures de courant, mais surtout que l'on soit tenté, par économie, de rogner sur la qualité de réalisation et donc sur la sécurité des installations.

2. Tentative d'évaluation du bilan énergétique du programme électronucléaire français

Le coût d'un réacteur nucléaire et du programme de réalisation sur 20 ou 30 ans n'est pas seulement à étudier sous l'aspect financier mais aussi sous l'aspect énergétique : combien faut-il dépenser de tonnes de pétrole (ou d'équivalent) pour réaliser les investissements nécessaires et fabriquer les combustibles ? Et aussi, quelle est, en regard, la production d'énergie d'un réacteur, et du programme complet ?

Ce bilan énergétique doit prendre en compte la construction et le fonctionnement des centrales, ainsi que la fabrication du combustible et l'investissement dans le cycle du combustible. Il doit être établi en tenant compte du fait que le programme est en démarrage et non en régime stationnaire, ce qui explique que l'on constate un important déficit énergétique pendant les premières années.

Divers essais ont été tentés, et il faut au moins en citer deux :

- Celui du groupe Diogène, groupe d'études sur l'Homme, la Nature et l'Expansion (université Claude Bernard, 69621, Villeurbanne). Cet essai, qui a l'ambition de prendre en compte tous les postes de dépenses, va certainement un peu trop loin et fait état de dépenses qui, de toute façon, seraient effectuées :

- routes et logements,
- enseignement,

ces dépenses ressortant de l'activité normale de l'homme et pas seulement de ses besoins énergétiques.

D'après cette étude, le bilan global du programme électronucléaire français ne serait *jamais* rentable, énergétiquement

parlant. Ce qui, moyennant quelques remarques, n'est peut-être pas aussi faux qu'on pourrait le croire à première lecture.

Le plus gros reproche que l'on puisse lui faire est sans doute d'avoir pris des références de coûts énergétiques anglaises ou américaines et non françaises.

- Celui de W. Kenneth Davis, vice-président de Bechtel Corp., cité par *Nucleonics Week*, vol. 16, n° 10 du 6 mars 1975, fait état d'une durée de fonctionnement à pleine puissance de 2,3 mois pour qu'un réacteur de 1100 Mw paye sa dette énergétique (investissement et première charge de combustible). Une étude interne de l'EdF fait malheureusement état de chiffres nettement plus élevés, bien qu'à notre avis sous-estimés.

- Celui de J.-P. Bertrand [BER 77] qui, après avoir pris en compte tous les aspects énergétiques (excepté le retraitement et, partiellement, l'enrichissement), calcule qu'un kW nucléaire rembourse sa dette totale (investissement plus fonctionnement) en 3 ans et que le programme 925 MWe (30 GW en service courant 1984) ne sera bénéficiaire que 7 ans après son lancement. (Notons toutefois qu'il prend comme temps de réalisation d'une tranche une durée inférieure à 5 ans, ce qui est largement démenti par la réalité.)

Les calculs faits par nous-mêmes, et détaillés quelque peu dans les pages qui suivent, montrent qu'il faut dépenser 1,24 tonne équivalent pétrole pour installer un kW nucléaire ; de plus, les investissements annexes du cycle du combustible coûtent l'équivalent de 0,27 tonne de pétrole. C'est donc un investissement de départ de plus d'une tonne et demie de pétrole, à laquelle il faut ajouter le coût du combustible : plus de 2,4 tonnes de pétrole pour les 20 premières années.

On peut ainsi voir que, selon les utilisations que l'on fera de l'électricité d'origine nucléaire, *le bilan énergétique du programme nucléaire français sera positif pour la première fois entre la 11^e et 16^e année, le cas le plus défavorable correspondant à l'objectif d'EdF « Tout électrique, tout nucléaire ».*

Le point le plus délicat est sans doute le calcul du coût énergétique du kW installé. On a choisi une méthode globale consistant à évaluer les coûts énergétiques des produits manufacturés à partir des données statistiques de l'INSEE : les tableaux d'échanges interindustriels (TEI). Ceux-ci donnent, pour chaque branche industrielle, la consommation directe de produits énergétiques, la consommation de produits manu-

facturés (eux-mêmes consommateurs d'énergie), la production totale. Une remarque s'impose : les producteurs ne font pas que consommer des produits manufacturés, ils investissent également. Dans certains cas, les dépenses d'investissement sont supérieures (gros matériel d'équipement) ou égales (matériel électrique) à celles de consommation. La première étude d'EdF n'avait pas pris en compte ces investissements qui sont énormes : que l'on pense, par exemple, aux dix milliards de francs nécessaires à la reconversion des raffineries de pétrole à la suite de l'introduction massive du nucléaire dans la production électrique ; ou encore aux investissements réalisés par Creusot-Loire pour être à même de fabriquer 6 à 8 cuves par an ; ou enfin aux modifications qui doivent intervenir dans la sidérurgie pour produire les aciers destinés aux cuves, aux échangeurs, etc. On s'aperçoit alors que, là où l'on pourrait utiliser une tonne de pétrole pour produire un lot de tuyaux, on en dépense 2 ou 3 parce qu'il a fallu acheter (et donc fabriquer) la machine destinée à fabriquer ces tuyaux.

Enfin, une dernière remarque : les experts en énergie ont l'habitude de donner comme équivalents une tonne de pétrole et 4500 kWh. Il s'agit d'une interprétation très étroite : il faut dépenser 1 tonne de pétrole pour produire, dans une centrale électrique, 4500 kWh, mais cela n'a jamais voulu dire qu'il y avait équivalence *énergétique*. L'équivalence qu'il faut garder présente à l'esprit, c'est l'équivalence d'*utilisation* :

- ou bien on fait tourner un moteur, et donc il faut de l'électricité, et cette équivalence (1 tonne de pétrole = 4500 kWh) peut être retenue,

- ou bien on veut faire de la chaleur, et alors, aux rendements techniques près, une tonne de pétrole donne autant de calories que 12 000 kWh.

On verra ainsi qu'un programme « tout électrique, tout nucléaire », par les marchés qu'il veut conquérir, se place dans les conditions les plus défavorables qui soient : ces nouveaux marchés sont ceux du domaine précédemment réservé au pétrole, au charbon ou au gaz, c'est-à-dire de la production de chaleur.

Enfin, un certain nombre de coûts n'ont pas été pris en compte dans cette étude : le démantèlement des centrales nucléaires ou des autres installations, la création de lignes de transport à haute tension, la densification du réseau de distribution basse tension et le parc de transformateurs à mettre en place, etc.

Les calculs qui suivent ont été menés avec les données économiques de 1969 : d'une part une matrice de flux industriel établie par l'INSEE pour l'année 1969, et d'autre part les prix industriels suivants :

1 tonne de charbon	60	francs 1969
1 tonne de pétrole	90	francs 1969
1 mètre cube de gaz	0,09	franc 1969
1 kilowattheure	0,065	franc 1969
1 kilowatt nucléaire installé	1000	francs 1969

Par ailleurs, les équivalences suivantes ont été retenues :

Équivalence énergétique

1 tonne de pétrole =	1,5 tonne de charbon
	1000 mètres cubes de gaz
	12000 kilowattheures *

Équivalence de production

1 tonne de pétrole =	4500 kilowattheures
----------------------	---------------------

1. Etablissement des coûts énergétiques généraux

Ceux-ci sont établis à partir d'une matrice de flux industriels établie par l'INSEE pour l'année 1969. Sur les 78 branches que comporte cette matrice, seules 18 ont été retenues qui concernent :

- la sidérurgie et la transformation de l'acier,
 - les métaux non ferreux,
 - les matériaux de construction,
 - le matériel de gros équipement,
 - le matériel électrique,
 - l'industrie du bâtiment et des travaux publics,
 - les industries de matériels de transport et les transports,
- soit les branches INSEE n° 21, 23, 25, 26, 28, 29, 30, 31, 32, 33, 34, 37, 40, 41, 42, 68, 69 et 70.

On a donc minoré les coûts énergétiques en ne tenant pas compte des 60 autres branches, et en particulier de la chimie. On a estimé que ceci était compensé par le fait que les produits

* L'utilisation de cette équivalence restera exceptionnelle, et sauf mention contraire, c'est toujours l'équivalence de production qui sera utilisée.

pétroliers ont tous été pris comme étant du fuel industriel, ce qui a pour effet de majorer les coûts énergétiques.

Enfin, au niveau des produits, on a retenu, en plus des produits correspondant aux 18 branches ci-dessus, les produits énergétiques suivants :

- n° 13 combustibles minéraux solides
- n° 14 coke (avec l'équivalence suivante : 1000 F de coke valent 700 F de charbon)
- n° 15 gaz
- n° 16 électricité
- n° 20 produits pétroliers.

Méthode de calcul

Pour chaque branche on a noté :

- la valeur 1969 des produits énergétiques utilisés,
- la valeur 1969 des produits manufacturés utilisés (même numéro de produit que le numéro de branche correspondante),
- La valeur 1969 des produits de la branche mis à disposition, c'est-à-dire la différence entre la disponibilité totale brute et la valeur des investissements (FBCF* des entreprises), soit la différence entre les chiffres des colonnes 93 et 83 pour le produit considéré. Ce chiffre est toujours inférieur à celui de la colonne 79 (total de la consommation des branches) ; ceci s'explique par le fait qu'on a considéré les autres FBCF comme du matériel consommable, n'entrant pas dans l'évaluation du coût énergétique des produits.

Cette manière de faire est entachée d'erreurs. Elle revient à faire supporter à une branche tous les investissements réalisés à partir de ses propres produits. Nous n'avons malheureusement pas pu obtenir un tableau des investissements par branche et par produit.

On a ensuite éliminé les branches les unes après les autres en remplaçant dans les branches restantes la valeur des produits de la branche éliminée par la valeur correspondante de ses composants (résolution d'un système par rapport à un groupe de variables, ici les produits énergétiques).

On n'a retenu que :

- n° 33 gros matériel d'équipement,
- n° 37 matériel électrique,
- n° 68 bâtiment et travaux publics,
- n° 69 transports.

* FBCF : Formation brute de capital fixe.

Résultats

Ils sont donnés dans les tableaux suivants :

Tableau 1
DÉPENSES ÉNERGÉTIQUES EN FRANCS
POUR 1 000 FRANCS DE PRODUIT MANUFACTURÉ
(EN FRANCS 1969, POUR L'ANNÉE 1969)

Produits manufacturés	Charbon	Gaz	Électricité	Pétrole
Gros matériel d'équ.	39,3	11,8	44,6	97,9
Matériel électrique	6,7	2,5	17,9	25,6
Bâtiment et T.P.	11,8	3,3	24,4	52,5
Transports terrestres	6,0	0,8	17,3	105,0

Tableau 2
DÉPENSES ÉNERGÉTIQUES EN TONNES
ÉQUIVALENT PÉTROLE (Tep) POUR 1 000 FRANCS (1969)
DE PRODUIT MANUFACTURÉ

Produits manufacturés	Dépense énergétique
Gros matériel d'équipement	1,80
Matériel électrique	0,45
Bâtiment et T.P.	0,81
Transports terrestres	1,31

Le recours de plus en plus grand à l'électricité pour la couverture des besoins énergétiques ne peut que détériorer ces résultats dans le sens d'un plus grand coût énergétique. On a en effet admis ici, pour passer du tableau 1 au tableau 2, de n'utiliser que la seule équivalence de production. Ceci est évidemment faux lorsque les besoins énergétiques étant des besoins de chaleur, on utilise l'électricité (cas des cimenteries par exemple), la chaleur électrique ne se justifiant que pour les besoins de « chaleur propre ».

2. Coûts énergétiques dans le nucléaire

Ces coûts seront définis ou évalués pour 1 kW installé, d'abord au niveau de la tranche seule, puis au niveau des surcoûts imposés par l'investissement dans le cycle du combustible, enfin au niveau du combustible consommé.

Tranche de 1 000 MW

Le coût d'un kW installé, soit 1000 francs 1969 en 1969, se répartit ainsi :

gros matériel d'équipement	52 %
matériel électrique	23 %
bâtiment et travaux publics	25 %

En appliquant les données du § « Résultats », on obtient un coût énergétique de :

1,24 Tep par kW installé

Des calculs semblables effectués par la direction de l'Équipement d'EdF conduisent à un chiffre nettement plus bas : 0,425 tep par kW installé. Pour cela, les services de l'EdF ont utilisé une méthode dite « des ronds dans l'eau » qui permet de calculer l'impact financier sur les produits manufacturés d'une augmentation des produits énergétiques. Mais cette méthode suppose qu'il n'y a pas de variation dans les investissements, autrement dit, on calcule un coût « marginal », c'est-à-dire le prix énergétique d'un produit ne nécessitant aucun investissement supplémentaire. On ne peut pas travailler de cette manière en ce qui concerne l'industrie nucléaire : il est bien certain que la mise en route d'une industrie capable de produire et d'alimenter 6 à 10 tranches de 1000 MW par an nécessite des investissements énormes.

Si on s'attache à un produit manufacturé, matériel de gros équipement en l'occurrence, on a les chiffres suivants :

Production de la branche (prix internationaux 1969)	50 377 millions de francs
--	---------------------------

dont :

Consommation des 78 branches	15 467 millions de francs
Investissement des entreprises (formation de capital)	34 591 millions de francs

Il est logique dans ces conditions, puisque l'industrie nucléaire n'est pas une industrie marginale, de reporter la dépense

énergétique totale sur les produits consommables : la branche considérée consommant directement 944 millions de francs de produits pétroliers, cette somme sera entièrement imputée à la fraction de la production qui est consommable (15 467 millions de francs). En effet, on peut dire que les investissements réalisés n'apportent pas par eux-mêmes de *production*, mais sont créateurs *d'emplois et de profits*. Faire autrement reviendrait à mélanger les coûts directs de production et les coûts sociaux de production. Ceci est possible, mais il conviendrait alors de procéder comme l'a fait le groupe Diogène (voir ci-dessus) et de compter le coût énergétique des logements, des routes et de l'éducation. Mais on ne peut pas d'un côté soustraire le coût énergétique des investissements créateurs d'emploi, et de l'autre soustraire également le coût énergétique de la formation et des conséquences de l'emploi

Dans un nouveau document, EdF a pris en compte cette remarque, au moins partiellement, puisque son nouveau chiffre est de 0,47 tep par kW. J.-P. Bertrand [BER 77] indique 0,61 tep.

Cycle du combustible

Le coût d'investissement des installations du cycle du combustible est évalué par EdF à 26 % du coût du kW installé. Si on exclut de ce montant le prix des 4 unités qui alimentent l'usine de séparation isotopique, on obtient environ 22 % soit :

0,27 tep par kW installé

que l'on peut décomposer ainsi :

- fluoration, enrichissement, fabrication

On considère que ceci forme un tout et est réalisé dans une configuration capable d'alimenter 100 tranches de 1000 MW, à l'exemple de l'usine de Tricastin. On prendra 0,15 tep par kW, soit pour l'ensemble des 100 tranches :

15 millions de tep

- mines, raffinage, retraitement

Ici, les unités de production sont plus petites et on alignera l'ensemble sur l'usine de retraitement, capable de servir 25 tranches de 1000 MW. Pour un kW on comptera 0,12 tep, soit pour l'ensemble des 25 tranches :

3 millions de tep

Ces deux derniers chiffres supposent que les installations du cycle du combustible ont un facteur de charge de 100 %,

c'est-à-dire que leur fonctionnement n'est limité que par les procédures normales d'entretien. Ceci élimine toute panne ou avarie, ainsi que toute absence dans la fourniture d'énergie ou de produits à traiter. C'est un cas idéal pris comme cas type.

Combustible

Une différence doit être faite entre la première charge et les suivantes, la première étant plus coûteuse. Pour une tranche de 1000 MW, cette première charge va nécessiter 700 tonnes d'uranium naturel et de l'ordre de 250 000 UTS, alors que les recharges, à condition de recycler totalement l'uranium extrait des combustibles irradiés, ne demanderont que 120 tonnes d'uranium naturel et 100 000 UTS. Ces chiffres sont approximatifs, ils dépendent du taux de rejet de l'usine d'enrichissement.

1. COUT ÉNERGÉTIQUE DE L'URANIUM NATUREL

On peut raisonnablement prendre comme base de référence le coût énergétique des minerais non ferreux : 1 tep pour 1000 francs (1969). En 1969, un kilo d'uranium valait 100 francs, mais il ne s'agissait que d'uranium extrait de minerais riches, et ceux-ci s'épuisent rapidement. Pour tenir compte de la dégradation progressive de la teneur des minerais d'ici l'an 2000, on prendra un coût moyen de 200 Francs (1969) par kilo, soit 0,2 tep par kilo d'uranium, soit encore par kW installé :

0,14 la première année,

0,024 tep pour les années suivantes.

2. ENRICHISSEMENT

La capacité maximale de l'usine de Tricastin est de 10,7 millions d'UTS pour 32 milliards de kWh annuels, soit 0,66 tep par UTS, ou encore par kW installé :

0,165 tep la première année,

0,066 tep les années suivantes.

3. FABRICATION, TRANSPORT ET RETRAITEMENT

La fabrication suppose la manipulation de 100 tonnes de combustible la première année, de 30 tonnes les suivantes. Les transports de combustibles irradiés, quant à eux, concernent 30 tonnes annuelles, soit, emballage compris, 4500 tonnes. Enfin, les besoins de retraitement s'élèvent à 30 tonnes par an. On prend, pour l'ensemble de ces opérations, les chiffres suivants :

0,025 tep la première année
0,020 tep les années suivantes

4. COUT TOTAL

On arrive ainsi au coût total par kW installé :

0,33 tep la première année,
0,11 tep les années suivantes.

La dépense totale par kW installé, et pour 20 années de fonctionnement sera donc :

Investissement de la tranche	1,24 tep
Investissement du cycle du combustible	0,27 tep
Coût du combustible	2,42 tep
	<hr/>
Total sur 20 ans	3,93 tep

(Pour le total sur 20 ans, EdF et J.-P. Bertrand indiquent respectivement 2,90 et 3,21 tep.)

3. Production d'une tranche nucléaire

Pour le calcul de la production d'une tranche, il faut faire intervenir deux facteurs :

- le facteur de charge, c'est-à-dire le nombre d'heures de fonctionnement par an, mais aussi la puissance délivrée en marche permanente et qui peut être inférieure à la puissance nominale.

- les divers pertes ou emprunts d'énergie au niveau de la centrale, du transport et de la distribution.

Facteur de charge

On peut prendre comme première évaluation le fonctionnement à 100 % de la puissance nominale pendant :

35 % la première année	soit 3 070 heures
55 % la seconde année	soit 4 820 heures
75 % à partir de la troisième année	soit 6 570 heures

cette première évaluation étant appelée par la suite l'hypothèse « haute ».

Toutefois pour tenir compte de défauts de charge dus au réseau (en particulier, et surtout si le nucléaire prend une part très prépondérante, la production sera forcément plus faible

en été et la nuit) et d'incidents se traduisant par un arrêt complet de la tranche ou par une réduction sensible de la puissance, on prendra une deuxième hypothèse, dite « basse », équivalente à la production à 100 % de la puissance nominale pendant :

35 % la première année	soit 3 070 heures
50 % la seconde année	soit 4 380 heures
65 % ensuite	soit 5 690 heures

On peut comparer ces deux séries de chiffres à ce qui existe réellement, en observant la consommation d'énergie mois par mois (influence des cycles saisonniers sur la consommation ; voir fig. 1) :

- En 1973 la consommation d'électricité a été maximale en décembre (16,308 TWh) avec une consommation moyenne mensuelle de 14,022 TWh, soit un facteur de charge moyen de 86 %. Il ne s'agit là que de l'influence saisonnière, il faut encore tenir compte du cycle quotidien et des avaries ou arrêts programmés qui abaissent le facteur de charge global.

- En 1973 toujours, si on considère la somme des consommations énergétiques qui seraient au moins couvertes par un programme « tout nucléaire, tout électrique », c'est-à-dire :

- électricité,
- gaz,
- fuel léger pour le chauffage domestique et des locaux,
- charbon à usage domestique,

on voit que la consommation maximale a été relevée en janvier (10,118 Mtep) avec une moyenne mensuelle de 6,934 Mtep, soit un facteur de charge moyen de 68,5 %. Il ne s'agit là, toujours, que de l'influence saisonnière. Il semble donc que retenir 65 % comme *facteur de charge global* constitue une vue optimiste.

Rendement réel

On peut estimer les pertes et « emprunts » aux valeurs suivantes :

Fonctionnement des auxiliaires de la tranche et de la distribution	5 %
Pertes de transformation et de transport	7 %

Autrement dit, un kilowatt installé fournira, au lieu d'utilisation, une puissance effective de 0,88 kW.

Ces différents aspects sont résumés dans le tableau 3 :

Tableau 3
 PRODUCTION ANNUELLE EN kWh D'UN kW NUCLÉAIRE
 INSTALLÉ ÉVALUÉE AU LIEU D'UTILISATION

Hypothèse	1ère année	2e année	Années suivantes
Haute	2 700	4 240	5 780
Basse	2 700	3 870	5 000

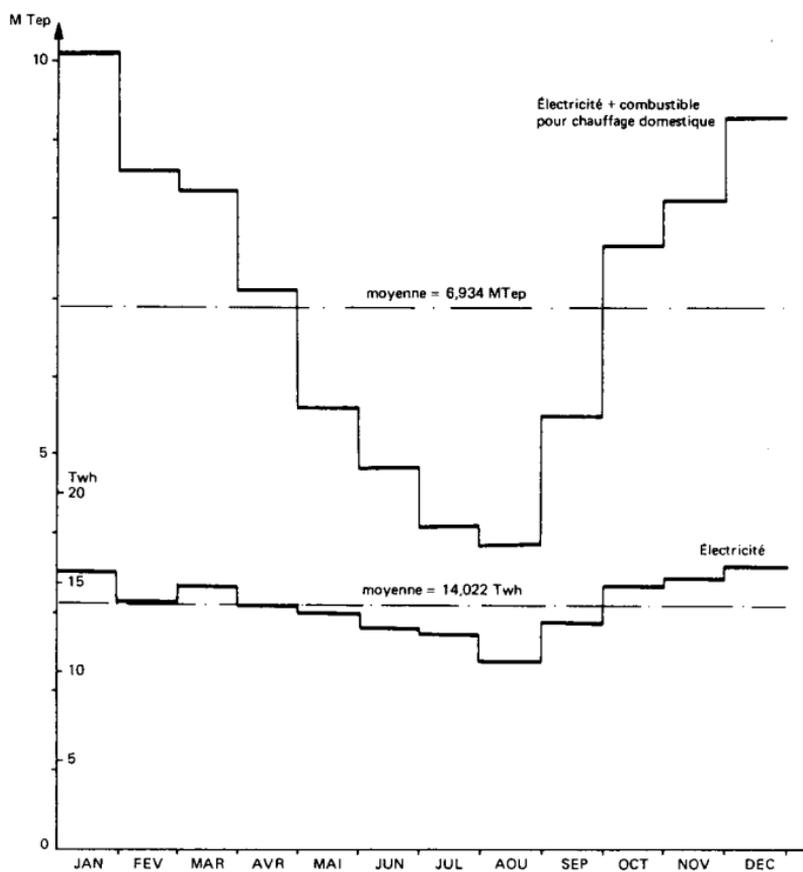


Figure 1
 Évolution mensuelle de la consommation d'énergie en 1973

4. Bilan énergétique du programme électronucléaire français

Il ne reste plus qu'à traduire les kWh en tonnes de pétrole pour dresser le bilan du programme. Cela paraît simple, mais c'est ici qu'il faut parler des utilisations que l'on fait, ou que l'on fera de cette électricité. Faire tourner un moteur à l'aide de l'énergie électrique est sans doute la meilleure façon d'opérer. Mais chauffer des locaux, des matériaux ou des objets à l'aide de l'électricité, c'est dans bien des cas du gaspillage, même si les installations de chauffage qui utilisent directement de l'énergie primaire n'ont pas un rendement égal à l'unité.

On établira ce bilan selon trois hypothèses :

- Cas « a » :

L'électricité produite est utilisée sous la forme exclusive d'énergie noble. Ce qui veut dire, soit que cette forme d'énergie (électronucléaire) ne prétend pas conquérir toutes les utilisations, soit que l'on construit des centrales mixtes qui produiront de l'électricité et de la chaleur. Dans ce dernier cas, le bilan serait peut-être très différent. On prendra alors l'équivalence de production :

$$1 \text{ Tep} = 4500 \text{ kWh}$$

- Cas « b » :

L'électricité d'origine nucléaire est vouée à conquérir tous les marchés, sans souci d'adaptation de la forme d'énergie à l'utilisation. On doit alors considérer que la consommation française se répartit globalement en * :

58 % pour la production de chaleur — 1 Tep = 12 000 kWh

42 % pour les autres usages — 1 Tep = 4500 kWh

(ces autres usages comportent en particulier les pertes, pour lesquelles l'utilisation d'une équivalence précise est difficile).

Le tout électrique correspond alors à une équivalence, au niveau de l'utilisation, de :

$$1 \text{ Tep} = 8850 \text{ kWh}$$

On corrigera cette valeur en supposant que le rendement moyen des appareils de production de chaleur est de :

100 % en électricité

80 % en énergie primaire

* Ceci suppose que tous les transports sont électrifiés..., ce qui est sans doute irréalisable.

On aura alors :

$$1 \text{ Tep} = 7700 \text{ kWh}$$

Deux exemples montreront qu'il n'est pas équivalent d'utiliser de l'électricité ou des produits pétroliers (ou du gaz, ou du charbon) pour la production de chaleur :

- Si on utilise une tonne de pétrole dans une chaudière, avec un rendement thermique de 75 %, on produira environ 7500 thermies. Avec un système de chauffage électrique ayant un rendement tout compris de 100 %, il faudrait pour produire 7500 thermies consommer environ 8700 kWh, qui nécessiteront eux-mêmes, pour les produire dans une centrale électrique, la consommation d'un peu moins de 2 tonnes de pétrole. Le chauffage électrique ne se justifie que si l'on compare un local normal chauffé par des moyens classiques à un local deux fois mieux isolé et chauffé électriquement.

- pour porter un litre d'eau à ébullition, une cuisinière à gaz avec un rendement de 85 % demande environ 12 litres de gaz. Une cuisinière électrique avec un rendement équivalent, et en raison de l'inertie thermique des plaques de cuisson, demandera de l'ordre de 0,24 kWh, soit pour produire cette quantité d'énergie électrique, l'équivalent de 53 litres de gaz.

- Cas « c » :

L'électricité conquiert, en dehors du domaine de l'énergie noble, des domaines d'utilisation d'énergie dégradée d'une façon plus ou moins marginale. On prendra, par exemple, l'ensemble du secteur domestique et tertiaire dans le domaine réservé à l'électricité. Soit :

40 % pour la production de chaleur

60 % pour les autres usages

ce qui, avec la même correction que ci-dessus, donne l'équivalence suivante :

$$1 \text{ Tep} = 6800 \text{ kWh}$$

Avec ces trois équivalences et en fonction des deux hypothèses du facteur de charge indiquées plus haut, on peut étudier six régimes de production, et donc six bilans, pour une tranche, et donc pour le programme lui-même.

Il est remarquable que ni EdF ni J.-P. Bertrand n'aient voulu prendre cet aspect des choses en considération, car c'est sans doute l'argument qui met le plus en défaut l'économie de l'électronucléaire.

Production d'un kW installé

Elle est donnée en Tep pour les six régimes de production définis ci-dessus, et en fonction des années :

Tableau 4
PRODUCTION EN Tep D'UN kW INSTALLÉ

Hypothèse	Haute			Basse		
	a	b	c	a	b	c
1ère année	0,600	0,351	0,397	0,600	0,351	0,397
2ème année	0,942	0,551	0,623	0,860	0,503	0,569
suivantes	1,284	0,751	0,850	1,111	0,649	0,735
20 ans	24,65	14,42	16,32	21,46	12,54	14,20

Tableau 5
DURÉE DE PAIEMENT DE LA DETTE EN ANNÉES
ET RAPPORT DE PRODUCTION SUR 20 ANNÉES
(à partir de la première année de fonctionnement)

Hypothèse	Haute			Basse		
	a	b	c	a	b	c
Paiement de la dette (ans)	2,35	3,63	3,26	2,49	4,03	3,58
Rapport de production en 20 ans	6,27	3,65	4,15	5,46	3,19	3,61

Bilan de la tranche

On intègre ici les coûts annexes (0,27 Tep) dans le prix du kW installé, et on calcule l'ensemble des coûts et de la production pour 1 kW. Deux chiffres sont intéressants :

- La durée de fonctionnement nécessaire pour payer la dette d'énergie. Cette dette s'élève à 1,51 Tep par kW installé, plus le coût du combustible pour les années de paiement de la dette.

- Le rapport de production sur 20 ans, c'est-à-dire le rapport entre l'énergie produite en 20 ans et l'énergie consommée pendant la même période (investissement + combustible). (Voir tableau 5.)

Bilan du programme

Ce bilan est dressé pour deux déroulements de programme :

- construction de 6 tranches de 1000 MWe par an pendant 27 ans,

- construction du nombre de tranches nécessaires pour assurer la fourniture de 50 000 MWe en 1985, et de 200 000 MWe en 2000.

On a, dans les deux cas, prévu la construction des installations annexes du cycle du combustible dans les délais suffisants pour assurer la marche sans problèmes du programme envisagé :

· un ensemble « fluoration, enrichissement, fabrication » prêt pour chaque nouvelle série de 100 tranches de 1000 MWe (coût : 15 MTep),

- un ensemble « mines, raffinage, retraitement » pour chaque nouvelle série de 25 tranches de 1000 MWe (coût : 3 MTep).

L'ensemble des résultats est donné dans les tableaux 7 et 8, retraçant l'évolution des bilans cumulés de 1974 à 2000 (voir aussi la fig. 2). Le tableau 6 donne des résultats globaux comparables à ceux du tableau 5, avec toutefois cette différence que ces chiffres sont donnés par rapport au début du programme et non par rapport au début de la production. On peut ainsi déterminer l'année de bilan nul.

Tableau 6a
BILAN GLOBAL DU PROGRAMME « 6 TRANCHES PAR AN »

Hypothèse	Haute			Basse		
	a	b	c	a	b	c
Équivalence						
Paiement de la dette (ans)	11,42	14,28	13,46	11,89	15,19	14,24
Rapport de production en 2000	4,20	2,46	2,78	3,67	2,15	2,43

Tableau 6b
BILAN GLOBAL DU PROGRAMME
« 200 000 MWe en 2000 »

Hypothèse	Haute			Basse		
	a	b	c	a	b	c
Équivalence						
Paiement de la dette (ans)	11,85	15,16	14,17	12,32	16,28	15,12
Rapport de production en 2000	3,89	2,28	2,58	3,41	1,99	2,25

Tableau 7

BILAN CUMULÉ EN MILLIONS DE Tep EN FIN D'ANNÉE
DU PROGRAMME « 6 TRANCHES/AN »

année	CC	CS	EC	ES	RC	RS	Hypo. Haute			Hypo. Basse		
							a	b	c	a	b	c
1974	6	0	1	0	1	0	- 5,1	- 5,1	- 5,1	- 5,1	- 5,1	- 5,1
1975	12	0	1	0	1	0	- 11,7	- 11,7	- 11,7	- 11,7	- 11,7	- 11,7
1976	18	0	1	0	1	0	- 19,7	- 19,7	- 19,7	- 19,7	- 19,7	- 19,7
1977	24	0	1	0	1	0	- 29,3	- 29,3	- 29,3	- 29,3	- 29,3	- 29,3
1978	30	0	1	0	2	0	- 40,9	- 40,9	- 40,9	- 40,9	- 40,9	- 40,9
1979	30	6	0	1	1	1	- 47,3	- 48,8	- 48,6	- 47,3	- 48,8	- 48,6
1980	30	12	0	1	1	1	- 48,8	- 54,1	- 53,1	- 49,3	- 54,4	- 53,4
1981	30	18	0	1	1	1	- 43,2	- 55,5	- 53,2	- 45,2	- 56,7	- 54,6
1982	30	24	0	1	2	1	- 31,1	- 53,7	- 49,5	- 35,7	- 56,4	- 52,6
1983	30	30	0	1	1	2	- 11,4	- 47,4	- 40,8	- 19,6	- 52,3	- 46,2
1984	30	36	0	1	1	2	15,4	- 37,3	- 27,6	2,5	- 44,9	- 36,1
1985	30	42	0	1	1	2	49,2	- 23,4	- 9,9	30,6	- 34,3	- 22,2
1986	30	48	0	1	2	2	89,4	- 6,1	11,6	64,1	- 21,0	- 5,2
1987	30	54	0	1	1	3	137,3	15,5	38,1	104,3	- 3,9	16,2
1988	30	60	0	1	1	3	192,2	41,0	69,0	150,4	16,4	41,3
1989	30	66	0	1	1	3	254,2	70,4	104,4	202,5	39,9	70,2
1990	30	72	1	1	2	3	319,6	99,9	140,7	257,1	63,1	99,2
1991	30	78	1	1	1	4	392,6	134,0	182,0	318,2	90,1	132,5
1992	30	84	1	1	1	4	472,7	171,9	227,7	385,4	120,4	169,7
1993	30	90	1	1	1	4	559,9	213,6	277,8	458,5	153,9	210,5
1994	30	96	1	1	2	4	653,5	258,6	331,8	537,1	190,0	254,5
1995	30	102	0	2	1	5	757,7	311,0	393,9	625,3	233,0	305,9
1996	30	108	0	2	1	5	869,0	367,3	460,4	719,4	279,1	361,0
1997	30	114	0	2	1	5	987,3	427,4	531,3	819,6	328,6	419,9
1998	30	120	0	2	2	5	1112,1	490,7	606,0	925,2	380,6	481,9
1999	30	126	0	2	1	6	1244,5	558,5	685,8	1037,4	436,5	548,3
2000	30	132	0	2	1	6	1383,9	630,2	770,1	1155,6	495,6	618,4

Dans les tableaux 7 et 8, la signification des symboles est la suivante :

CC : nombre de tranches de 1000 MWe en construction

CS : nombre de tranches de 1000 MWe en service

EC : nombre d'ensembles « fluoration, enrichissement, fabrication » en construction

Tableau 8

**BILAN CUMULÉ EN FIN D'ANNÉE EN MILLIONS DE Tep
DU PROGRAMME « 200 000 MWe en 2000 »**

Année	CC	CS	EC	ES	RC	RS	Hypo. Haute			Hypo. Basse		
							a	b	c	a	b	c
1974	6	0	1	0	1	0	-5,1	-5,1	-5,1	-5,1	-5,1	-5,1
1975	12	0	1	0	1	0	-11,7	-11,7	-11,7	-11,7	-11,7	-11,7
1976	19	0	1	0	1	0	-20,0	-20,0	-20,0	-20,0	-20,0	-20,0
1977	26	0	1	0	2	0	-30,6	-30,6	-30,6	-30,6	-30,6	-30,6
1978	34	0	1	0	2	0	-43,3	-43,3	-43,3	-43,3	-43,3	-43,3
1979	36	6	0	1	1	1	-51,2	-52,7	-52,4	-51,2	-52,7	-52,4
1980	38	12	0	1	2	1	-55,2	-60,5	-59,5	-55,7	-60,8	-59,9
1981	40	19	0	1	2	1	-52,4	-65,0	-62,7	-54,4	-66,2	-64,0
1982	42	26	0	1	1	2	-41,6	-65,1	-60,7	-46,3	-67,9	-63,8
1983	43	34	0	1	2	2	-23,2	-61,5	-54,4	-31,7	-66,5	-60,1
1984	44	42	0	1	2	2	4,1	-53,3	-42,6	-9,6	-61,3	-51,7
1985	45	50	0	1	1	3	41,0	-39,5	-24,6	20,8	-51,4	-38,0
1986	46	59	1	1	2	3	83,8	-24,5	-4,4	55,7	-41,1	-23,1
1987	47	68	1	1	2	3	136,6	-4,1	21,9	99,1	-26,3	-3,0
1988	48	77	1	1	2	4	199,7	21,7	54,7	151,2	-6,8	22,5
1989	49	86	1	1	2	4	273,1	53,1	93,90	212,1	17,2	53,4
1990	50	95	1	1	2	4	356,8	90,0	139,5	281,7	45,8	89,7
1991	51	105	0	2	2	5	454,1	135,5	194,6	363,4	82,1	134,4
1992	52	115	0	2	2	5	562,5	186,9	256,6	454,6	123,3	184,9
1993	53	125	0	2	2	6	682,5	244,5	325,7	555,6	169,7	241,4
1994	54	135	0	2	2	6	813,9	308,2	402,1	666,3	221,2	304,0
1995	55	145	1	2	3	6	953,3	374,6	481,9	783,2	274,3	369,0
1996	55	156	1	2	2	7	1105,2	447,9	569,8	911,0	333,4	440,8
1997	55	167	1	2	2	7	1269,7	528,1	665,7	1049,5	398,3	519,4
1998	55	178	1	2	2	8	1447,1	615,3	769,7	1199,0	469,1	604,8
1999	55	189	1	2	2	8	1637,5	709,6	881,8	1359,6	545,8	697,1
2000	55	200	0	3	2	9	1843,7	813,9	1005,0	1534,1	631,5	799,3

ES : nombre d'ensembles « fluoration, enrichissement, fabrication » en service

RC : nombre d'ensembles « mines, raffinage, retraitement » en construction

RS : nombre d'ensembles « mines, raffinage, retraitement » en service

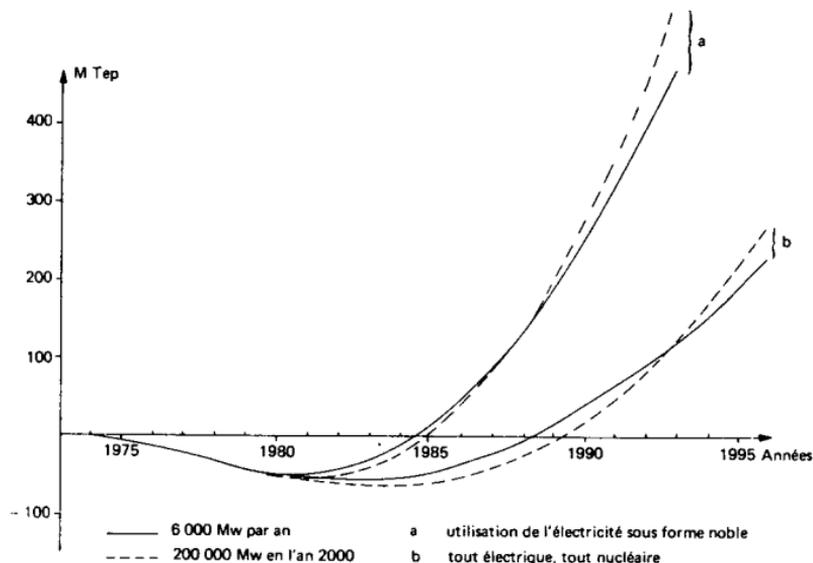


Figure 2 : Bilan cumulé du programme électronucléaire français

Incontestablement, mais à terme relativement éloigné, le programme électronucléaire français, qu'il soit linéaire ou exponentiel, produira une quantité d'énergie considérable : entre 0,5 et 1,8 milliard de tonnes équivalent pétrole d'ici l'an 2000.

Cependant, si ce programme est voué à la réussite, c'est sans doute le cas le plus défavorable qu'il faut envisager : la production d'énergie nucléaire étant destinée à supplanter toutes les autres formes de production, c'est donc principalement à la production de chaleur qu'elle sera employée, donc avec le terme d'équivalence le moins favorable. Par ailleurs, cette omniprésence de l'électronucléaire lui impose des régimes de fonctionnement très variables en fonction de la saison ou du rythme diurne, et par conséquent, un moins bon facteur de charge.

Le cas le plus probable semble donc être celui de l'hypothèse basse, cas « b ». Le bilan cesserait donc d'être négatif à partir de la *seizième année du programme*, ce qui semble malgré tout assez lointain pour un programme qui doit avant tout éviter les coupures de courant que l'on dit inévitables sans cela. La conséquence sera plutôt, pour les 15 années à venir, une pénurie encore plus grande, même si l'on tient compte des investissements inévitables qu'il faudrait faire pour satisfaire la « demande croissante ».

Depuis 1974, les ambitions des promoteurs du nucléaire ont cependant un peu diminué. D'une part, les prévisions de la consommation totale d'énergie primaire en 2000 sont moins élevées en 1979 qu'à cette époque, d'autre part et corrélativement, les prévisions de puissance électronucléaire installée sont également moins importantes. Les prévisions de 1978 font état pour la France de deux hypothèses de production d'électricité d'origine nucléaire en 2000 : hypothèse basse à 86 000 MWe nucléaires installés, hypothèse haute à 106 000 MWe installés. Le nucléaire continuerait cependant son expansion au-delà de 2000 et la puissance nucléaire installée atteindrait entre 116 000 et 162 000 MWe en 2025.

Dans ces conditions, on se situerait en dessous du programme « 6 tranches par an ». Ceci ne change pas fondamentalement nos résultats, car ce rythme est bien celui qui est suivi dans les dix premières années du programme : la dépense énergétique n'est donc pas modifiée sensiblement, et l'année où le programme devient « positif » est peu différente. Si le rythme de construction était diminué par la suite, par exemple à trois tranches par an, cela signifie que la « montée » de la production qui est représentée figure 2 au-delà des années 85 et 90 serait moins rapide.

Cette évaluation nous apporte également une information intéressante sur l'évolution de la consommation d'énergie. Schématisons le programme électronucléaire français par le lancement de la construction de 6 tranches à partir de 1973. Supposons que le coût énergétique de la construction de la tranche (1,24 tep par kWe installé), les investissements du cycle (0,27 tep par kWe installé) et le coût énergétique de la première charge (0,33 tep par kWe installé), soit 1,84 tep par kWe installé au total, se répartit de façon égale sur les 6 ans de durée de la construction.

Ainsi, en 1973, 6 tranches sont en construction et la consommation d'énergie correspondante est de 1,84 Mtep cette année-là. En 1978, dernière année de construction des six premières tranches, trente-six tranches sont en construction, ce qui représente une dépense énergétique de 11 Mtep alors que le programme nucléaire n'a encore rien produit. Ainsi, de 1973 à 1978, il y a eu une augmentation de consommation d'énergie de 9 Mtep du fait du programme électronucléaire sans compensation de production. Au-delà, la consommation annuelle pour la construction va se stabiliser à 11 Mtep. La consommation liée au combustible va augmenter de 0,66 Mtep par an : la consommation du programme nu-

cléaire va donc augmenter à un rythme trois fois moindre que celui des six premières années du programme tandis que sa production va démarrer en 1979 et augmenter de 5 Mtep par an environ. Ainsi, on va avoir conjointement une stabilisation d'un secteur dont la consommation a fortement augmenté les six années précédentes et un fort décollage de la production. La forte augmentation de consommation des premières années du programme est donc un phénomène passager entraîné par l'accélération des programmes, qui risque d'accentuer les difficultés d'adaptation de la production d'énergie à la demande. En lançant des programmes massifs et rigides à un rythme rapide, on évacue ce problème en créant un « fait accompli » au niveau de la production d'énergie, et c'est le système de production ou d'approvisionnement qui dicte l'ampleur et la nature de la consommation, plutôt que l'inverse qui consisterait à partir des besoins et à leur adapter le système de production d'énergie.

3. La structure industrielle de l'électronucléaire en France*

La production d'électricité d'origine nucléaire s'appuie en France sur trois ensembles :

a) Electricité de France (EdF) : client et maître d'œuvre pour la construction des centrales nucléaires, EdF commande les gros composants (chaudière nucléaire, pièces électromécaniques, génie civil). EdF est également responsable de l'exploitation des centrales.

b) Le Commissariat à l'énergie atomique (CEA) intervient à trois niveaux :

— dans l'ensemble du cycle du combustible, par sa filiale COGEMA et les nombreuses filiales de celle-ci ;

— dans le domaine de la sûreté des installations nucléaires (voir deuxième partie, ch. 3) ;

— dans la recherche et le développement des systèmes de réacteurs : écarté du programme actuel réalisé sous licence américaine, il garde un rôle prépondérant dans le développement des réacteurs à neutrons rapides.

c) L'industrie privée où trois grands jouent un rôle prépondérant, chacun dans un secteur bien défini. Il s'agit :

— du groupe Pechiney-Ugine-Kuhlmann (Puk) pour l'ensemble du cycle de combustible ;

— du groupe Empain-Schneider pour les chaudières nucléaires ;

— du groupe de la Compagnie générale d'électricité (CGE) pour les gros composants électromécaniques (turbines, alternateurs).

* [INF 77], [DIC 77].

1. Les industries du combustible nucléaire

Pour l'ensemble de l'industrie de l'uranium, deux grands groupes se partagent l'essentiel du secteur et sont présents à presque tous les stades : le CEA et Puk, mais leur position n'est pas identique.

Le CEA (et ses filiales à 100 %, Cogema et Seru) reste lié à l'armée et son omniprésence dans l'industrie de l'uranium correspond à la volonté de contrôle de l'Etat, à la fois sur ce métal militaire et stratégique, et sur la politique énergétique nationale. En effet, il ne faut pas oublier que les programmes de production sont le plus souvent décidés par le CEA qui est le seul à avoir véritablement une vision d'ensemble.

Deux filiales à 100 % ont été créées à cette fin :

— Seru : Société d'études et de recherches d'uranium, SA fondée en 1971 dont l'objet est très vaste, puisqu'il recouvre non seulement la prospection et l'exploitation de tous gisements de substances minérales, mais aussi la prise de participations industrielles, notamment dans l'industrie de l'uranium : c'est en fait une société de participations ;

— la Cogema, Compagnie générale des matières nucléaires fondée en décembre 1975 pour regrouper sous la forme d'une société de plein exercice tous les moyens industriels du cycle du combustible détenus par le CEA.

La position de PUK ne peut s'analyser dans les mêmes termes : pour elle, seule la rentabilité escomptée a un sens, mais celle-ci ne doit pas être saisie seulement en termes de profit immédiatement réalisé, mais plutôt de profit indirect :

— débouchés pour le groupe (zirconium, fluor, etc.) ;

— acquisition d'une expérience industrielle vendable ailleurs : construction d'usines « clés en mains », recherches réalisées pour le groupe et imputées au prix de revient de l'uranium. Ainsi, on peut affirmer par exemple que 80 % des produits chimiques de base (acides sulfurique, fluorhydrique, nitrique, etc.) utilisés dans le cycle sont produits par Puk (dont la production ne représente que quelques % du total national).

Le groupe Puk, en dehors du domaine nucléaire, est un des grands producteurs d'aluminium dans le monde. Sur le plan français, il exerce une position dominante dans le cuivre, la chimie, les aciers spéciaux. C'est le premier consommateur d'électricité en France. Son capital est largement réparti dans le public, mais les liens personnels de ses dirigeants et les

alliances avec d'autres groupes (CFP par exemple), en font une société proche du groupe financier Paribas (Compagnie financière de Paris et des Pays-Bas).

Les autres groupes industriels ne sont présents qu'à certains stades du cycle et ont de ce fait un rôle moindre sur l'ensemble.

La recherche minière

Un gros effort de prospection est actuellement réalisé pour découvrir de nouveaux gisements à bas prix de revient. Cette recherche est caractérisée dans l'ensemble par la très forte présence des groupes pétroliers et son caractère international.

En ce qui concerne la France, cinq groupes recherchent activement des gisements un peu partout dans le monde : Cogema, Imetal, Minatome, Snea et Rhône-Poulenc ; cette dernière société, par l'intermédiaire de sa filiale : CIM (Compagnie industrielle et minière), possède de nombreux permis de recherche en France.

La Société nationale Elf-Aquitaine (SNEA) fait des recherches en Afrique du Sud, Australie, USA et Canada.

La Cogema également (mais pas en Afrique du Sud), par l'intermédiaire de ses filiales :

Afmeco (Australian French Metal Cie) ;

Framco (French American Metal Corp.),

SNCL (Seru nucléaire Canada limitée) ;

elle possède aussi de nombreux permis en France et une société (Serbrasil) au Brésil.

Une grosse part de son activité de recherche reste concentrée en Afrique francophone : au Niger et au Gabon, elle consiste à étendre les gisements actuellement exploités ; en Mauritanie, dans l'Empire centrafricain, il s'agit de confirmer des indices prometteurs.

Imetal (Groupe Rotschild, Pennaroya, Le Nickel, Mokta) fait des recherches aux USA et en Australie.

Enfin, Minatome, qui associe Puk 50 % et CFP (Compagnie française des pétroles) 50 %, fait de gros travaux de recherches aux USA, en Australie, en Irlande et en Colombie.

On voit que, rien qu'en France, deux grands groupes sur cinq s'occupant de recherches d'uranium sont des groupes pétroliers : Snea et Minatome.

L'extaction du minerai

On retrouve les mêmes groupes que précédemment, avec cependant la présence grandissante des gouvernements des pays dans lesquels est extrait l'uranium (voir tableau page suivante). L'exemple le plus flagrant est celui du Niger dont la société minière nationale (Onarem) se réserve non seulement une participation dans les sociétés d'extraction, mais une part grandissante des enlèvements de minerais.

La concentration des minerais

Les minerais qui contiennent un ou deux kilos d'uranium par tonne sont concentrés sous forme de sels d'uranium (urates de magnésium ou d'ammonium, nitrate d'uranyle), puis transformés en oxyde et en tétrafluorure (UF₄).

Les transformations sont réalisées par la société Simo (Société industrielle des minerais de l'Ouest), contrôlée par PUK jusqu'en mars 1978. A partir de cette date, la Cogema a pris le contrôle de la Simo avec 51 % des parts, Puk ne conservant que 9 % et la Caisse des dépôts possédant le solde.

La Simo fait fonctionner trois usines (Escarpière en Vendée, Bessines en Limousin et Saint-Priest-la-Prugne dans le Forez) et emploie 400 personnes.

En revanche, Puk conserve la responsabilité de concevoir et de construire des usines de traitement de minerais. C'est une bonne matière d'exportation. Cette tâche est assurée par la STEC (Société technique d'entreprises chimiques), filiale à 100 % de Puk.

Il existe d'autres usines de traitement de minerais de taille moindre en France. Celles de Langogne (en Lozère), possédée par la CFMU (Compagnie française des minerais d'uranium) du groupe Imetal, et celle de la SCUMRA (Société centrale de l'uranium et des minerais et métaux radioactifs), filiale de Minatome, à Saint-Pierre-de-Cantal, en cours de démarrage.

La société Dong Trieu, du groupe Empain-Schneider, construit actuellement une usine à Mailhac-sur-Benaize (Haute-Vienne).

Enfin, la Cogema prévoit d'exploiter le gisement de Lodève dans l'Hérault à partir de 1980.

La conversion de l'uranium

Après sa concentration, l'uranium est transformé, soit en métal (filière uranium naturel-graphite gaz), soit en hexafluorure (UF₆) pour pouvoir être enrichi (filière à eau ordinaire).

C'est la société Comurhex qui effectue ces transformations chimiques à Malvézi (250 personnes) pour le métal et à Pierrelatte (200 personnes) pour l'UF₆. A Malvézi, production d'uranium métal et d'UF₆. A Pierrelatte, transformation d'UF₆ en UF₆. Comurhex est contrôlée à 51 % par Scup (Société du cycle de l'uranium Péchiney), filiale à 99 % de Puk. Les autres actionnaires étant le CEA (39 %) et Imetal (10 %).

L'enrichissement de l'uranium

La technique de diffusion gazeuse adoptée et défendue par la France nécessite des investissements considérables (coût de l'usine de Tricastin sans les centrales d'alimentation : plus de 10 milliards de francs, soit l'investissement annuel réalisé par Puk, Le Nickel, Saint-Gobain, CFP et la CGE réunies). On comprend alors l'absence de tout groupe privé dans cette activité laissée aux organisations étatiques.

L'usine Eurodif, dont les premiers étages sont en cours de démarrage (la pleine capacité sera atteinte en 1980-1981), est une réalisation internationale dont les actionnaires sont :

Cogema	27,8 %	Sofidif	Cogema	60 %
Sofidif	25,0 %		OEAI (Iran)	40 %
Agip (Italie)	12,5 %			
CNEN (Italie)	12,5 %			
Enusa (Espagne)	11,1 %			
Soben (Belgique)	11,1 %			

La direction est assurée par la Cogema.

Il existe d'autres projets d'usines du même type : Coredif en France (Eurodif 51 %, Cogema 29 %, OEAI 20 %) et Austradif en Australie.

L'ingénierie de ces usines est étudiée par la société USSI à direction Cogema (21,4 %). Les autres actionnaires sont :

- la Société générale pour les techniques nouvelles (SGN, 21,4 % filiale elle-même à 60 % de la Cogema) ;
- Thomson-CSF, Heurtey, Alsthom-Atlantique, Creusot-Loire, Alspi, chacun pour 11,4 %.

Une usine de diffusion gazeuse représente de très beaux

marchés pour les groupes producteurs de matériels spéciaux.

Les barrières sont fabriquées par la SFEC (Société de fabrication d'éléments catalytiques) à contrôle CEA (Seru 54,9 %, Cogema 19,6 %, Comptoir Lyon-Alemand 10,5 %, Renault 15 %).

Les supports de barrière sont fabriqués par Ceraver (groupe CGE 63 %) et par Euroceral (Norton SA 60 %).

Les compresseurs sont réalisés par le groupement d'intérêt économique Gercos, regroupant Snecma (2/3) et Alsthom-Atlantique (1/3).

La fabrication des combustibles

Une fois l'uranium convenablement enrichi, il reste à le transformer en sa forme définitive et à fabriquer les éléments combustibles. Il s'agit là d'une véritable métallurgie de l'uranium qui est assurée par des sociétés privées.

Pour la filière des réacteurs à eau (PWR), la fabrication est assurée par la Franco-Belge de fabrication de combustible (FBFC), dont les actionnaires sont Eurofuel 80 %, Westinghouse Nuclear Europe, 8 %, et Métallurgie et mécanique nucléaire, 12 %. Les usines sont situées à Dessel (Belgique) et à Romans (France).

Eurofuel (Puk 51 %, Westinghouse 35 %, Creusot-Loire 11 %, Framatome 3 %) commercialise les combustibles fabriqués par FBFC dont la capacité de 800 t/an actuellement sera portée à 1600 t/an en 1983.

La fabrication des gaines de combustible en alliage de Zirconium (zircalloy) est actuellement assurée par Westinghouse aux USA, à partir d'ébauches fournies par Ugine-Aciers (Puk). Une usine française est en construction par la société Zircotube (51 % Puk, 49 % Framatome), à Paimbœuf près de Nantes.

Le transport des combustibles irradiés

La Cogema exerce une activité de transport, mais l'essentiel des transports de combustible irradié est effectué par la société Transnucléaire (Paribas 24 %, Puk 20 %, Nukem 10 %, SGN 10 %, divers autres 36 %). Cette société a des filiales en Allemagne fédérale, aux USA et en Grande-Bretagne.

Le retraitement des combustibles

Les usines de retraitement de Marcoule et de La Hague ont été construites par le CEA. Elles sont exploitées par la Cogema. L'ingénierie de ces usines est étudiée par la Cogema et la société Saint-Gobain techniques nouvelles devenue Société générale pour les techniques nouvelles (SGN : 66 % Cogema, 34 %, Technip).

La commercialisation des services de retraitement est organisée au sein d'une société internationale UNIREP (United Reprocessors) comprenant à part égale Cogema, BNFL (Grande-Bretagne) et Kewa (RFA).

Le stockage des déchets

Si les déchets de haute activité provenant du traitement des combustibles irradiés sont stockés par la Cogema, les autres déchets radioactifs le sont par Pec Engineering (ex-Infratome, filiale à 100 % des Entreprises minières et chimiques : EMC).

2. La construction des réacteurs et centrales nucléaires

Réacteurs à eau ordinaire et uranium enrichi PWR : le détenteur de licence : Framatome

On a vu que la plus grosse part financière dans le coût d'une centrale nucléaire est la chaudière nucléaire. Il n'y a plus en France qu'un seul groupe industriel qui construise des chaudières. En effet, les commandes de chaudières à eau bouillante (BWR) construites sous licence General Electric par la société Sogerca du groupe CGE, ont été annulées en août 1975. Il ne reste donc plus que les chaudières à eau pressurisée (PWR) construites sous licence Westinghouse par la société Framatome du groupe Creusot-Loire.

Qu'est-ce que « Framatome » ?

La « Société franco-américaine de constructions atomiques », Framatome, est une entreprise dont les actions sont partagées entre Creusot-Loire 51 %, CEA 30 %, Westinghouse Nuclear Europe 15 %, Jeumont-Schneider 2,3 %, Spie-Batignolles 1,1 % et Merlin-Gerin 0,6 % (ces trois der-

nières sociétés appartenant comme Creusot-Loire au groupe Empain-Schneider). Framatome détient la licence Westinghouse jusqu'en 1982 ; les redevances sont assises sur le chiffre d'affaires.

Les moyens de Framatome sont très importants. Après des investissements de l'ordre de 300 millions de francs en deux ans, les usines de chaudronnerie lourde du Creusot pour les cuves et de Chalon-sur-Saône, pour les générateurs de vapeur et les pressuriseurs, peuvent assurer la production de près de 8 chaudières par an (8 cuves, 8 pressuriseurs, 18 générateurs de vapeur). De plus, un atelier d'instrumentation du cœur a été installé à Courbevoie.

Le nombre de salariés est passé de 427 en 1972 à 2840 en 1976 et son chiffre d'affaires a été de 226 millions en 1975. On estime que Framatome occupe, avec 13 % du marché des centrales nucléaires, la troisième place dans le monde.

Framatome possède des filiales :

— les établissements Lemer et Cie à Nantes qui fabriquent des appareillages en aciers inoxydables et des protections de plomb ;

— Framateg 55 % (60 % pour le groupe) chargé de l'ingénierie des centrales à l'exportation ;

— Eurofuel pour le combustible (11 %) et Zircotube pour le gainage du combustible (49 %).

Centrales à eau ordinaire : les groupes industriels

Mais la chaudière nucléaire n'est pas toute la centrale : il y a toute la partie électromécanique qui représente une part importante du prix. Deux grands groupes industriels se partagent la réalisation des centrales en France : le groupe Empain-Schneider et le groupe CGE, le premier orienté plus vers l'îlot nucléaire comme on l'a vu avec sa filiale Framatome, le second vers la partie classique avec sa filiale Alsthom-Atlantique.

1. Le groupe Empain-Schneider

Le point fort du groupe est la mécanique lourde et la grosse chaudronnerie, avec la société Creusot-Loire issue de la fusion en 1970 de la Société des forges et ateliers du Creusot (SFAC) et de la Compagnie des ateliers et forges de la Loire (CAFL). Cette société est le premier producteur français

d'aciers fins spéciaux et intervient également dans la première transformation de l'acier (Usines sidérurgiques des Dunes, près Dunkerque, du Marais près Saint-Etienne et du Creusot).

La prise de participation de 90 % de Marrel Frères (Rive de Giers) et de 50 % de Phoenix Steel (USA), deux fabricants de tôles fortes, consolide la position de Creusot-Loire dans ce domaine de l'équipement lourd. Avec plus de 100 filiales rattachées soit à la branche Métallurgie, soit à la branche Mécanique et Entreprise, la société est présente dans la fabrication de tous les équipements lourds pour la sidérurgie, les métaux non ferreux, les plastiques, les appareils de levage, le matériel ferroviaire. Elle possède en outre une importante filiale d'ingénierie, Creusot-Loire Entreprise.

L'activité nucléaire de Creusot-Loire est essentiellement du domaine de sa filiale à 51 % Framatome (mais à 55 % pour Schneider S.A.) pour les chaudières, comme on l'a vu ci-dessus, mais elle a également des intérêts dans d'autres secteurs nucléaires, en particulier pour les réacteurs avancés, dont les surrégénérateurs avec Novatome (36 %).

Le groupe Creusot-Loire a réalisé en 1976 un chiffre d'affaires de 5 milliards de francs (ht) dont 2,8 milliards à l'exportation. Il emploie 49 500 personnes (24 000 dans la mécanique, 23 400 dans la métallurgie).

Pour important qu'il soit, le groupe Creusot-Loire n'est qu'une partie d'un ensemble beaucoup plus vaste : le groupe Empain-Schneider. Historiquement, deux familles sont à l'origine de cet empire : la famille Schneider en France qui possède toujours une partie de Schneider SA, holding à la tête du groupe, et la famille Empain qui possède le groupe belge Electrorail et assure la direction de Schneider SA depuis 1972, à travers la Société parisienne d'études et de participations (SPEP). Cette place lui a été fortement disputée en 1974-1975, lors de l'affaire Marine-Firminy. Si elle a conservé la direction industrielle du groupe, c'est la Compagnie lorraine industrielle et financière (Clif), ex-« Petits-fils de Wendel » qui a pris le contrôle financier de Marine-Firminy devenu Marine-Wendel et, à travers cette société et la Cie financière Creusot-Loire, c'est elle qui contrôle Creusot-Loire.

Le groupe de Wendel est d'ailleurs en cours de réorganisation dans le cadre de la restructuration de l'ensemble de la sidérurgie française.

Le groupe Empain-Schneider a des activités très diversifiées :

— Chauffage et combustible (Uibo),

- Chantiers navals (France-Dunkerque),
- Mécanique (Ernault-Somua),
- Banque (BUE, OIF, UIC, OUE);
- Acières (Métallurgique de Normandie).

En plus de Creusot-Loire, d'autres secteurs du groupe sont intéressés par le nucléaire :

- Travaux publics : Spie Batignolles,
- Matériel électrique : Merlin Gérin,
- Electromécanique : Jeumont-Schneider,
- Mines (dont uranium) : Dong-Trieu.

Le chiffre d'affaire hors taxes du groupe Empain-Schneider a été de 22,5 milliards en 1976 et de 26,5 milliards en 1977.

2. Le groupe de la Compagnie générale d'électricité (CGE)

Composé de plus de 230 filiales et participations, coiffées par un holding, le groupe de la CGE est la première entreprise française de construction électrique lourde, mais aussi parmi les premiers dans d'autres domaines : travaux publics, électronique, télécommunication par exemple.

Avec un chiffre d'affaires *consolidé* * de 17,5 milliards en 1975 et 131000 salariés, il se situe parmi les quinze plus grandes sociétés mondiales de matériel électrique, bien qu'il ne représente que le quart de General Electric ou la moitié de Siemens.

Le point fort du groupe est l'électromécanique grâce à sa filiale Alsthom-Atlantique issue de la fusion en 1976 d'Alsthom et des Chantiers de l'Atlantique. La spécialité de cette filiale est la construction et l'installation des gros matériels tels les groupes turbo-alternateurs, et des turbines à gaz. L'absorption de Rateau et d'une partie de la Compagnie électromécanique (CEM) lui assure le monopole de ce type de fabrication en France.

Cette société dispose elle-même de nombreuses filiales et forme presque un groupe au sein de la CGE. Citons les principales ayant des activités touchant au nucléaire :

- CGEE-Alsthom pour l'équipement et l'entreprise électrique,
- Alsthom-Unelec regroupant depuis 1977 ses filiales Alsthom-Savoisienne, le transformateur SA et Unelec pour la construction de matériel électrique,

* « Consolidé », c'est-à-dire en tenant compte des chiffres d'affaires des filiales au prorata des participations.

— Delle-Alsthom pour la haute tension,
— Stein-Industrie et condenseurs Delas pour le matériel thermique,
— Ateliers et Chantiers de Bretagne (ACB) auxquels le CEA a cédé sa licence de construction des petites chaudières nucléaires.

Parmi les autres branches d'activité du groupe CGE, il faut citer l'électronique (Générale d'électronique), les télécommunications avec CIT-Alcatel, les câbles avec les Câbles de Lyon, les accumulateurs avec la SAFT, les matériaux et isolants avec Ceraver, le Joint Français.

Par ailleurs, le secteur de l'entreprise et du génie civil tient une grande place dans le groupe avec la Société générale d'entreprise (SGE).

Des accords existent entre le groupe CGE et le groupe Schneider sur des domaines particuliers : par exemple pour les réacteurs avancés comme on le verra (Novatome) et pour les centrales hydroélectriques dont le fabricant principal est Neyrpic (Alsthom-Atlantique 35 % et Creusot-Loire 65 %), l'entreprise générale est assurée par Alsthom-Schneider (Alsthom-Atlantique 65 % et Creusot-Loire 35 %).

Enfin, en mai 1978 a été créée la société CGE Alsthom-International (CGEAI) regroupant tous les réseaux commerciaux à l'étranger des sociétés du groupe. Son capital est réparti entre CGE, 25 %, Alsthom-Atlantique, 25 %, Alsthom-Unelec, CGEE-Alsthom, CIT-Alcatel, Delle-Alsthom, SGE, 10 % pour chacune de ces filiales.

La CGE est un groupe en apparence indépendant des puissances financières. Cependant, il évolue dans l'orbite du groupe Suez, en particulier par des liens personnels de ses dirigeants et surtout depuis la fusion d'Alsthom avec les Chantiers de l'Atlantique.

3. *Autres groupes industriels*

En dehors des deux grands groupes précédents, il en existe quelques autres dont la vocation n'est pas aussi générale, mais qui comptent cependant dans la construction des centrales nucléaires.

On citera tout d'abord les *entreprises de génie civil* qui ont une part importante des marchés dans la construction des centrales, bien que celle-ci soit plus faible qu'auparavant lors de la construction des réacteurs de la filière graphite-gaz.

Nous avons déjà vu que les deux grands groupes possédaient

leur entreprise spécialisée propre : SPIE-Batignolles pour Creusot-Loire et SGE pour la CGE. On peut en citer d'autres :

- Les Grands Travaux de Marseille (GTM) du groupe des Chargeurs réunis,
- Campenon-Bernard, réalisation de Fessenheim (associé avec Capag/Cetra),
- Fougerolle,
- Bouygues : réalisation de Bugey 2 et 3.

Les trois premières sociétés font partie, à des titres divers, du groupe financier Paribas alors que la dernière est plutôt dans l'orbite de « Suez ».

Les chantiers nucléaires sont des affaires importantes pour les entreprises en cause, mais ils n'atteignent pas la taille de ceux représentés par une autoroute.

Il y a, par ailleurs, des entreprises plus spécialisées comme Vallourec et Entrepose du groupe Denain-Nord-Est-Longwy (DNEL) qui ont une grande importance dans la fourniture de tubes (en particulier les tubes en « inconel », des générateurs de vapeur fabriqués par Vallourec filiale à 58 % de DNEL) et la pose des canalisations, tuyauteries d'acier, échafaudages, tous domaines de Entrepose (filiale de Vallourec à 100 %). Notons que Vallourec est le deuxième producteur européen de tubes.

Autre exemple : les compteurs Schlumberger, spécialiste du contrôle industriel, de la robinetterie et des vannes, entre autres sa filiale à 90 %, Malbraque-Serseg, devenue en 1977 la société Sereg ; c'est le leader mondial des vannes pour usines de diffusion gazeuse.

Rôle du maître d'œuvre

Dans la réalisation des centrales nucléaires françaises, il ne faut pas oublier que la maîtrise d'œuvre est toujours assurée par EdF.

C'est important, car même les grands groupes comme CGE ou Creusot-Loire ne sont pas libres de choisir leurs partenaires pour construire les réacteurs dont ils ont reçu commande. Ces groupes n'ont pas, jusqu'à maintenant, l'expérience d'une réalisation de centrale « clé en mains », ce qui a été un obstacle pour l'exportation de leur savoir-faire. Par contre, cela permet à EdF de les mettre mieux en concurrence ; ainsi le génie civil des centrales n'est pas effectué par l'entreprise filiale du groupe qui a reçu la commande de la chaudière.

En ce qui concerne l'exportation, il a été créé une société

spéciale, la Sofinel, Société française d'ingénierie électronucléaire et d'assistance pour l'exportation, dont les participants sont EdF 45 %, Sapar 10 % (filiale d'EdF) et Framateg 45 %. Cette nouvelle société assurera la coordination technique générale (architecte industriel) et la formation du personnel pour les centrales sud-africaines de Keoberg 1 et 2 et les centrales iraniennes de Karun 1 et 2, dont les commandes ont été passées à Framatome.

3. Les surrégénérateurs

Cette filière que l'on dit pleine d'avenir n'est pas oubliée par les industriels.

En vue de la construction du réacteur Super-Phénix pour le compte de la société Nersa, constituée par plusieurs producteurs d'électricité européens (EdF 51 %, Enel 33 %, SBK * 16 %), la collaboration européenne au niveau des constructeurs s'est matérialisée par la création de groupements industriels : en Italie, la Nira (Nucleare Italiana Reattori Avanzati) comprend Ansaldo, Agip Nucleare et Fiat, en France : Novatome qui comprend Creusot-Loire 36 %, le CEA 34 %, Neyrpic 15 % et Alsthom-Atlantique 15 % et en Allemagne : INB (International Natrium Brutreaktorbau) regroupant Interatom (RFA), Neratoom (Pays-Bas) et Belgonucléaire (Belgique). L'ingénierie est effectuée par Novatome.

Notons par ailleurs que Novatome est également chargé du développement des réacteurs à haute température.

Au-delà de la construction de Super-Phénix, le développement de la filière surrégénératrice fait l'objet de toute une série d'accords internationaux entre les pays européens.

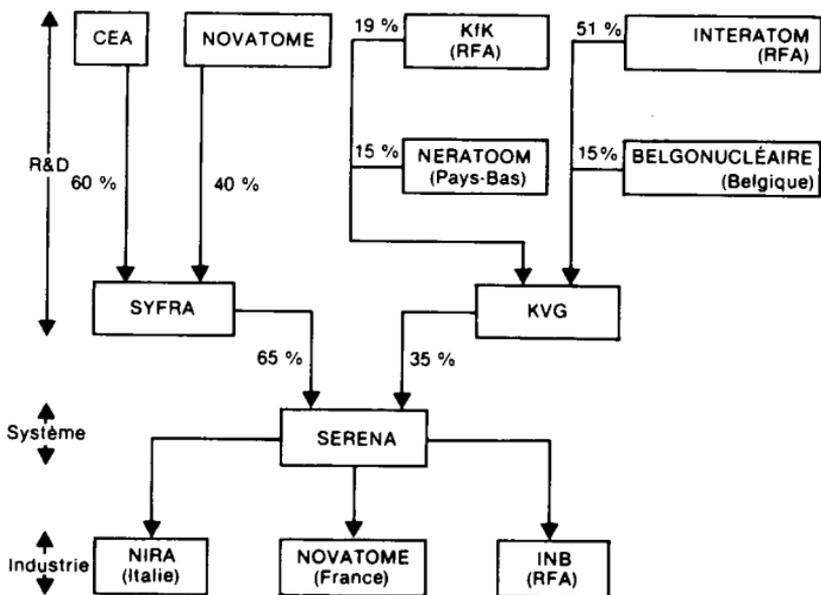
Ces accords portent sur trois niveaux :

— le niveau recherche et développement où les connaissances sont centralisées par sociétés la Syfra en France et la société KVG en Allemagne,

— le niveau licence et promotion du système de réacteurs assurés par la société Serena,

— enfin, les réalisations où l'on retrouve les sociétés Nira-Novatome-INB.

* SBK : Schnell-Bruter-Kernkraftwerk Gesellschaft comprenant RWE 68,75 % (RFA), Synatom 14,75 % (Belgique), SEP 14,75 % (Pays-Bas) et CEGB 1,75 % (Royaume-Uni).



KFK : Kernforschungszeentrum Karlsruhe.
 KVG : Kernkraftwerke Gesellschaft.
 Syfra : Société de système français pour les réacteurs avancés.
 Serena : Société européenne pour la promotion des systèmes de réacteurs à neutrons rapides à sodium.

4. Electricité de France

Issu de la nationalisation de l'énergie électrique en 1946, Electricité de France est une des plus grosses sociétés productrices d'électricité mondiales. Contrairement à une idée répandue, EdF n'a pas le monopole de la production d'électricité en France, mais elle a celui de la distribution et du transport.

L'établissement public est dirigé par une direction générale coiffée par un conseil d'administration et entourée d'une dizaine de directions spécialisées, dont les principales sont la direction des Etudes et Recherches, la direction de l'Equipe-ment, la direction de la Production et du Transport, et la direc-tion de la Distribution. Seules les trois premières citées sont directement concernées par le programme nucléaire.

Les études et recherches se font dans plusieurs centres (Cla-

mart, Saint-Denis, Chatou, Les Renardières) et portent beaucoup sur le nucléaire (surrégénérateurs en particulier), mais aussi sur les énergies dites nouvelles : solaire, éolienne, par exemple.

L'Équipement possède son propre service de recherche, le Septen, qui étudie particulièrement les problèmes posés par les centrales en construction et assure la coordination dans la mise en place des différents composants des tranches nucléaires. En effet, la direction de l'Équipement est décentralisée au niveau des régions et chaque région d'équipements nucléaires est spécialisée dans les commandes d'un certain type de matériel et de composants. C'est également au niveau des régions que se font les études spécifiques aux sites placés dans la zone concernée.

La direction de la Production et du Transport comprend les services de la production hydraulique, de la production thermique, des combustibles et du transport. Elle est également découpée en groupes régionaux (GRPT pour la production thermique). C'est cette direction qui gère le parc nucléaire et est responsable de l'approvisionnement en combustibles.

Le chiffre d'affaire d'EdF en 1975 a été de 26 milliards ht. Elle a près de 100 000 salariés. Elle possède un certain nombre de filiales dont la gestion est assurée par la Sapar (99 % EdF). Dans le domaine nucléaire les principales filiales permettent soit de gérer des équipements en commun avec d'autres pays : Sena (Chooz) et Semo (Tihange) avec la Belgique, Nersa pour Super-Phénix, soit de participer à des études : Technicatome (90 % CEA) ou Sofratome (50 % CEA) pour l'exportation d'ingénierie nucléaire.

5. Le Commissariat à l'énergie atomique et ses filiales

Le Commissariat à l'énergie atomique est chargé des recherches en vue de l'utilisation de l'énergie nucléaire dans les sciences et l'industrie et pour les applications militaires.

Jusqu'en 1972, le CEA formait un ensemble structuré unique de 28 000 personnes environ. On ne peut plus parler maintenant que du groupe CEA, bien que ce vocable ne reflète pas réellement une structure unique financière comme on pourrait le penser pour une entreprise.

En effet, le découpage en multiples filiales est le fait essentiel du « groupe CEA ». Commencée par la filialisation de toute l'informatique par la création de la Cisi (91 % CEA), puis par la création de toute une série de petites filiales pour la diversification des activités de recherche appliquée, cette filialisation systématique s'est poursuivie par la création de Technicatome (90 % CEA, 10 % EdF) chargée au début du développement des petits réacteurs, de la propulsion navale et des surrégénérateurs ; enfin par la création de la Cogema (100 % CEA) reprenant toute l'activité de production de matières nucléaires.

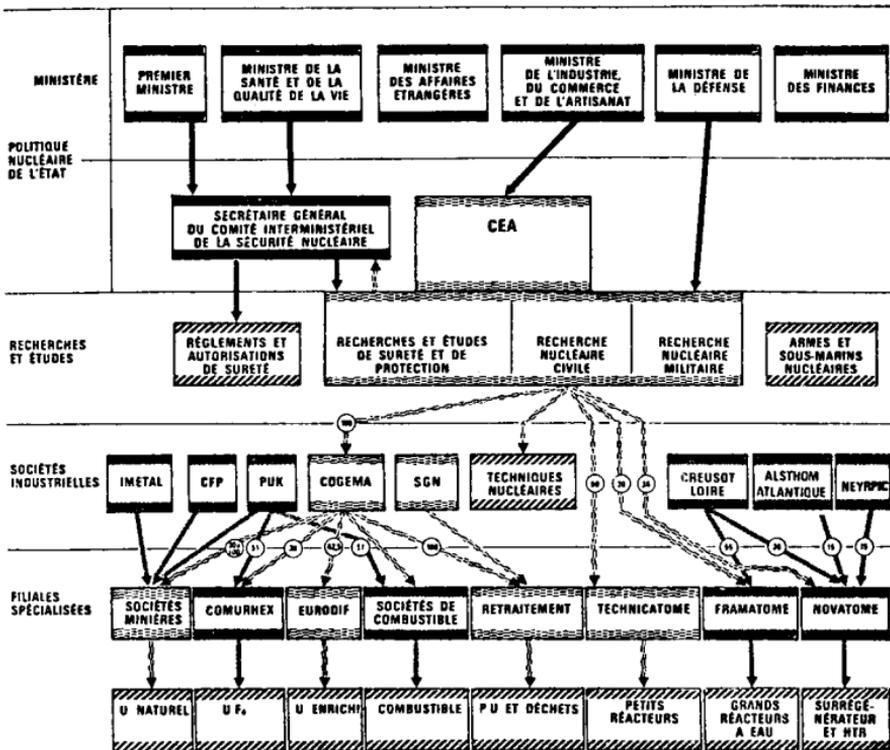
Finalement, ne restent plus au CEA proprement dit que :

- les applications militaires,
- les études fondamentales de systèmes de réacteurs nucléaires et la recherche appliquée.

L'ingénierie et la production sont presque entièrement passées soit dans des filiales, soit dans des sociétés où le CEA n'a qu'une participation réduite, exemples :

- Framatome, dont le CEA possède 30 % du capital, mais qui fait ses propres recherches,
- Novatome, dont le CEA possède 34 % et qui a repris toute l'activité de développement des surrégénérateurs qui avait été cédée à Technicatome, cette dernière ne conservant que les petits réacteurs de recherche, depuis qu'elle a cédé sa licence sur les réacteurs pour la propulsion navale aux Ateliers et Chantiers de Bretagne (ACB du groupe Alsthom).

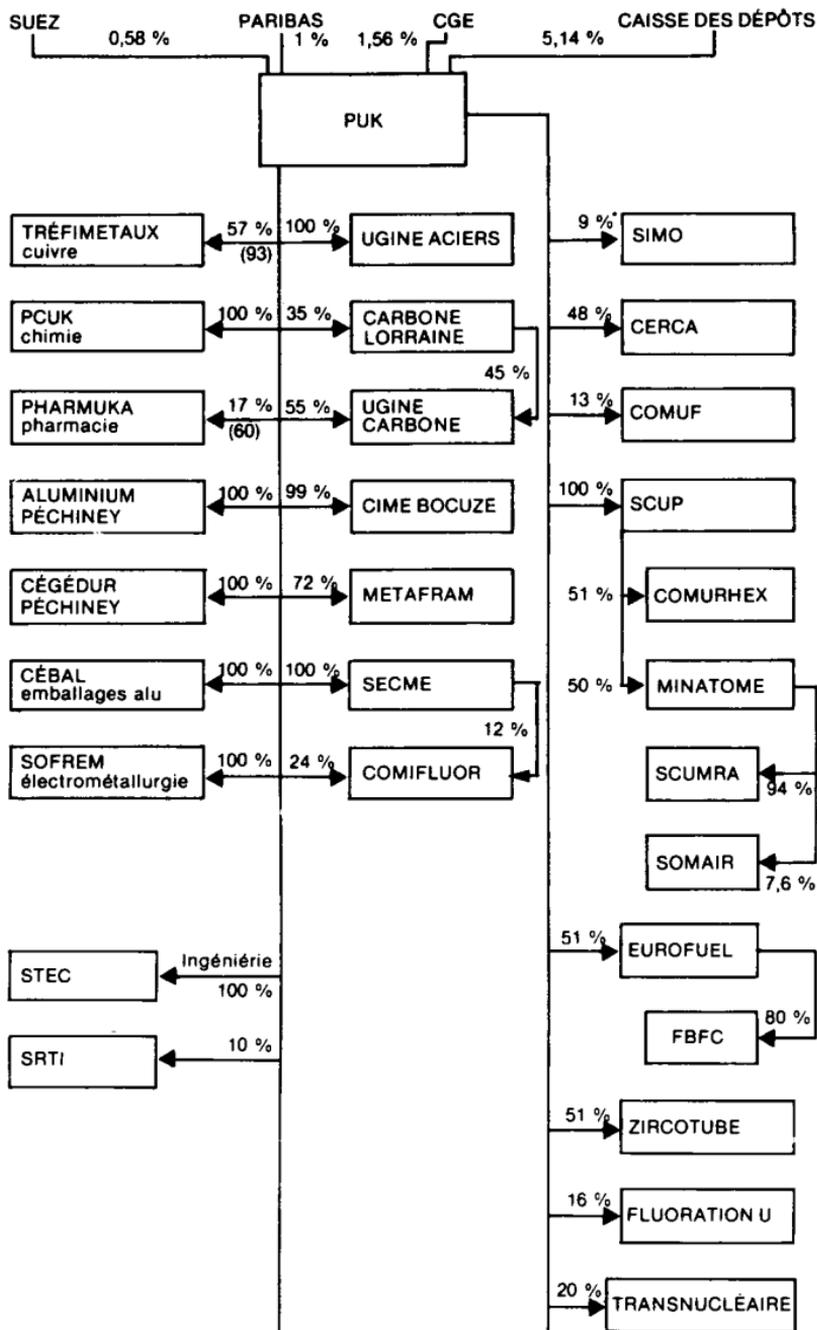
STRUCTURE NUCLÉAIRE FRANÇAISE



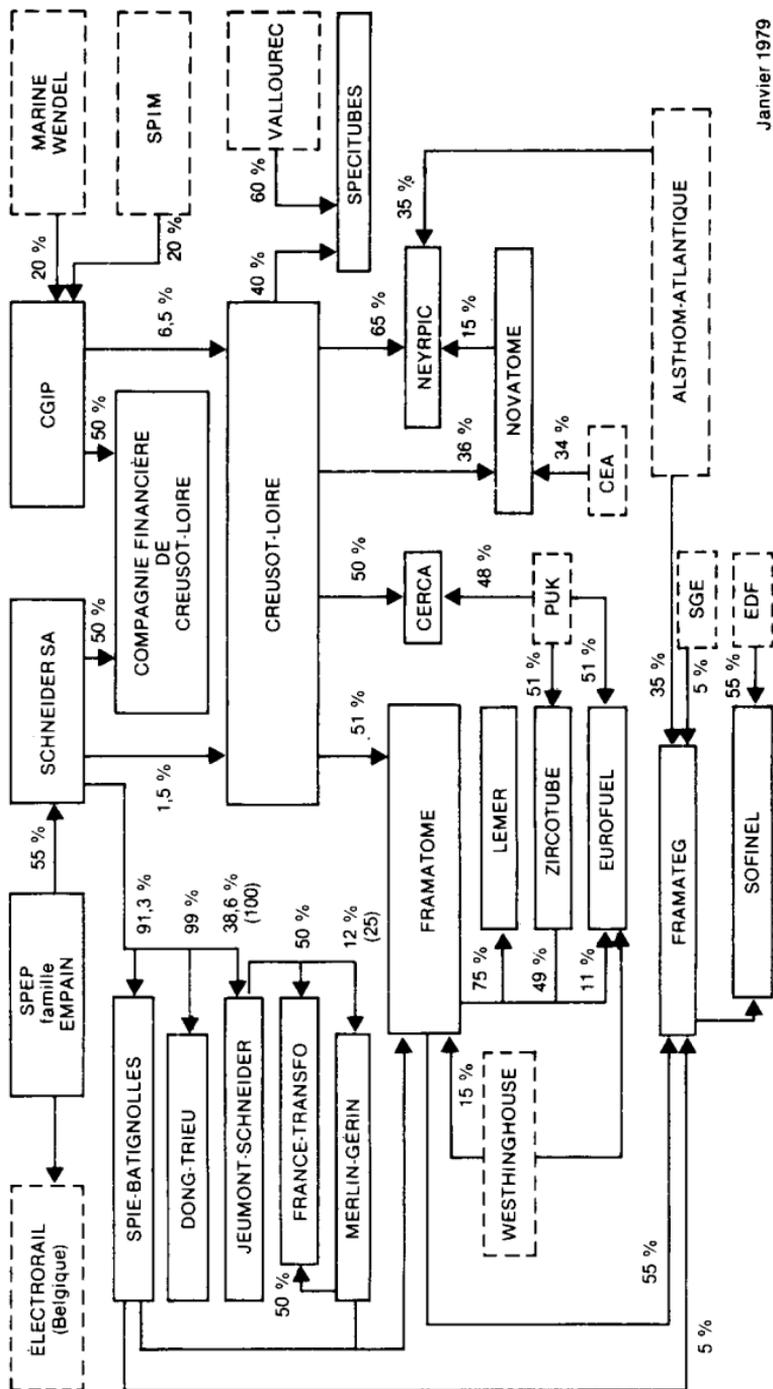
SOCIÉTÉS D'EXPLOITATION MINIÈRE DE L'URANIUM

	Cogema	Imetal	Minatome	Société nationale du pays	Autres
<i>France métropole</i>					
Mines Limousin ***	100	—	—	—	—
Vendée ***	100	—	—	—	—
Forez ***	100	—	—	—	—
Hérault *	100	—	—	—	—
SMUC ***	33,3	33,3	—	—	SMAC (33,3 %)
CFMU ***	27,8	57,2	—	—	Kali Ste-Thérèse (gr. Rivraud (15 %)) Mompas (actionnaire privé)
Simura ***	—	51	—	—	—
Scumra ***	—	—	94	—	Schneider SA 99,9 %
Dong-Trieu **	—	—	—	—	—
<i>Niger</i>					
Somair ***	27	19,4	7,6	Onarem 33	URG 6,5 - Agip 6,5
Cominak **	34	—	—	" 31	Jurd 25 - Enusa 10
Djado *	25	—	—	" 25	URG 25 - PNC 25
Imouraren *	35	—	—	" 30	Conoco 35
Afasto Ouest *	33	—	—	" 33	Ourd 33
<i>Gabon</i>					
Comuf ***	18,8	39	13	25	Divers 4 %
<i>Centrafrique</i>					
Urca *	16,7	16,7	—	33,3	Alu-Suisse 33,3
<i>Canada</i>					
Amok **	30	45	25	—	—
<i>Namibie</i>					
Rossing U ***	—	—	10	—	RTZ 45 - Rio Algom 10 General Mining 7

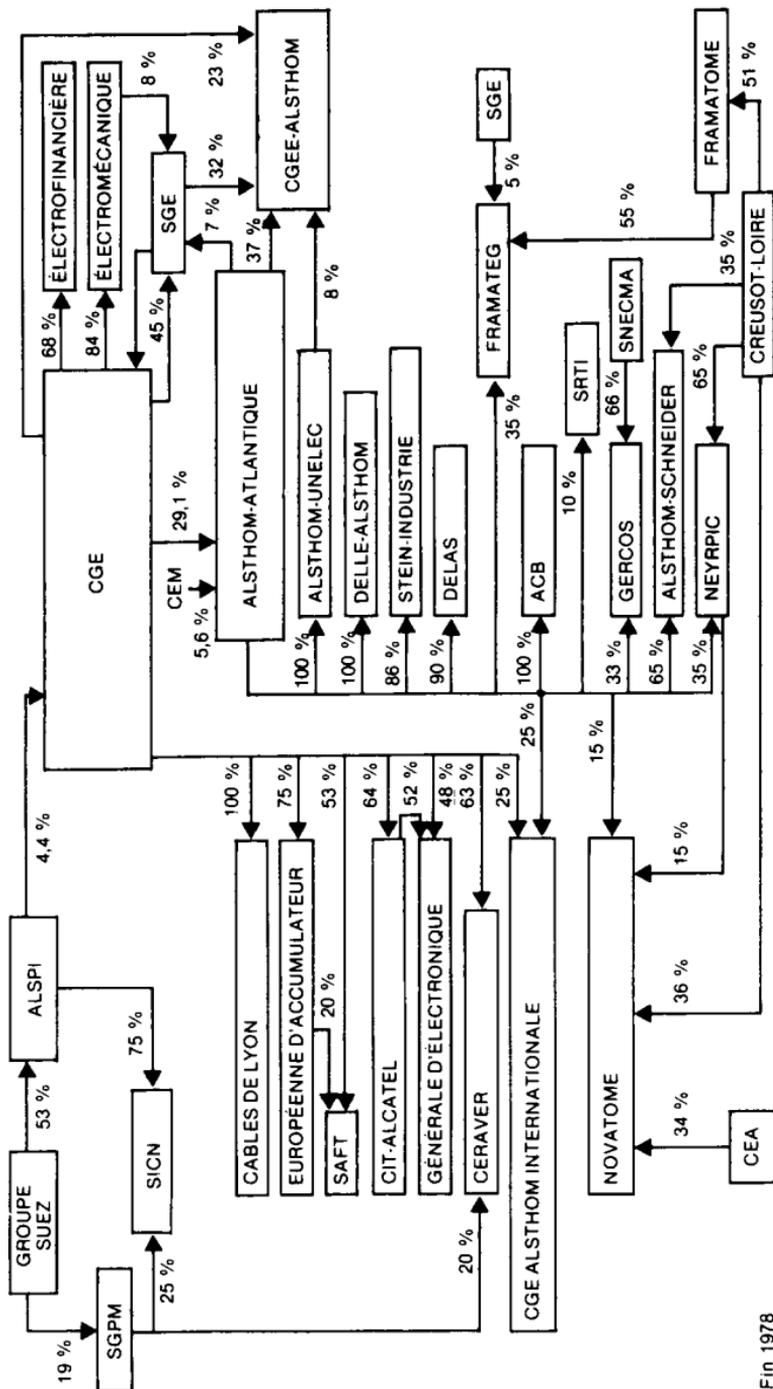
* Pas encore de production. ** Production prochaine. *** Production effective.

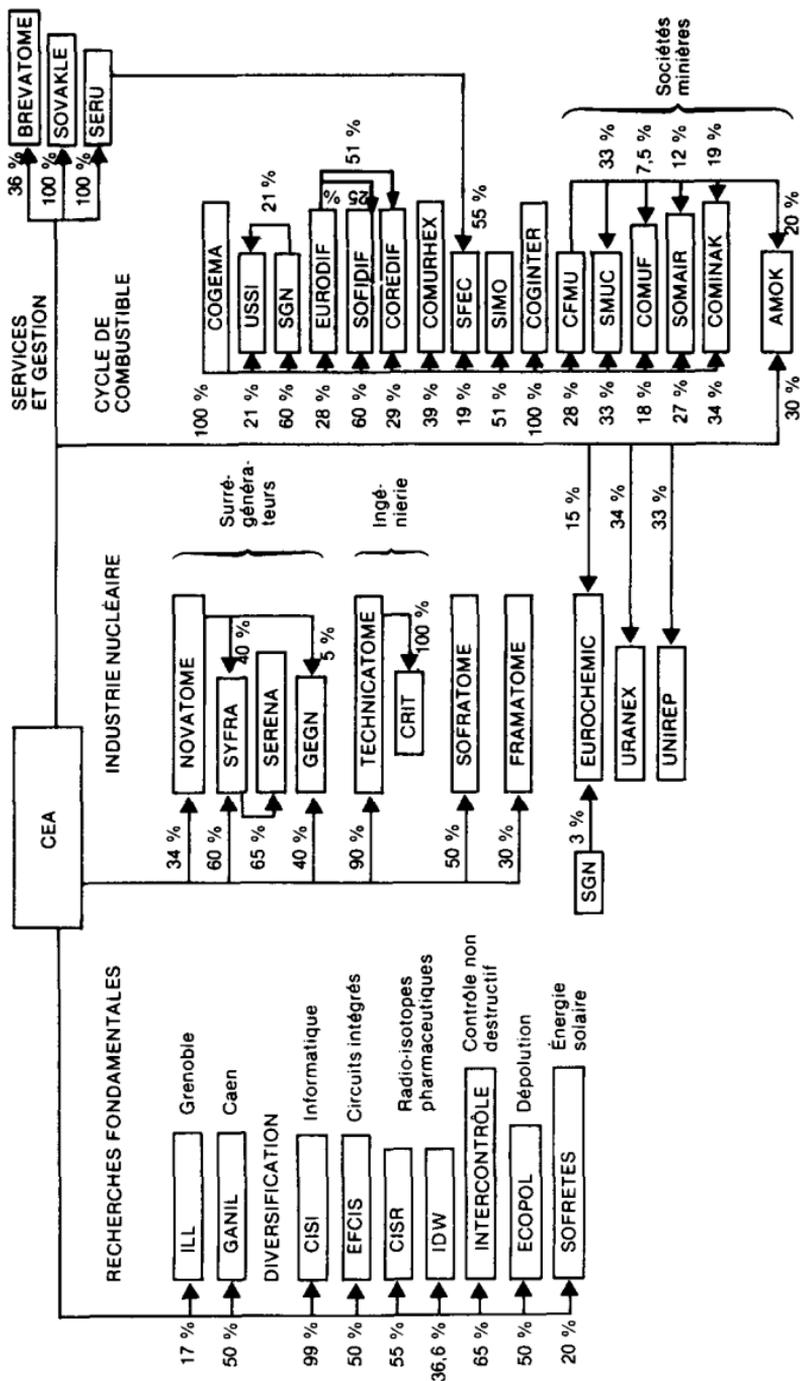


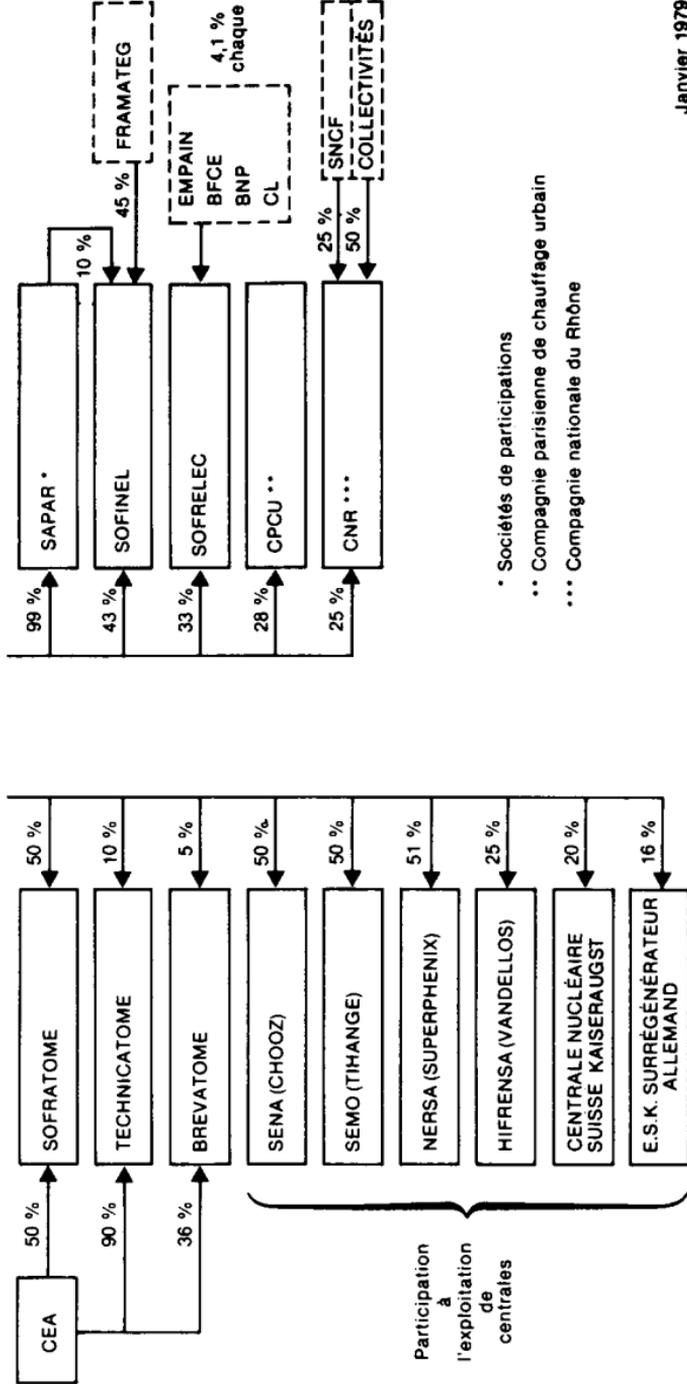
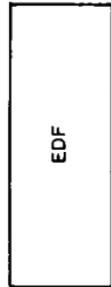
GRUPE EMPAIN-SCHNEIDER



LE GROUPE CGE



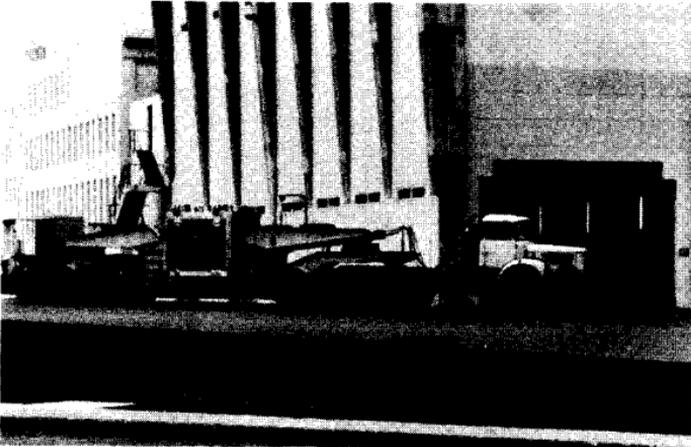




* Sociétés de participations

** Compagnie parisienne de chauffage urbain

*** Compagnie nationale du Rhône



a. Arrivée au centre de La Hague d'un château de transport de combustibles irradiés.



b. La tenue semi-ventilée « shaddock ».



c. Cadarache : zone des opérateurs de télémanipulateurs devant les cellules.

4. Les centrales nucléaires en France et dans le monde

1. Le programme électronucléaire français

Il est intéressant de suivre les différentes étapes des décisions et des engagements contractuels qui aboutissent à la construction des centrales nucléaires, ce qui permettra d'expliquer certains termes qui apparaissent dans les informations officielles.

Les « *autorisations d'engagement* » sont annoncées en Conseil des ministres et ont donc un caractère politique. Par cette décision, EdF obtient publiquement l'assurance du gouvernement de réaliser les projets couverts par ces autorisations. Ces autorisations d'engagement précisent l'année et la puissance électrique totale des installations.

De 1969 à 1978, EdF a ainsi été autorisée à « engager » un total de 48 500 MWe qui se décomposent comme suit :

- De 1969 à 1974, pour les années 1970, 1971, 1972, 1973, au titre des « programmes 70 », 4500 MWe ;
- En mars 1974, 2×5400 MWe pour les années 1974 et 1975 (programme accéléré Messmer) ;
- En février 1975, 12 000 MWe pour les années 1976 et 1977 ;
- En avril 1976, 1 200 MWe pour l'année 1976 ;
- En juin 1977, 10 000 MWe pour les années 1978 et 1979 ;
- En juillet 1978, 10 000 MWe pour les années 1980 et 1981.

Une constatation s'impose : les autorisations d'engagement accordées s'accélèrent, et si elles permettent à EdF de mieux planifier elles engagent d'une manière irréversible la France dans la voie nucléaire. Va-t-on voir débloquer en 1979 les autorisations d'engagement pour 1982 et 1983 ?

Le Conseil des ministres annonce aussi les choix de filière. Celui de novembre 1969 a consacré l'abandon de la filière à uranium naturel, graphite, gaz et amorcé le lancement du programme des réacteurs à eau ordinaire en annonçant une

* [LER 79].

« diversification des filières nucléaires » : celui d'avril 1976 a confirmé le lancement de la construction du surrégénérateur Super-Phénix.

Ces décisions d'engagement impliquent en fait des débloques budgétaires. Il est à noter que ces décisions qui engagent l'avenir énergétique du pays et engagent des budgets ne sont jamais discutées au Parlement.

Les engagements (EdF) constituent de la part d'EdF des opérations de trésorerie, associées à une planification de financement et à l'ouverture d'un échéancier de dépenses pour chaque tranche nucléaire. Ce sont des activités presque exclusivement internes à EdF et propres à la gestion financière de l'entreprise.

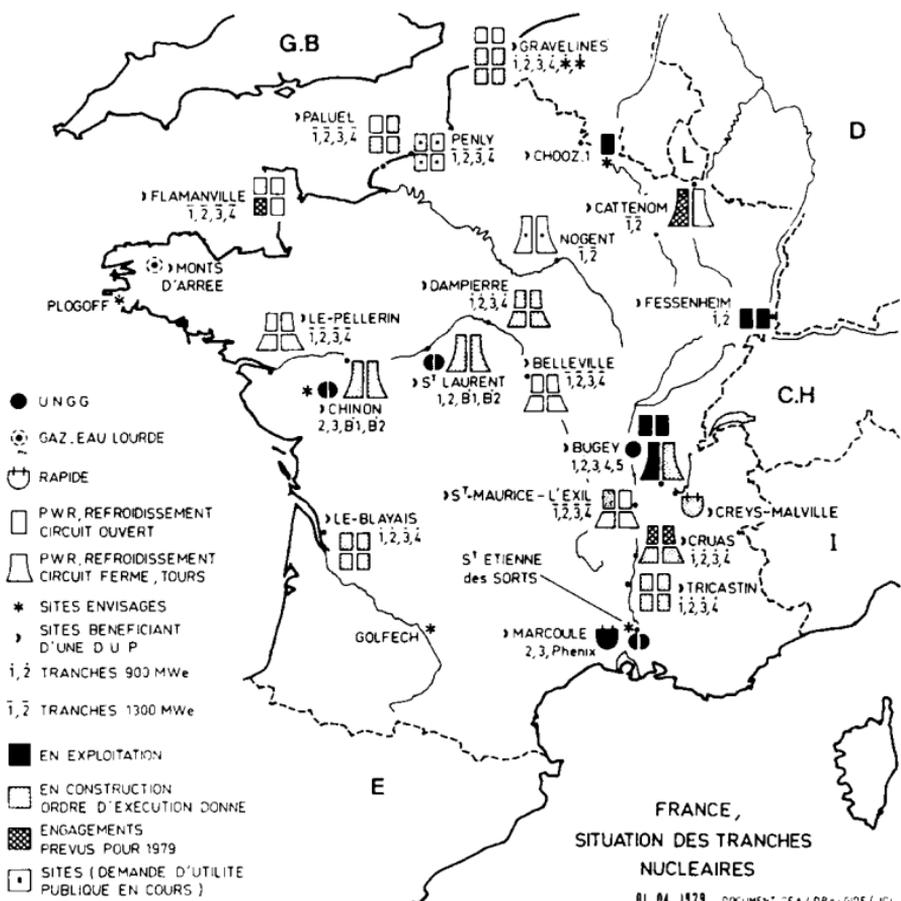
Les commandes et les options (entre EdF et constructeur) : Dans le cadre des engagements autorisés, EdF, après appel d'offre auprès d'un constructeur, annonce au conseil d'administration son intention de commander un certain nombre de tranches nucléaires d'un type donné, à un constructeur donné. Cette commande est ensuite notifiée au constructeur.

Les commandes passées à un constructeur sont dans la plupart des cas accompagnées de prises d'option ; un certain nombre de tranches sont commandées de façon ferme dès la notification tandis qu'un certain nombre de tranches supplémentaires feront ultérieurement l'objet d'une levée d'option, ou plus précisément d'une transformation en commande ferme. Les commandes définissent précisément chaque tranche nucléaire et toute modification du contrat initial fera l'objet de discussions et d'un avenant.

EdF a ainsi commandé :

A Framatome :

- Dans le cadre des « programmes 1970 », de 1970 à 1974, six tranches PWR de 900 MWe (trois commandes fermes et trois options levées en 1971, 1972 et 1974).
- Dans le cadre du « contrat pluriannuel 1 » (CP 1) en avril 1974 : seize tranches PWR de 900 MWe (douze commandes fermes et quatre options, levées en 1976 et 1977).
- Dans le cadre du « contrat pluriannuel 2 » (CP 2) en décembre 1975 : dix tranches PWR de 900 MWe (quatre commandes fermes et six options, levées en 1978 ou prévues en 1979, sauf deux). En effet, deux de ces options ont disparu l'année où la société Framatome a obtenu sa commande en Afrique du Sud (deux tranches PWR de 900 MWe) mais elles pour-



FRANCE,
SITUATION DES TRANCHES
NUCLEAIRES

raient être réactivées si les commandes iraniennes sont annulées.

- Dans le cadre du « contrat pluriannuel 1300 » (CP 1300) en décembre 1975 : huit tranches PWR de 1300 MWe (quatre commandes fermes et quatre options qui devraient être levées en 1979 et 1980).

A Sogerca :

- Dans le cadre de la diversification des filières annoncée en 1969, huit tranches BWR de 1000 MWe : deux commandes fermes et six options.

Les deux commandes fermes qui devaient être construites à Saint-Laurent-des-Eaux ont fait l'objet d'un début de travaux, mais la commande et les options ont été annulées en juillet 1975.

Cette décision a transformé Framatome en unique constructeur national privilégié et a fait disparaître la notion de « diversification des filières » et du maintien de deux constructeurs qui avait été précédemment affirmée.

A la fin de 1978, EdF a ainsi commandé à Framatome 28 tranches PWR de 900 MWe (soit 25 200 MWe) et 4 tranches PWR de 1300 MWe (soit 5200 MWe).

La levée des options se fait en France de façon discrète et n'apparaît que dans la presse très spécialisée. La levée d'une option se fait par l'envoi d'un ordre d'exécution au constructeur.

Les ordres d'exécution (EdF vers constructeur), contrairement aux commandes qui portent sur plusieurs tranches, ne concernent qu'une seule tranche nucléaire à la fois. L'ordre d'exécution est l'ordre d'engager les travaux. Le bilan des engagements autorisés, des commandes passées, des options en cours est à la fin de 1978 :

Engagements autorisés : 48 500 MWe,
commandes passées : 31 600 MWe,
options à lever en 79 et 80 : 7000 MWe,
engagements acquis permettant à EdF de passer de nouvelles commandes : 10 000 MWe.

Le programme tel qu'il est à la fin de 1978 devrait permettre à EdF de disposer en 1985 d'environ 35000 MWe. Pour après 1985, EdF dispose donc déjà d'un capital important d'engagements autorisés lui permettant de passer des commandes nouvelles à Framatome.

L'ensemble de ces programmes est détaillé dans les tableaux des pages suivantes.

LE PROGRAMME FRANÇAIS ÉLECTRONUCLÉAIRE
LA SITUATION FIN 1978

Les programmes antérieurs à 1974

Unités et filières « Programmes »	Puissance en MWe nets	Année d'enga- gement	Année de couplage au réseau (réelle ou prévue)	Année d'arrêt (réelle ou prévue)
<i>UNGG - hors service</i>				
Marcoule - G-1 (Gard)	0	1954	1956	1968
Chinon - 1 (Indre-et-Loire)	70	1956	1963	1973
<i>UNGG - sur le réseau</i>				
Marcoule - G-2	38	1955	1959	1979
Marcoule - G-3	38	1955	1960	1980
Chinon - 2	200	1957	1965	1985
Chinon - 3	480	1959	1966	1988
St-Laurent-1 (Loir-et-Cher)	480	1963	1969	1989
St-Laurent-2	515	1966	1971	1991
Bugey-1 (Ain)	540	1965	1972	1992
<i>Eau lourde sur le réseau</i>				
Monts d'Arrée-EL-4 (Finistère)	70	1961	1967	1987
<i>Surrégénérateur</i>				
Marcoule-Phénix	233	1967	1973	—
<i>Eau pressurisée (PWR) sur le réseau</i>				
Chooz (SENA) (Ardennes)	305	1960	1967	1987*
<i>Eau pressurisée (PWR) « Programmes 1970 » sur le réseau</i>				
Fessenheim-1 (Haut-Rhin)	880	1970	1977	1998 (1)
Fessenheim-2	880	1971	1977	1998 (1)
Bugey-2	920	1971	1978	1999 (1)
Bugey-3	920	1972	1978	1999 (1)
<i>En construction</i>				
Bugey-4	900	1973	1979	2000 (1)
Bugey-5	900	1974	1979	2000 (1)

* Durée de vie économique

LE PROGRAMME FRANÇAIS ÉLECTRONUCLÉAIRE LA SITUATION FIN 1978

Les programmes postérieurs à 1974

Unités et filières « programmes »	Puissance en MWe nets	Année d'engagement (réalisée ou prévue)	Année de couplage au réseau (réelle ou prévue)
<i>Les contrats 900 MWe</i>			
EAU PRESSURISÉE (PWR).			
« Contrat pluriannuel - 1-900 » - en construction			
Tricastin-1 (Drôme)	920	1974	1979-1980
Gravelines-1 (Nord)	920	1974	1979-1980
Dampierre-1 (Loiret)	900	1974	1980
Tricastin-2	920	1974	1980
Gravelines-2	900	1974	1980
Dampierre-2	900	1975	1980-1980
Tricastin-3	920	1975	1980-1981
Gravelines-3	920	1975	1980-1981
Dampierre-3	900	1975	1981
Tricastin-4	920	1975	1981
Le Blayais-1 (Gironde)	920	1975	1982
St-Laurent B-1	880	1976	1981
Gravelines-4	920	1976	1981
Dampierre-4	900	1976	1981-1982
St-Laurent B-2	880	1976	1981
Le Blayais-2	920	1976	1981-1982
« Contrat pluriannuel 2 - 900 » - en construction			
Chinon-B-1	870	1976	1982
Chinon-B-2	870	1977	1982
Le Blayais-3	920	1977	1982
Le Blayais-4	920	1977	1983
Cruas-1 (Ardèche)	880	1978	1983
Cruas-2	880	1978	1983-1984
<i>Début de construction prévu en 1979</i>			
Cruas-3	880	1979	1984
Cruas-4	880	1979	1985
Contrat pluriannuel 1300 en construction			
Paluel-1 (Seine-Maritime)	1 285	1976	1983
Paluel-2	1 285	1977	1984
Paluel-3	1 285	1978	1984
<i>Début de construction prévu en 1979</i>			
St-Maurice-1 (Isère)	1 285	1979	1985 commande ferme
Flamanville-1 (Manche)	1 275	1979	1985 option à lever
Cattenom-1 (Moselle)	1 275	1979	1985 option à lever
<i>Début de construction prévu en 1980</i>			
Paluel-4	1 285	1980	1985 option à lever
St-Maurice-2	1 285	1980	1985 option à lever
SURRÉGÉNÉRATEUR			
Creys-Malville (Isère)	1 200	1976	1983

PROGRAMMES ENVISAGÉS

Unités (PWR)	Puissance en MWe nets	Année d'engagement prévue	Année de couplage au réseau
Situation fin 1978 : programme couvert par les engagements autorisés			
Flamanville-2	1285	1980	1985-86
Cattenom-2	1275	1980	1986
Belleville-1 (Cher)	1275	1981	1986
Le Pellerin-1 (Loire-Atl.)	1275	1981	1986
Nogent-s/Seine * (Aube)	1275	1981	1987
Belleville-2	1275	1981	1987
Situation avril 1979 : programme couvert par les engagements autorisés			
Gravelines B-5	920	1980	1985
Gravelines B-6	920	1980	1985
Chinon B-3	870	1980	1985
Flamanville-2	1285	1981	1986
Cattenom-2	1275	1981	1986
Belleville-1	1275	1981	1986-87
Nogent-s/Seine-1	1275	1981	1987
Autorisations d'engagement à obtenir			
Le Pellerin-2	1275	1982	1988
Nogent-s/Seine 2 *	1275	1982	1988
Golfech-1 * (Tarn-et-Garonne)	1275	1982	1988
Penly-1	1275	1982	1988
Meuse-1 *	1275	1983	1989
St-Étienne-des-Sorts-1 *	1275	1983	1989
Penly-2	1275	1983	1989
Saône-1 *	1275	1983	1989
Golfech-2 *	1275	1984	1990
Meuse-2 *	1275	1984	1990
St-Étienne-des-Sorts-2 *	1275	1984	1990
Bretagne *	1275	1984	1990

* Sites ne bénéficiant pas de « déclaration d'utilité publique », pour lesquels les prévisions d'engagement et de couplage avec le réseau n'ont qu'un caractère indicatif, certains sites projetés pouvant être retirés.

Au-delà de ces programmes, les « programmes envisagés » constituent pour EdF des hypothèses de travail ayant une bonne probabilité d'aboutir.

Sur l'ensemble des sites annoncés, certains ont déjà fait l'objet d'une demande de déclaration d'utilité publique, qui a été obtenue et publiée (Flamanville, Cattenom, Belleville, Le Pellerin), pour d'autres sites la procédure d'enquête est en cours ou achevée sans qu'une décision ait été prise (Nogent, Penly). Le dépôt d'une demande pourrait être fait en 1979 pour Saint-Etienne-des-Sorts, Golfech, Meuse (la population de Chooz a émis un avis défavorable par référendum). Certains sites sur lesquels des tranches nucléaires sont déjà en exploitation ou en construction sont considérés par EdF comme des sites sûrs où de nouvelles tranches pourraient être installées. Les déclarations faites après le conseil restreint du 3 avril 1979, après avoir confirmé les autorisations d'engagement accordées pour 1980 et 1981, ont annoncé une accélération du programme nucléaire : trois tranches de 900 MWe seraient engagées (sans doute en 1980), à la place de deux tranches de 1300 MWe prévues. Deux de ces tranches seraient implantées sur le site de Gravelines (la déclaration d'utilité publique déjà acquise pour six tranches de 900 MWe limitera les procédures) et une sur le site de Chinon (dans ce cas une demande devra être déposée).

La durée de construction d'une tranche de 900 MWe étant actuellement sensiblement plus courte de six à dix mois, la mise en service de ces trois tranches constituera en effet une accélération du programme par rapport à ce qui était envisagé à la fin de 1978.

Par rapport à cette situation, on notera dans le tableau concernant les programmes envisagés la disparition dans les engagements pour 1980-1981 du site Le Pellerin. Au-delà de 1981, en l'absence d'autorisation, les sites précédemment annoncés restent des sites envisagés.

La mise en service des premières tranches PWR 900 du programme électronucléaire français :

Par rapport aux prévisions initiales de mise en service industriel (ou exploitation commerciale), les premières tranches de 900 MWe ont accusé un retard important, de l'ordre de 20 mois, pour les deux unités de Fessenheim et Bugey 3 et 4, et de l'ordre de 25 mois pour Bugey 2. Il semble plus réaliste de tabler sur une durée de construction de six ans pour les tranches nucléaires de la série 900.

Pour les tranches 1300, les durées de construction prises en compte sont de l'ordre de 5,5 à 6 ans. Il serait plus sérieux d'envisager une durée d'au moins 7 ans, en tout cas pour les premières tranches. Ceci porterait la durée de réalisation d'un projet 1300 à plus de dix ans, si l'on inclut le délai d'obtention des déclarations d'utilité publique (et autres procédures).

La phase de mise en service de Fessenheim 1 et Bugey 2 a été relativement difficile, en revanche, pour Fessenheim 2, Bugey 3 et Bugey 4, cette phase a été satisfaisante. L'hypothèse retenue par EDF de mise en exploitation commerciale trois mois après le couplage au réseau semble insuffisante. Un délai de six mois environ serait souhaitable et permettrait aux équipes d'exploitation d'acquérir une plus grande connaissance de l'installation et une plus grande maîtrise dans sa conduite sans être soumis aux impératifs de production de l'exploitation commerciale.

2. Les centrales nucléaires dans la Communauté économique européenne

Après avoir été la première puissance nucléaire civile d'Europe et même du monde par la puissance installée, le Royaume-Uni n'a pas mis en service de nouvelles unités nucléaires en 1978 : c'est le pays qui dispose de la plus importante réserve de puissance installée (de 25 à 30 %), essentiellement à partir de nombreuses centrales à combustible fossile. Après avoir envisagé, au début des années 70, un programme de réacteurs à eau lourde construits à partir du prototype SGHWR, le gouvernement a annoncé en janvier 1978 un programme relativement modeste de 4 tranches nucléaires de la filière « nationale » de réacteurs avancés refroidis par gaz AGR. L'industrie et le gouvernement semblent s'être mis d'accord pour envisager la réalisation d'un premier réacteur à eau pressurisée vers la fin des années 80 ; ceci constituerait le premier recours à une filière étrangère, peut-être sous licence américaine, par une association avec un constructeur étranger. Les prévisions pour 1980 et 1985 restent modestes, respectivement 9400 et 11800 MWe et ensuite, sans accélération notable, de 14 à 20000 MWe en 1990 et de 25 à 40000 en 2000.

En République fédérale d'Allemagne, où sont construites des centrales PWR et BWR, la chute des prévisions de puis-

LES CENTRALES NUCLÉAIRES DANS LA COMMUNAUTÉ EUROPÉENNE FIN 1978

	MWe nets installés	MWe nets en construction	MWe en commande
Allemagne fédérale	6 BWR : 2 790 1 HTR : 14 1 eau lourde : 52 6 PWR : 5379 1 rapide : 17,8 Total : 15 tranches : 8 252	4 BWR : 4 622 6 PWR : 7 434 1 rapide : 280 1 THTR : 300	4 PWR : 4 554 4 tranches : 4 554
Belgique	4 PWR : 1 666	4 PWR : 3 799	—
France	1 eau lourde : 70 5 PWR : 3 910 1 rapide : 233 7 UNGG : 2 301 Total : 14 tranches : 6 514	27 PWR : 25 555 1 rapide : 1 200 28 tranches : 26 755	1 PWR : 1 285 1 tranche : 1 285
Italie	2 BWR : 990 1 UNGG : 200 1 PWR : 260 Total : 4 tranches : 1 450	1 BWR : 980 1 eau lourde : 36 2 tranches : 1 016	1 BWR : 980 2 PWR : 1 904 3 tranches : 2 884
Pays-Bas	1 BWR : 52,5 1 PWR : 447 Total : 2 tranches : 500	—	—
Royaume-uni	5 AGR : 2 516 1 eau lourde : 92 26 UNGG : 5 294 1 rapide : 254 Total : 33 tranches : 8 156	6 AGR : 3 667 6 tranches : 3 667	4 AGR : 2 484 4 tranches : 2 484
CEE	5 AGR : 2 516 9 BWR : 3 833 1 HTR : 14 3 eau lourde : 214 34 UNGG : 7 595 17 PWR : 11 162 3 rapide : 504 Total : 72 tranches : 26 537	6 AGR : 3 667 5 BWR : 5 602 1 eau lourde : 36 37 PWR : 36 788 2 rapide : 1 480 1 HTR : 300 52 tranches : 47 873	4 AGR : 2 484 1 BWR : 980 7 PWR : 7 743 12 tranches : 11 207

sance installée a été brutale : en 1976, la prévision était de 45000 MWe installés en 1985 ; maintenant la prévision officielle pour la même date est de 25000 MWe mais il sera vraisemblablement difficile d'atteindre 20000 MWe. Il faut en effet noter qu'aucune commande n'a été passée en 1977 et 1978, aucune construction n'a été engagée en 1978 et sur les chantiers où la construction a été suspendue par décision de justice les travaux n'ont pas repris (Brokdorf, Grohnde, Wyhl). Pour 1990, les prévisions sont comprises entre 40 et 60000 MWe, et pour 2000 entre 50 et 75000 MWe : on voit que la fourchette est très large.

Les Pays-Bas ne sont toujours pas décidés à lancer un programme nucléaire, même si officiellement pour l'an 2000 les prévisions favorables envisagent 4500 MWe installés.

Le Luxembourg a mis fin, en 1978, au projet de construction d'une centrale nucléaire sur son territoire. Le projet avait été élaboré avec une compagnie d'électricité allemande. Pour l'an 2000, certaines prévisions avancent 1200 MWe installés.

En Italie, les autorités politiques ou énergétiques, après avoir affirmé plusieurs fois leur détermination à lancer un programme électronucléaire important, n'ont pas réussi à passer le cap des lancements de commandes. D'autre part, les commandes passées il y a plusieurs années de deux tranches PWR et deux tranches BWR ne sont pas arrivées à la phase de construction. Les autorités centrales se heurtent sans succès aux autorités régionales ou locales et à l'opposition des populations ; réussir à dégager des sites sûrs pour des tranches nouvelles constituerait un véritable exploit.

Les prévisions actuelles pour 1985 sont de 2500 MWe, pour 1990 de 11 000 MWe, et si pour 2000 les plus optimistes déclarent 35 000 MWe, il est en fait impossible de donner le moindre chiffre.

La Belgique nucléaire se trouve depuis 1978 placée dans une situation de moratoire de fait, après avoir obtenu l'autorisation de mettre en chantier toutes les commandes passées. Pour 1985, 5500 MWe constituent une valeur probable ; au-delà, les prévisions sont de 7 à 9000 MWe et pour 2000 de 9 à 15 000 MWe.

Les autres pays de la CEE, Danemark, Irlande, n'ont à la fin de 1978 aucun engagement nucléaire.

La France a donc le programme électronucléaire le plus ambitieux et le plus important de tous les pays de la CEE, et de loin. En effet, les programmes lancés depuis 1974 n'ont pas subi de ralentissement notable, contrairement à ce qui

s'est passé en RFA. La puissance installée devrait atteindre 35 000 MWe en 1985. Il est quand même intéressant de rappeler que les prévisions précédentes (1976) annonçaient 40 à 45 000 MWe pour 1985.

Au-delà de 1985, les prévisions officielles sont encore assez élevées et sont de l'ordre de 60 à 65 000 MWe pour 1990 et de 85 à 100 000 MWe pour 2000, date à laquelle il est annoncé que les réacteurs surrégénérateurs devraient avoir une place déjà importante dans la production d'électricité (20 %).

Sur les surrégénérateurs, il ne semble pas que la France envisage de lancer la construction de nouvelles unités après Super-Phénix, avant d'avoir acquis une certaine expérience sur celui-ci : quant aux autres pays, ils ne semblent pas envisager de décisions de constructions de surrégénérateurs dans la décennie 1980-1990.

Globalement, pour la CEE, il est intéressant de noter l'évolution des prévisions de puissance électronucléaire :

<i>Prévision au : pour</i>	<i>1985</i>	<i>1990</i>	<i>2000</i>
31-12-76	120 à 130	230 à 260	—
31-12-77	90 à 95	150 à 180	—
31-12-78	78 à 83	128 à 150	200 à 280

en unités de 1000 MWe.

3. Les centrales nucléaires dans le monde

La situation actuelle (1979)

A la fin de 1977, le nombre des tranches nucléaires installées (réacteur dont la première divergence a eu lieu) était de 219 pour une puissance électrique de 109 000 MWe bruts, dans 22 pays. En 1977, la production d'électricité d'origine nucléaire dans les pays « à économie de marché » a été d'environ 500 milliards de kWh.

A la fin de 1978, le nombre de tranches nucléaires installées est passé à 238 pour une puissance de 125 900 MWe bruts, dans 22 pays : aucun nouveau pays n'est venu rejoindre le « clan des nucléaires ». La production des pays à économie de marché a dépassé 550 milliards de kWh, celle de l'ensemble du monde étant évaluée à plus de 610 milliards de kWh. Cette production d'électricité d'origine nucléaire représente 8 % de la production d'électricité pour

le monde et 10 % de la production d'électricité pour les pays à économie de marché.

L'âge moyen des tranches de puissance supérieure à 500 MWe, qui constituent maintenant la plupart des tranches mises en service, se situe entre trois et quatre ans. Le parc des tranches de puissance prépondérante est donc relativement jeune.

La répartition selon le type des réacteurs, ou filières, montre la suprématie des centrales à uranium enrichi et eau ordinaire par rapport aux tranches UNGG qui ont constitué la première génération en France et au Royaume-Uni (les centrales « graphite-gaz » ne sont d'ailleurs plus construites nulle part).

Près de 70 % du parc nucléaire mondial à la fin de 1978 a été construit sous licence des firmes américaines, et la part des réacteurs à eau pressurisée atteint à elle seule déjà près de 45 %.

Les grands constructeurs mondiaux (hors Comecon) de chaudières nucléaires sont :

— Westinghouse (PWR ; Etats-Unis).

— General Electric (BWR ; Etats-Unis), presque seul constructeur de BWR avec ses licenciés, en dehors des Suédois.

— Combustion Engineering (PWR ; Etats-Unis), construit seulement aux Etats-Unis.

— Babcock et Wilcox (PWR ; Etats-Unis), seulement aux Etats-Unis et deux tranches commandées en RFA à un licencié.

— KWU (RFA), construit des PWR de sa propre conception (après avoir été licencié de Westinghouse) et des BWR sous licence de General Electric.

— MHI ou Mitsubishi (Japon ; PWR), licencié de Westinghouse.

— Toshiba et Hitachi (Japon ; BWR), licenciés de General Electric.

— Framatome (France ; PWR), licencié de Westinghouse.

Les programmes des principaux pays

On observe dans l'ensemble des pays une baisse nette des programmes par rapport aux prévisions de la première moitié des années 70. Ce phénomène est lié aux difficultés que rencontre le nucléaire lui-même mais s'expliquent également par la persistance de la crise économique : les prévisions antérieures tablaient sur une croissance de l'activité

économique de l'ordre de 5 % par an ; on en est loin dans la plupart des pays industrialisés.

La situation la plus caractéristique et la plus importante pour le reste du monde est celle des Etats-Unis.

ÉTATS-UNIS

Les commandes de centrales nucléaires ont atteint un niveau record en 1973 : 30 unités PWR, 8 BWR, pour une puissance totale de 51 500 MWe. Mais dès 1974, le niveau des commandes diminue (31 900 MWe) et les annulations atteignent 10 700 MWe. En 1975, 1976, 1977, 1978, cette tendance s'accroît avec respectivement : 4, 3, 4, 2 commandes PWR, 1, 0, 0, 0 commande BWR, pour un total de 5300, 3800, 5000, 2500 MWe et des annulations de 9700, 2300, 2900 MWe. Les raisons majeures de ces annulations sont d'ordre économique. L'un des facteurs importants est la durée de construction d'une centrale nucléaire qui dépasse les dix ans, atteint treize ans en 1978 (estimation sur les premiers travaux) et se trouve encore allongée par les difficultés de financement des compagnies, la lenteur et la complication des procédures d'autorisation et l'action des écologistes. Entre 1967 et 1976, le prix d'une centrale nucléaire a été multiplié par trois en dollars constants. D'autre part, la demande d'énergie électrique a stagné en 1974 et peu augmenté en 1975, ce qui a dissuadé les compagnies d'électricité d'investir. On assiste enfin à un regain de faveur des centrales à charbon, qui se trouvent cependant elles aussi confrontées aux problèmes posés par les défenseurs de l'environnement.

Ce ralentissement va de pair avec un retard croissant dans deux secteurs importants de l'industrie du combustible nucléaire : l'enrichissement et le retraitement. Aucune décision n'a été prise à ce sujet. Les exploitants sont contraints de stocker les combustibles irradiés sur le site des centrales.

Le jugement que l'on peut porter sur cette situation doit tenir compte du très grand nombre de compagnies d'électricité qui se partagent le marché et dont les commandes ne sont pas groupées comme dans un programme national (situation de la France où toutes les commandes sont passées par EDF) : il peut y avoir aux Etats-Unis de très grandes fluctuations liées aux difficultés de financement et à l'allongement des délais, sans que la dégringolade des commandes signifie l'arrêt à terme du nucléaire dans ce pays.

Fin 1978 la situation est la suivante aux Etats-Unis :

- Unités installées : 74 52 436 MWe nets,

- Unités en construction : 83 90 083 MWe nets,
- Unités en commande : 46 52 872 MWe nets.

Les estimations de la puissance installée en 1985 varient entre 100 et 120 000 MWe, en 1990 de 158 à 190 000 et en 2000 de 250 à 390 000 (ici aussi la fourchette est large).

CANADA

Ce pays poursuit son programme Candu avec une prévision de 12 000 MWe en 1985, environ 20 000 en 1990 et de 50 à 73 000 en 2000. Ce programme pourrait subir un ralentissement, au moins entre 1985 et 1990, par suite d'une baisse de la demande et de difficultés de financement.

JAPON

Ici aussi, les prévisions de puissance électronucléaire installée ont considérablement baissé. Les prévisions officielles, qui sont toujours de l'ordre de 100 000 MWe pour 2000, donc au même niveau que la France, ne sont plus que de 26 000 MWe pour 1985, ce qui est certainement un maximum, alors qu'elles étaient, pour la même date, de 30 à 35 000 MWe en 1976.

Huit unités sont en construction : 5 BWR (4900 MWe), 2 PWR (1700 MWe), 1 eau lourde (165 MWe).

SUÈDE

Le programme nucléaire est au cœur des discussions politiques. Six unités sont en fonctionnement, cinq en construction (3 BWR, 2800 MWe ; 2 PWR, 1900 MWe), une unité supplémentaire est en commande mais sa construction n'est pas assurée. Les prévisions fin 1978 sont de 7 à 9000 MWe en 1985 et de 15 à 20 000 MWe en 2000, mais ce pays devient très prudent vis-à-vis de l'énergie nucléaire et un référendum sur la poursuite du programme est prévu en 1980.

ESPAGNE

Sept unités sont en construction (1 BWR, 1000 MWe ; 6 PWR, 5400 MWe). Baisse notable des prévisions pour 1985 : de 23 000 en 1974, on s'oriente vers 9000 fin 78.

INDE

Le développement du programme se heurte à un manque de moyens (fabrication d'eau lourde, structure industrielle

adaptée, financement, réseau électrique, personnel qualifié). Prévision de 2 à 3500 MWe en 1990.

IRAN

Quatre unités en construction (4 PWR, 4500 MWe). Au début de 1979, le programme futur a été ramené à 2 unités 2500 MWe : 4 unités en commande auprès de KWU ont été abandonnées. Les prévisions, qui étaient de l'ordre de 25 000 MWe pour 1995, ne sont actuellement pas envisageables. Les deux unités commandées à Framatome et en construction ont été annulées.

UNION SOVIÉTIQUE

Effort nucléaire civil prudent jusqu'à ces dernières années, découlant d'un énorme potentiel militaire et caractérisé par la diversité des tailles et des filières. Les réacteurs de puissance moyenne sont utilisés dans les zones éloignées et des techniques telles que le réacteur à uranium enrichi modéré au graphite et refroidi à l'eau ordinaire bouillante sont utilisés à côté de la filière PWR et d'un programme de surrégénérateurs.

L'effort nucléaire est soutenu, et les autorités ont affirmé en 1978 leur intention de lancer un important programme, essentiellement dans les zones européennes : Ukraine, Lituanie, Russie.

27 unités sont en construction : 13 PWR, 10 000 MWe ; 13 « graphite-eau », 13 500 MWe, dont des unités de puissance unitaire de 1500 MWe ; 1 surrégénérateur de 600 MWe. La puissance installée devrait être de l'ordre de 15 000 MWe en 1980, mais il y a ici, comme ailleurs, beaucoup de retard dans les programmes prévus : la mise en service industriel de la première unité PWR de 1000 MWe, annoncée depuis plusieurs années, interviendra peut-être en 1979 et le surrégénérateur BN 600 se trouve dans le même cas. Les Soviétiques sont confrontés au problème de la disponibilité de main-d'œuvre hautement spécialisée au fur et à mesure de l'ouverture de nouveaux sites. La construction et la mise en service de l'usine de fabrication de composants et d'équipements nucléaires d'Atomash ne se sont pas déroulés de façon aussi satisfaisante que prévu.

Il faut noter la décision prise en 1978 d'engager un surrégénérateur de 1600 MWe.

En 1978, quelques voix officielles se sont élevées en URSS contre la priorité accordée au développement du nucléaire au détriment des autres sources d'énergie.

COMECON

Parmi les autres pays du COMECON, les plus en pointe sont :

- L'Allemagne de l'Est : 5 PWR en construction (2200 MWe),
- La Tchécoslovaquie : 4 PWR en construction (1700 MWe),
- La Hongrie : 2 PWR en construction (900 MWe).

Les réacteurs surrégénérateurs dans le monde

La filière des réacteurs à neutrons rapides a connu dans le monde un développement lent. Bien que le premier réacteur nucléaire à fournir de l'électricité au réseau ait été en 1951 le prototype EBR 1 aux Etats-Unis et que les plus grandes puissances nucléaires aient mis des moyens importants sur cette filière, il a fallu attendre la décennie 70 pour voir fonctionner plusieurs prototypes industriels et c'est dans les années 80 que devraient diverger un petit nombre de grandes centrales commerciales. La centrale de Creys-Malville de 1200 MWe est en construction en France et doit démarrer en 1983. Les différents projets dans les autres pays sont les suivants : CFR au Royaume-Uni (1300 MWe), Monju au Japon (3300 MWe), SNR2 en RFA (1300 MWe). Aux Etats-Unis, le réacteur de démonstration Demo, de 350 MWe, devait être construit à Clinch River depuis des années. Après ces années d'hésitations et des augmentations de prix considérables, la décision de 1977 du président Carter de ne pas construire Clinch River paraît avoir enterré le projet, tout au moins sous sa forme actuelle, même s'il alimente encore les discussions politiques et énergétiques aux Etats-Unis.

La décision d'engager une unité à neutrons rapides de 1600 MWe prise en 1978 par les Soviétiques constitue le seul pas en avant notable dans ce domaine depuis plusieurs années.

PUISSANCE ÉLECTRIQUE INSTALLÉE * D'ORIGINE NUCLÉAIRE
(MWe bruts cumulés et nombre d'unités par pays)

PAYS	1960 (31.12)	1965 (31.12)	1970 (31.12)	1974 (31.12)	1977 (31.12)	1978 (31.12)
Allemagne démocratique				960 (3)	1400 (4)	1400 (4)
Allemagne fédérale	16 (1)	73 (2)	75 (1) 963 (7)	3487 (9)	7377 (14)	8677 (15)
Argentine				340 (1)	340 (1)	367 (1)
Belgique		11 (1)	11 (1)	423 (2)	1756 (4)	1756 (4)
Bulgarie				440 (1)	880 (2)	880 (2)
Canada		22 (1)	511 (3)	2671 (7)	5035 (10)	5823 (11)
Corée du Sud					595 (1)	595 (1)
Espagne			620 (2)	1120 (3)	1120 (3)	1120 (3)
Etats-Unis	408 (11)	1957 (21)	7911 (26)	36333 (54)	49761 (69)	54641 (74)
Finlande					440 (1)	1156 (2)
France	52 (3)	392 (5)	1750 (8)	3048 (10)	4907 (12)	6821 (14)
Inde			420 (2)	640 (3)	640 (3)	640 (3)
Italie		627 (3)	627 (3)	640 (3)	1502 (4)	1502 (4)
Japon		178 (2)	1323 (4)	6068 (12)	9978 (17)	14042 (22)
Pakistan				140 (1)	140 (1)	140 (1)
Pays-Bas			54 (1)	524 (2)	524 (2)	524 (1)
Royaume-Uni	351 (4)	3876 (24)	6095 (29)	7050 (31)	9030 (33)	9030 (33)
Suède		10 (1)	472 (2)	2712 (4)	3912 (6)	3912 (6)
Suisse			364 (1)	1054 (3)	1064 (3)	1064 (3)
Taiwan					636 (1)	1272 (2)
Tchécoslovaquie				143 (1)	143 (1)	556 (2)
Union soviétique	306 (4)	978 (10)	1631 (13)	4505 (21)	7969 (27)	9969 (29)
Puis. électrique totale	1133	8125	22827	72298	109148	125886
Nombre d'unités total	5	10	15	19	22	22
Nombre de pays						(238)

* installée : Unités ayant réalisé leur première divergence, n'ayant pas fait l'objet à la date considérée, d'une décision d'arrêt définitif avec mise hors service.

**LES PROGRAMMES ÉLECTRONUCLÉAIRES
DANS LE MONDE (31-12-78)**
(puissance totale en MWe bruts ; nombre d'unités
entre parenthèses)

Pays	Unités installées	Unités en construction	Commandes en cours	Objectifs pour 1985
États-Unis	54 640 (74)	94 147 (83)	55 273 (46)	100 à 120 000
CEE	25 095 (69)	49 427 (51)	16 774 (17)	78 à 83 000
Europe hors CEE	6 536 (13)	19 706 (22)	11 300 (11)	22 à 26 000
Comecon	10 392 (34)	29 966 (40)	13 380 (18)	—
Asie	11 989 (23)	14 234 (20)	7 184 (10)	41 000
Reste du monde	5 375 (11)	15 520 (19)	12 819 (13)	27 000
Total	125 886 (238)	224 377 (238)	114 048 (111)	330 000 *

* Monde moins pays de l'Est

PAYS DE DÉVELOPPEMENT : NON COMPRIS

Filière (nombre d'unités)		Puissance en MWe bruts/nets (nombre d'unités)			Pays de développement
AGR	(5)	2 701/	2 516	(5)	Royaume-uni
BHWR	(1)	25/	22	(1)	Canada
BWR	(59)	32 039/30 828		(52)	Etats-unis
		3 743/	3 602	(6)	Suède
		62/	50	(1)	Union soviétique
GLWR	(11)	800/	784	(1)	Etats-unis
		648/	584	(10)	Union soviétique
HTR	(2)	15/	14	(1)	Allemagne fédérale
		343/	330	(1)	Etats-unis
HWBLWR	(1)	266/	250	(1)	Canada
SGHWR	(1)	100/	92	(1)	Royaume uni
HWLWR	(1)	165/	150	(1)	Japon
HWGCR	(2)	77/	70	(1)	France
		143/	104	(1)	Tchécoslovaquie
LWBR	(1)	72/	60	(1)	Etats-unis
MGUNGG	(28)	6 334/	5 648	(28)	Royaume-uni
UNGG	(8)	2 900/	2 781	(8)	France
PHWR	(13)	425/	396	(2)	Allemagne fédérale
		5 892/	5 579	(11)	Canada
PWR	(90)	6 135/	5 826	(7)	Allemagne fédérale
		50 022/47 812		(68)	Etats-unis
		5 941/	5 489	(15)	Union soviétique
Rapide	(6)	21/	18	(1)	Allemagne fédérale
		20/	17	(1)	Etats-unis
		250/	233	(1)	France
		270/	254	(1)	Royaume uni
		162/	146	(2)	Union soviétique
RBMK	(9)	6 314/	5 992	(9)	Union soviétique

L'EXPLOITATION DES LICENCES

Exploitation de licences américaines	Caractéristique de la filière		
	Caloporteur	Modérateur	Combustible
—	Gaz	Graphite	U. enrichi
—	Eau lourde bouillante	Eau lourde	U. naturel
Allemagne fédérale Italie Japon	Eau ordinaire bouillante	Eau ordinaire	U. enrichi
—	Eau ordinaire sous pression	Graphite	U. naturel et enrichi
—	Gaz à haute température	Graphite	U. enrichi
—	Eau ordinaire	Eau lourde	U. naturel et enrichi
—	Gaz	Eau lourde	U. naturel et enrichi
—	Eau ordinaire sous pression	Eau ordinaire	U. enrichi et thorium
—	Gaz	Graphite	U. naturel
—	Eau ordinaire sous pression	Eau lourde	U. naturel
France - Italie Japon-Suède	Eau ordinaire sous pression	Eau ordinaire	U. enrichi
—	Sodium		U. enrichi et plutonium
—	Eau ordinaire bouillante	Graphite	U. enrichi

LES RÉACTEURS A NEUTRONS RAPIDES DANS LE MONDE (31-12-78)

Nom	Site	Pays	Puissance brute	Divergence
<i>Arrêtés</i>				
EBR 1	Idaho	Etats-Unis	0,2 MWe	1951
DFR	Dounreay	G.-Bretagne	15 MWe	1959
Enrico Fermi	Michigan	Etats-Unis	66 MWe	1963
Sefor	Arkansas	Etats-Unis	20 MWth	1969
KNK 1	Karlsruhe	RFA	21 MWe	1971
<i>Prototypes</i>				
BR 5	Obninsk	URSS	10 MWth	1959
EBR 2	Idaho	Etats-Unis	20 MWe	1963
Rapsodie	Cadarache	France	40 MWth	1966
Bor 60	Melekess	URSS	12 MWe	1968
KNK II	Karlsruhe	RFA	21 MWe	1976
Joyo	Oarai	Japon	100 MWth	1976
<i>Prototypes industriels</i>				
Phénix	Marcoule	France	250 MWe	1973
BN 350	Shevchenko	URSS	150 MWe	1972
PFR	Dounreay	G.-Bretagne	270 MWe	1974
<i>Unités en construction</i>				
FFTF	Hanford	Etats-Unis	400 MWth	1979
BN 600	Beloyarsk	URSS	600 MWe	1979-80
PEC	Brasimone	Italie	116 MWth	
FBTR	Kalpakkam	Inde	30 MWth	
SNR 300	Kalkar	RFA	312 MWe	(1982-83)
Super-Phénix	Creys-Malville	France	1240 MWe	(1983)
BN 1600	Obninsk	URSS	1600 MWe	(1987-90)

5. Situation et perspectives françaises et mondiales des industries du combustible nucléaire

1. L'uranium : ressources et production

1. Production et ressources mondiales

La dernière étude de l'OCDE, publiée en décembre 1977 : « Uranium : ressources, production et demande » [OCD 77], estime les réserves et ressources mondiales (excepté l'URSS, la Chine et l'Europe de l'Est) et donne les niveaux de production.

Les *réserves* d'uranium sont définies comme étant les ressources raisonnablement assurées exploitables à un coût inférieur à 80 dollars par kg d'uranium (ou 30 dollars la livre d' U_3O_8). Ces réserves s'élèvent actuellement à 1,65 million de t. Dans la même catégorie des ressources raisonnablement assurées, il y a 0,54 million de t supplémentaires à un coût compris entre 80 et 130 dollars par kg d'uranium (ou 50 dollars la livre d' U_3O_8).

De plus, les ressources supplémentaires estimées (établies en se fondant sur des données géologiques directes) entrant dans la même tranche de coût (inférieur à 130 dollars le kg d'uranium) seraient de 2,1 millions de t.

La production mondiale a été de l'ordre de 20 000 t d'uranium par an de 1972 à 1975 et devrait atteindre près de 30 000 t en 1977 pour une capacité d'environ 33 000 t. Cette production pourrait être augmentée jusqu'à 90 000 t par an d'ici 1985.

Près de 90 % des réserves se trouvent dans cinq pays : Australie, Etats-Unis, Afrique du Sud, Canada, Niger. Cette situation s'explique probablement par l'intensité et l'étendue des efforts de prospection qui ont été déployés dans le passé dans ces pays (par le CEA français au Niger). Depuis 1973,

**RÉSERVES, RESSOURCES
ET PRODUCTION D'URANIUM [ocd 77-1]**

Pays	Réserves (1 000 t)	Ressources supplémentaires (1 000 t)	Production en 1976 (t)
AFRIQUE DU SUD	306	114	3 412
Algérie	28	50	
Argentine	17,8	24	50
AUSTRALIE	289	56	360
Brésil	18,2	8,2	
Canada	167	671	4 850
Centrafrique	8	8	
Espagne	6,8	8,5	170
ETATS-UNIS	523	1 173	9 800
France	37	58,9	2 063
Gabon	20	10	800 *
Inde	29,8	23,7	
Japon	7,6	0	2
NIGER	160	53	1 460
Portugal	6,8	2,4	88
Suède	1	303	
Divers pays	324	76,3	38
Total	1 650	2 640	23 093

* Valeur en 1975

Réserves : ressources raisonnablement assurées à un coût inférieur à 80 dollars par kg d'uranium.

Ressources supplémentaires : somme des ressources raisonnablement assurées à un coût compris entre 80 et 130 dollars par kg d'U et des ressources supplémentaires estimées à un coût inférieur à 130 dollars par kg d'uranium.

les activités de prospection se sont considérablement développées dans le monde entier. C'est en Amérique du Nord que les dépenses de prospection sont les plus importantes, d'autres programmes notables étant en cours en Afrique du Sud, Australie, Brésil, Espagne, France, Iran, Italie. De grands programmes de prospection hors des frontières nationales sont financés par la France, la RFA, l'Iran, le Japon et les Etats-Unis.

Les principaux groupes producteurs d'uranium du monde

occidentale sont les suivants (capacités de production en tonnes d'uranium en 1979 entre parenthèses).

Les groupes des Etats-Unis sont d'abord les compagnies pétrolières : Kerr Mac Gee (2500), Anaconda-Atlantic Richfield (1800), Exxon (1000), Continental Oil (500), Getty Oil (500) qui opèrent à l'intérieur du territoire des Etats-Unis et Gulf Oil (1000) à l'extérieur. Les autres compagnies sont United Nuclear (2000), Pathfinder Mines et General Electric (1500) et Western Nuclear (1000) qui opèrent à l'intérieur des Etats-Unis. L'ensemble donne à l'industrie des Etats-Unis une capacité de production de 10 800 t d'uranium sur le territoire national (et 1000 à l'extérieur). Le groupe britannique Rio Tinto Zinc (RTZ) a une capacité de production de 6600 t avec des exploitations au Canada, aux Etats-Unis, en Namibie, en Afrique du Sud et en Australie.

Le groupe Nufcor, d'Afrique du Sud, a une capacité de production de 5400 t en Afrique du Sud.

Le groupe Denison (Canada) et le groupe Eldorado (Canada) ont respectivement des capacités de production de 2000 et 600 t au Canada.

La Cogema, filiale du CEA français, avec une capacité de production de 5500 t (2500 en France, 1000 au Gabon et 2000 au Niger) est donc l'un des plus grands groupes mondiaux de production d'uranium.

2. Réserves et production en France

La plupart des gisements exploités sont des gisements filoniens situés dans le Massif central et le Massif armoricain. La teneur du minerai exploité varie de 0,1 à plus de 1 % et s'établit en moyenne à 0,25 %. Les réserves de chaque gisement vont de quelques dizaines à quelques milliers de tonnes d'uranium. La mise en production de gisements sédimentaires situés dans le bassin de Lodève au sud du Massif central (dans l'Hérault) est prévue pour 1980.

Aux exploitations minières de La Crouzille est associée l'usine chimique de traitement de Bessines dont le produit final est un diuranate d'ammonium (DUA) à 75 % d'uranium (capacité de l'usine : 1500 t d'uranium/an). Les exploitations de Vendée fournissent le minerai à l'usine de traitement de l'Ecarpière qui produit également du DUA (capacité : 700 t d'U/an). A l'exploitation du Forez est associée l'usine chimique du Forez (Saint-Priest-la-Prugne) qui produit du

**PRODUCTION EN 1974
ET RÉSERVES PROUVÉES EN 1974 (tonnes)**

Exploitations	Production		Réserves (uranium contenu)
	Minéral	Uranium	
La Crouzille * (Limousin)	221 700	700	16 400
Forez-Morvan *	119 400	407	2 200
Vendée *	218 100	417	6 700
Hérault *			21 500
Ouest bourbonnais			600
Bretagne **		} 150	} 12 800
Corrèze **			
Massif Central **			

* Exploitations dépendant du CEA (filiale Cogema).

** Exploitations dépendant de sociétés privées.

nitrate d'uranyle à 400 g d'uranium par litre (capacité 500 t d'U/an.) L'usine de Gueugnon (Saône-et-Loire) traite des concentrés contenant 20 à 40 % d'uranium en provenance du Gabon (capacité : 600 tonnes d'U/an). Enfin, l'usine de Langogne (Lozère) traite des minerais avec une capacité de 150 t d'U/an.

Les opérations de raffinage sont effectuées en France dans deux usines :

- l'usine de Malvésy, près de Narbonne, pour la conversion des concentrés en tétrafluorure d'uranium (UF 4) et l'élaboration de l'uranium métal à partir de l'UF 4 ;
- l'usine de Pierrelatte pour la conversion de l'UF 4 en UF 6 (capacité de 7500 t d'U/an).

2. Approvisionnement et besoins en uranium

L'appréciation des besoins en uranium dépend des hypothèses que l'on fait sur le développement de l'électronucléaire et sur ses stratégies : choix des filières, date de leur participation notable au bilan énergétique total. Il faut prendre en compte les estimations sur les réserves en uranium et l'évaluation des capacités de production. On a vu que la prévision

des programmes de centrales nucléaires pour le court terme, si elle était assez précise pour le type de réacteurs (domination de la filière « eau ordinaire »), présentait déjà des incertitudes notables sur le niveau de la puissance installée en 1985. Plus on essaye de pousser les prévisions dans l'avenir, plus cette incertitude augmente. On est donc amené à faire des hypothèses assez contrastées qui permettent au minimum de mettre en évidence certaines impossibilités.

Nous donnons ici les résultats de l'étude faite par un groupe d'experts pour l'OCDE [OCD 78] : « Besoins liés au cycle du combustible nucléaire ».

Les estimations de la puissance nucléaire installée dans le monde sont très variables et vont, pour celles citées dans [OCD 78], de 900 à 2100 MWe en 2000. L'étude retient deux hypothèses, dites de « tendance actuelle » et de « croissance accélérée » que nous noterons A et B.

Dans le cas où les combustibles irradiés ne sont pas recyclés (utilisation de l'uranium et du plutonium extraits des combustibles), c'est-à-dire en pratique si l'on se contente d'une stratégie « eau ordinaire » sans retraitement, ce qui est le cas pour le court terme (horizon 1990), on peut faire correspondre à ces hypothèses de croissance électronucléaire des besoins en uranium naturel, en capacités d'enrichissement et des quantités de combustibles irradiés produits. Ces résultats sont résumés dans le tableau ci-contre pour l'ensemble des pays « occidentaux » (pays du Comecon et Chine non compris).

Pour les puissances installées, on a vu que les objectifs de 1977 pour 1985 étaient d'environ 330 000 MWe. 1985 étant très proche et la tendance étant plutôt à la baisse dans plusieurs pays, même s'il y a un redressement plus tard, l'hypothèse « tendance actuelle » paraît plus réaliste. Ceci est confirmé par la comparaison entre les besoins en uranium et les capacités de production à court et moyen terme. La capacité de production en 1990 permet de couvrir les besoins de la « tendance actuelle », mais non ceux de la « croissance accélérée ». Dans cette deuxième hypothèse on atteint presque, en besoins cumulés, le plafond des estimations actuelles des ressources en uranium.

En ce qui concerne la France, l'accélération du programme nucléaire d'EdF décidée en 1974 a entraîné une croissance rapide des besoins français en uranium, qui sont actuellement évalués à 2000 t pour 1978, 3500 t pour 1980, 6500 t pour 1985 et 8000 t environ pour 1990. Les besoins cumulés en

**PRÉVISIONS DE CAPACITÉS ÉLECTRONUCLÉAIRES,
DE BESOINS EN URANIUM, DE BESOINS
D'ENRICHISSEMENT, DE QUANTITÉ
DE COMBUSTIBLES IRRADIÉS PRODUITS**
[OCD 78]

	Capacité électro- nucléaire (10 ³ MWe)	Besoins uranium (1000 t)		Besoins cumulés d'enrichis- sement (10 ⁶ UTS)	Combustibles irradiés cumulés (10 ³ t U)
		annuels	cumulés		
1985 A	278	71	423	35	33
B	368	88	477	46	34
1990 A	504	102	873	55	76
B	700	156	1107	85	88
1995 A	750	134	1477	77	151
B	1220	234	2127	134	191
2000 A	1000	178	2276	100	269
B	1890	338	3591	189	384

**CAPACITÉS DE PRODUCTION D'URANIUM
SUSCEPTIBLES D'ÊTRE ATTEINTES**
(milliers de tonnes d'uranium)
[OCD 78]

Pays	1977	1980	1985	1990
Afrique du Sud	6,7	11,7	12,5	12,0
Autres pays d'Afrique	2,4	5,3	11,2	11,2
Australie	0,4	0,5	11,8	20,0
Canada	6,1	7,9	12,5	11,2
États-Unis	14,7	22,6	36,0	47,0
Europe occidentale	2,6	3,7	5,6	5,9
Autres pays	0,4	1,3	2,0	2,3
Total	33	53	92	110

uranium naturel atteindraient 100 000 t entre 1992 et 1994 : c'est-à-dire le niveau des ressources françaises estimées en uranium.

En 1978, les besoins français sont couverts moitié par de

l'uranium extrait en France et moitié par de l'uranium importé (Niger et Gabon). Cette proportion 50-50 deviendra environ 30-70 en 1985 et 25-75 en 1990. La dépendance à l'importation deviendra très importante : le Gabon et le Niger, qui sont en zone franc actuellement, doivent rester les principaux pays fournisseurs, mais l'approvisionnement commencera à se diversifier à partir des années 80 (Canada, Afrique du Sud...), ce qui n'est pas sans poser des problèmes de devises et de sécurité politique des approvisionnements.

3. Enrichissement de l'uranium

Jusqu'aux années 70, les usines de séparation isotopique ont été construites pour les besoins militaires par les cinq premières puissances nucléaires : Etats-Unis (Oak-Ridge, Paducah, Portsmouth), URSS (près de Novosverdlovsk), Grande-Bretagne (Capenhurst), France (Pierrelatte), Chine. Toutes ces usines fonctionnent suivant le procédé de la diffusion gazeuse.

La capacité des usines de Capenhurst et de Pierrelatte est faible et, actuellement, les centrales à uranium enrichi du monde occidental sont alimentées par les usines américaines et, à un degré moindre, russes (sauf pour la France où c'est l'inverse). La capacité des usines américaines en 1977 est de 17 M. UTS/an (ces usines appartiennent à l'Etat) ; une amélioration des installations et des performances doit permettre de porter la capacité à 21 M. UTS/an en 1980 et 27 M. UTS/an en 1985.

Pour répondre aux besoins d'un approvisionnement supplémentaire à partir de 1980, deux groupements européens se sont constitués : Eurodif et Urenco-Centec.

Urenco-Centec

L'Allemagne fédérale, les Pays-Bas et le Royaume-Uni (la « troïka ») ont signé en 1970 à Almelo un traité de collaboration ratifié en 1971, qui prévoit, sur le procédé de l'*ultracentrifugation*, la mise en commun des informations, des efforts de recherche et développement, la conception, la construction et l'exploitation d'usines d'enrichissement.

Deux compagnies tripartites ont été fondées (partenaires : BNFL, Grande-Bretagne ; UCN, Pays-Bas ; Uranit, Allemagne fédérale) :

- Centec à Bensberg (Allemagne fédérale) pour la mise au point, la conception et la fabrication des centrifugeuses et des usines de séparation ;
- Urenco (Uranium Enrichment Company) à Marlow-on-Thames (Angleterre) pour le financement et l'exploitation des usines et la commercialisation de l'enrichissement.

Deux usines pilotes ont démarré en 1978 à :

- Capenhurst (Angleterre), qui doit atteindre une capacité de 0,7 M. UTS en 1985 ;
- Almelo (Pays-Bas), qui doit atteindre une capacité de 1,3 M. UTS en 1985.

La société Uranit construit une usine à Gronau en Allemagne fédérale qui aurait une capacité de 1,5 M. UTS en 1985 et 5 à 8 M. UTS en 1990.

Eurodif

La société Eurodif (européenne de diffusion) s'est constituée en octobre 1973 à l'initiative du Commissariat à l'énergie atomique français avec des partenaires d'Italie, de Belgique, d'Espagne et de Suède. En 1974, la Suède s'est retirée d'Eurodif et une partie des parts du CEA a été cédée à l'Iran (voir au chapitre 2 le détail des participations). Une usine utilisant le procédé de *diffusion gazeuse* est en construction au site du Tricastin, sur le Rhône, près de Pierrelatte, en même temps que la centrale nucléaire de quatre unités de 900 MWe qui doit l'alimenter en électricité. Les premiers essais ont eu lieu au début de 1978 et les premières productions en 1979. La capacité de l'usine devrait atteindre 5 M. UTS en 1980 et 10,8 M. UTS en 1985.

Une autre société, Coredif, a été créée en 1975 entre les mêmes partenaires pour la construction d'une nouvelle usine, non encore décidée, dont la capacité pourrait être de 5, puis 10 M. UTS selon la demande.

Un certain nombre d'autres pays ont des projets d'usines d'enrichissement : Afrique du Sud (5 M. UTS en 1990, procédé original par tuyères), Brésil (0,2 à 2,5 M. UTS en 1990, procédé allemand par tuyères, contrat avec l'Allemagne fédérale) ; Canada (projet non encore acquis de la baie James, 9 M. UTS) ; Japon (0,1 à 6 M. UTS) ; Australie (0,3 M. UTS en 1990).

Aux Etats-Unis, le ministère de l'Energie (DOE) envisage la construction d'une capacité de 9 M. UTS pour 1985-1990 par le procédé de l'ultracentrifugation.

L'ensemble de ces projets porterait la capacité mondiale (hors pays de l'Est) de 59 à 90 M. UTS/an en 1990, donc suffisante par rapport aux besoins, avec toutes les incertitudes liées à l'évolution des programmes nucléaires et au caractère politique des décisions dans ce domaine.

Les usines d'enrichissement sont alimentées en hexafluorure d'uranium (UF 6). La conversion des concentrés d'uranium en hexafluorure est assurée actuellement dans le monde occidental par cinq sociétés : Comurhex en France, BNFL (British Nuclear Fuel Limited) en Grande-Bretagne, Allied Chemical Corporation et Kerr Mac Gee aux Etats-Unis, Eldorado Nuclear au Canada. De nouvelles usines sont en projet en Afrique du Sud, Canada, Etats-Unis, Australie.

La fabrication des combustibles à uranium enrichi pour les réacteurs à eau ordinaire dans le monde occidental est dominée par l'industrie américaine. Les fournisseurs de la chaudière nucléaire, essentiellement Westinghouse, General Electric, Babcock et Wilcox, Combustion Engineering, livrent avec la chaudière nucléaire la première charge de combustible et le maximum possible de recharges. En dehors de ces compagnies, Exxon fabrique aussi des combustibles.

En dehors des Etats-Unis, la fabrication des combustibles est détenue en général par les fabricants de chaudières nucléaires comme KWU en Allemagne fédérale.

La situation de l'industrie française a été vue au chapitre 3.

4. Retraitement des combustibles irradiés

La situation est très complexe dans ce secteur. D'une part, la capacité industrielle de retraitement est très en dessous des besoins, du fait des difficultés techniques du retraitement des combustibles de la filière à eau ordinaire et on se trouve à cet égard dans une véritable situation de panne au niveau mondial, d'autre part les opinions divergent aujourd'hui considérablement de par le monde sur la nécessité de retraiter, au moins à court terme.

Les partisans du retraitement disent qu'il répond à une double nécessité. Il permet de séparer des produits hautement radioactifs — produits de fission et transuraniens —, de les condenser, de les traiter par la vitrification qui permet un stockage à long terme dans des conditions sûres. Il permet de récupérer l'uranium fissile non utilisé dans le réacteur et sur-

tout le plutonium qui servira de combustible aux réacteurs surrégénérateurs. C'est d'ailleurs pour la récupération du plutonium pour des usages militaires que fut initialement utilisé le retraitement.

Ceux qui s'opposent au retraitement — c'est le cas du gouvernement américain actuel et c'est également la solution vers laquelle semblent s'orienter les Suédois — sont partisans d'un stockage à long terme direct des combustibles irradiés, dont ils disent qu'il n'est pas plus difficile que celui des déchets radioactifs après le retraitement, tout en évitant tous les risques et nuisances associés au retraitement lui-même et aux déchets de faible et moyenne activité qu'il crée en très grande quantité.

L'argument essentiel utilisé contre le retraitement est toutefois le danger de prolifération mondiale de l'arme atomique qui serait lié au développement des usages civils du plutonium, en particulier dans les surrégénérateurs.

Les usines de retraitement dans le monde

Les combustibles d'uranium naturel métallique de la filière graphite-gaz sont retraités en France dans les usines de Marcoule (usine UP 1, démarrage en 1958) et de La Hague (usine UP 2, 1967), et en Grande-Bretagne à l'usine de Windscale (1954). Ce retraitement, pour lequel les problèmes techniques ont été résolus, devient plus difficile avec le vieillissement des usines et l'augmentation du taux de combustion des combustibles irradiés.

Il faut noter que le retraitement des combustibles d'uranium naturel métal de la filière graphite-gaz est impératif en raison de la rapide corrosion (quelques années) de leur gaine en magnésium.

Les premiers combustibles issus des réacteurs à eau ordinaire ont été retraités en Europe dans les installations d'Eurochemic à Mol en Belgique (démarrage en 1966, capacité max. 40 t/an), de Wak à Karlsruhe en Allemagne (atelier pilote, démarrage en 1970, capacité max. 35 t/an) et de Windscale en Grande-Bretagne (démarrage en 1969, capacité max. 400 t/an) ; aux Etats-Unis dans l'usine de NFS (Nuclear Fuel Services) à West Valley (démarrage en 1966, capacité max. 300 t/an). A la fin de 1974, toutes les usines susceptibles de retraiter étaient arrêtées, à l'exception du pilote de Wak : Mol en 1973, Windscale en 1973 à la suite d'un grave incident

(après avoir retraité en tout une centaine de tonnes de combustible), NFS arrêté en 1973 après avoir traité 300 tonnes de combustible a été définitivement abandonnée en 1976 (le problème des déchets stockés reste à résoudre). En juillet 1974, General Electric ne parvenait pas à mettre en service, pour des raisons techniques, l'usine neuve de Morris d'une capacité nominale de 300 t/an et a abandonné depuis le retraitement.

La situation a peu évolué depuis 1974 : tandis que les programmes de construction des centrales nucléaires connaissent (sauf aux Etats-Unis) une forte accélération et qu'il y avait déjà, rien qu'en Europe et au Japon, en juillet 1977, 2000 tonnes de combustibles irradiés en provenance des réacteurs à eau ordinaire dont seulement 15 % avaient été retraités, le reste s'accumulant dans les piscines de stockage auprès des réacteurs, seules deux installations industrielles prototypes de faibles capacités ont commencé de difficiles essais.

En France, l'usine UP 2 de La Hague a été agrandie par la construction de l'atelier HAO (haute activité oxyde) pour la réception, le découpage (cisailage) et la dissolution acide des combustibles oxydes des réacteurs à eau.

Trois séries d'essais ont eu lieu de mai 1976 à mars 1979, pour un tonnage total de combustibles irradiés retraités de 113,5 t (voir 2^e partie, chapitre 2).

Bien que la capacité annoncée de l'usine UP 2 + HAO soit de 400 t/an, il est peu probable que le tonnage traité dépasse, dans les meilleures conditions, c'est-à-dire sans panne importante, 150 t/an pendant plusieurs années car il faut aussi retraiter des combustibles « graphite-gaz ».

Des aménagements sont prévus pour UP 2 : réalisation d'une grande piscine de stockage, d'un nouvel atelier de traitement du plutonium (MAO) et d'une station de traitement des effluents (STE). Le doublement des installations est aussi prévu, ce qui porterait la capacité nominale de retraitement à 800 t/an, avec toutes les réserves qui s'imposent sur la capacité réelle.

Au Japon, la société PNC a démarré en septembre 1977 à Tokai-Mura, une usine de capacité nominale de 200 t/an, construite par la société française SGN (Saint-Gobain Techniques nouvelles). L'usine a traité 19 t de combustible oxyde irradié avant de tomber en panne en août 1978 : un trou dans l'échangeur de chaleur supérieur de l'évaporateur entraînait des fuites radioactives dans le circuit de vapeur de l'usine. L'usine a redémarré en novembre 1979.

LES USINES DE RETRAITEMENT DES COMBUSTIBLES

Site	Firme	Date		Type de combustible	Capacité prévue (t/an)	Combustible retraité		Remarques
		Mis. en service	Arrêt			Tonnage	Comb. mo. (MWj/t)	
États-Unis : Handford	US-Erda	1944	1973 (a)	métal	10 000	?	très peu irradié	usine militaire
Idaho (ICPP)	US-Erda	1953		mét + oxyde	1,2 t/j	?	"	"
Savannah River	US-Erda	1954		métal	10 000	?	"	"
West Valley	NFS	1966	1972	métal oxyde	300	410 240	3 000 10 000	
Morris	MFRP	1971		oxyde	300	—	—	procédé Aqua-Fluor pas d'autorisation et ne reçoit pas de soutien fédéral (décl. Président Carter (7.4.77))
Barnwell (g)	AGNS	1976		oxy. + Mox (h)	1 500	—	—	
Oak Ridge (c)	Exxon	1986		oxy. + Mox (h)	2 100	—	—	autorisé pour 1 500 t/an
Savannah River (c)	Du Pont	?		oxy. + Mox	3 100	—	—	
G.B. : Windscale I	BNFL	1952	1964	métal	?	?	?	essentiellement à usage militaire surtout des réacteurs britanniques Magnox arrêté après l'accident de 1973 (Purex remplace le procédé Butex)
Windscale II	BNFL	1964		métal	2 500	18 000	3 500	
	BNFL	1969	1973	oxyde	400	120	10 000	
Thorp I + II (c)	BNFL	1987 1990		oxyde	2 x 600	—	—	
France Marcoule UP 1	CEA	1957		métal	900	9 800	400	buts militaires surtout des réacteurs français Ungg
La Hague UP 2	CEA	1966		métal	800	3 350	2 500	
La Hague HAO (j) + UP2	Cogema dep. 75	1975		oxyde	400	14,4 56,3	19 000 30 000	une capacité de 800 t/an prévue pour 1984
La Hag. UP3 A + UP3 B		1985		oxyde	2 x 800	—	—	éléments de combustibles de Rapsodie
La Hague AT 1		1969	1979 (d)	FBR	1 kg/j	1	80 000	

(a) A redémarré en 1978.

(b) Cette usine n'a jamais fonctionné après que des tests à froid eurent montré que le procédé Aqua-fluor n'était pas opérationnel.

(c) En projet

(d) Sera fermé en 1979

(e) Réf. : SCAO, IAEA-CN-36/304 (Conférence de Salzbourg).

IRRADIÉS DANS LE MONDE [GAZ 79]

Site	Firme	Date		Type de combustible	Capacité prévue (t/an)	Combustible retraité		Remarques
		Mis. en servic.	Arrêt			Tonnage	Comb.mo. (MWj/t)	
Belgique Mol	Euro-chemic	1966	1971	métal	100	69	4 000 à 6 000	unité pilote de recherche et de production sur les oxydes de l'OCDE
				métal		8	900 à 1500	
Dessel	Euro-chemic	(1985)		oxyde	60	140	6 000 à 21 000	
				oxyde	60 à 300	—	—	
RFA : Karlsruhe Gorleben (i)	WAK DWK	1971 (1986)		oxyde oxy. + Mox (h)	35 1 400	67 —	16 000 —	unité pilote
Italie : Saluggia	CNEN	1971		MTR	50 kg/j	500 ^(e) éléments de combustibles	—	unité laboratoire
Trisala	CNEN	1975		UO ₂ + ThO ₂		1 kg	8 000	a juste démarré
Espagne : (f)	ENUSA	1990		oxyde	100	—	—	
Suède : (f)	SBKF	1990		oxyde	800	—	—	
Inde : Trombay	Bhabha Atomic	1964		métal	75	?	?	
Tarapur	—	1977		oxyde	100	—	—	essais préliminaires
Japon : Tokai Mura	PNC	1977		oxyde	200	19	33 000	arrêté en août 78 pour des raisons techniques

(f) Réf. : J. Lefèvre, *Guide International de l'énergie nucléaire*, (1978).

(g) N'a fait que les tests à froid.

(h) MOX : Mixed Oxide, c'est-à-dire un mélange UO₂ + PuO₂, à 2 % en PuO₂ pour le recyclage du Pu dans les réacteurs à eau légère.

(i) Le gouvernement allemand a renoncé, pour l'instant, à ce projet en raison d'une forte opposition.

(j) En 1979, HAO a retraité 44 tonnes de combustibles oxydes en provenance de RFA.

Pour faire face à cette situation de panne et poursuivre l'opération retraitement puis surrégénérateurs, plusieurs projets sont à l'étude.

En France, il est envisagé la construction de deux nouvelles usines à La Hague, chacune d'une capacité nominale de 800 t/an : UP 3 A et UP 3 B, l'une consacrée aux besoins français, l'autre réservée aux contrats de retraitement avec l'étranger, dont certains sont déjà acquis (Allemagne et surtout Japon : 1600 t) et d'autres en discussions (Allemagne, Suède, Belgique, Suisse, etc.).

En Grande-Bretagne, le projet de construction de l'usine Thorp (Thermal Oxyde Reprocessing Plant) à Windscale, d'une capacité nominale de 1200 t/an, a fait l'objet d'une enquête publique de juin à décembre 1977 ; le gouvernement a pris la décision de construire l'usine en mai 1978 après un débat favorable au Parlement. Cette usine serait essentiellement consacrée à retraiter les combustibles étrangers. Pour Windscale comme pour La Hague, il y a le risque d'un veto américain sur le retraitement de combustibles dont l'enrichissement a été réalisé aux Etats-Unis (c'est le cas des combustibles japonais).

En Allemagne fédérale, la société DWK (Deutsche Gesellschaft für Kernbrennstoff Wiederaufbereitung) a déposé en 1977 une demande de permis de construire pour une usine de capacité nominale de 1400 t/an à Gorleben (Saxe).

La commercialisation du retraitement par la France, la Grande-Bretagne et l'Allemagne fédérale est regroupée par la compagnie internationale Unirep (United Reprocessors).

Le gouvernement belge envisage de rouvrir l'usine de Mol et de porter sa capacité nominale à 300 t/an.

Aux Etats-Unis, la société AGNS (Allied Gulf Nuclear Services, 50 % Allied Chemical, 50 % Gulf Oil) a construit à Barnwell une usine d'une capacité nominale de 1500 t/an. Initialement, le démarrage était prévu pour 1976 ; des difficultés financières puis le « gel » du retraitement par le gouvernement américain font que l'usine n'a pas démarré. La firme Exxon a obtenu le permis de construire une usine de capacité nominale de 2100 t/an à Oak Ridge, mais la construction se heurte aux défenseurs de l'environnement et à la nouvelle politique du gouvernement.

Le Pakistan a acheté à la France une usine de capacité nominale de 100 t/an, mais sa réalisation se heurte à l'opposition américaine. Le Brésil a commandé une usine à l'Allemagne fédérale et se heurte aux mêmes difficultés. L'Inde

possède des installations de retraitement (qui lui ont permis en particulier la fabrication de la bombe de 1974).

Les besoins de retraitement

Que le retraitement soit choisi ou non, il y a un problème de disposition des combustibles irradiés. Actuellement, la situation de panne mondiale du retraitement entraîne des stockages en piscine qui seront suivis d'un retraitement ou d'un stockage définitif. En tout état de cause, les quantités cumulées de combustibles irradiés vont vite devenir considérables : pour les estimer à partir des prévisions de programmes électronucléaires, il suffit de savoir que la production annuelle de combustibles irradiés est de 30 t par tranches de 1000 MWe installés, et qu'il faut compter deux ans entre le démarrage d'une centrale et la comptabilisation pour retraitement des trente premières tonnes déchargées.

La référence [OCD 77-2] étudie la question du retraitement dans les pays de l'OCDE. Pour 1990, son estimation (dite faible) de la demande de retraitement *cumulée* est de 85 000 t dont 42 000 pour l'Amérique du Nord, 34 000 pour l'Europe et 9400 pour les pays du Pacifique. L'évaluation dite « inférieure » des capacités de retraitement donne une capacité cumulée totale de 39 000 t en 1990, dont 12 500 t en Amérique du Nord, 24 000 t en Europe et 2000 dans le Pacifique. Or ce sont ces chiffres qui, vu la situation actuelle, paraissent les plus vraisemblables.

La même référence conclut que, dans les meilleures conditions, c'est-à-dire dans le cas d'une demande « faible » et d'une capacité de retraitement « supérieure », la masse cumulée de matières non retraitées dans l'ensemble des pays de l'OCDE passera de 4000 tonnes d'uranium en 1977 à 16 000 tonnes en 1986 et restera approximativement à ce niveau jusqu'en 1990, et qu'en conséquence, il faudra augmenter considérablement la capacité de stockage des combustibles irradiés. Même dans une hypothèse relativement « basse » de développement nucléaire, on voit l'importance des installations qu'il faudrait construire : il faudrait qu'il y ait dans le monde une dizaine d'usines de retraitement d'une capacité *réelle* de 1000 t/an en 1990 et une vingtaine en 2000, sans parler des usines de retraitement des combustibles irradiés des surrégénérateurs, pour lesquels personne n'a actuellement la moindre expérience industrielle.

Si certains pays, dont les Etats-Unis, décident de ne pas

retraiter, les besoins mondiaux en usines de retraitement diminuent d'autant, mais le problème de stockage des combustibles irradiés reste entier.

En ce qui concerne la France, les besoins *annuels* de retraitement sont, d'après les estimations officielles actuelles, d'environ 50 t en 1980, 500 t en 1985, 1000 t en 1990 et de 1200 à 1400 t en 2000 pour les réacteurs à eau ordinaire. Il n'existe pas de chiffres sérieux pour les surrégénérateurs. La situation est en fait plus complexe car le CEA, puis la Cogema, malgré les difficultés de l'usine de La Hague avec le démarrage de HAO pour le retraitement des combustibles oxydes et les faibles performances des premières années de fonctionnement, ont signé des contrats importants de retraitement avec des compagnies étrangères. Ces contrats portent actuellement sur près de 7000 t de diverse provenance (RFA, Japon, Suisse, Suède, Hollande, Belgique). Ils constituent apparemment une bonne affaire financière, puisqu'ils doivent permettre de financer la construction de l'usine UP 3 B. En fait, ils prévoient aussi une clause de non-retraitement impliquant le retour des combustibles irradiés dans le pays d'origine si le retraitement n'est pas effectué. A moyen terme ces contrats sont donc essentiellement des contrats de stockage des combustibles irradiés qui facilitent pour certains pays (RFA et Suède) l'obtention du permis de démarrage des centrales nucléaires, « l'assurance » étant ainsi donnée par l'exploitant que le sort des déchets radioactifs était réglé.

5. Les stratégies nucléaires à long terme

Nous avons vu précédemment la situation des programmes électronucléaires dans le monde à l'heure actuelle et pour les années proches, ainsi que les prévisions officielles pour le moyen terme.

Du point de vue économique, les stratégies pour le long terme, au-delà de 1990-2000, du développement de l'électro-nucléaire se définissent essentiellement à partir d'éléments liés au combustible nucléaire. Aujourd'hui, dans les pays industrialisés occidentaux, deux stratégies s'opposent. Le gouvernement des Etats-Unis (plan Carter) prône le développement des filières à eau ordinaires et donc l'accroissement des capacités d'enrichissement, s'oppose au développement commercial des

surrégénérateurs actuels (à plutonium et sodium) et suspend *sine die* le retraitement des combustibles irradiés. Dans ce contexte, le nucléaire apparaît d'ailleurs comme un vecteur énergétique parmi d'autres, voire comme une énergie de transition. L'opposition au retraitement et aux surrégénérateurs s'appuie sur des raisons politiques liées à la non-prolifération de matières fissiles utilisables à des fins militaires.

Les gouvernements de la France, du Japon, à un degré moindre de la RFA et du Royaume-Uni s'engagent ou désirent s'engager dans des programmes nucléaires importants. Ces pays sont fortement dépendants d'importations pétrolières ou justes autosuffisants et ne voient d'autre issue à long terme à leurs problèmes énergétiques que l'utilisation du plutonium produit dans les réacteurs à eau ordinaire, soit dans ces mêmes réacteurs (recyclage du plutonium), soit surtout dans les surrégénérateurs qui devraient permettre même à l'horizon d'une cinquantaine d'années de se libérer de l'utilisation de l'uranium dont ils ont peu de réserves propres.

Ces deux stratégies s'affrontent au niveau du discours depuis octobre 1977, au sein d'une conférence internationale sur l'évaluation du cycle du combustible nucléaire (INFCE), proposée par les Etats-Unis. Les quarante pays participants ont deux ans pour élaborer, au sein de huit groupes de travail, des études portant essentiellement sur le développement des surrégénérateurs et le retraitement (ou non) des combustibles irradiés. Ces prétendues études techniques ne sont en fait que le champ clos où s'échangent les arguments des experts gouvernementaux chargés de défendre les différentes politiques nationales : les enjeux ne sont pas seulement les avènements énergétiques des différentes nations nucléaires mais bien le partage, et dans quelles conditions, du marché nucléaire mondial.

Pour en revenir à des aspects plus techniques, la question de l'estimation des ressources en uranium est fondamentale dans le choix d'une stratégie de développement de l'électro-nucléaire.

Parmi les différentes hypothèses de l'étude [ocd 78] déjà citée, nous retiendrons les deux plus caractéristiques des orientations officielles actuelles.

Si l'on poursuit la « tendance actuelle » pour la puissance nucléaire installée en ne construisant que des réacteurs à eau ordinaire, les besoins cumulés d'uranium naturel en 2025 atteindraient 9 millions de tonnes si l'on ne fait pas de retraitement. On voit que dans ce choix de filière il faudrait un programme moitié moindre pour que les besoins cumulés d'ura-

nium d'ici 2025 soient du même ordre que les ressources maximales estimées aujourd'hui.

Si l'on retraite les combustibles irradiés et que le plutonium est utilisé comme combustible des surrégénérateurs, toujours dans l'hypothèse « tendance actuelle », les besoins cumulés d'uranium sont de 5,8 millions de tonnes en 2025, avec la possibilité de poursuivre un programme nucléaire sur une très longue période grâce à la substitution de surrégénérateurs aux réacteurs à eau ordinaire.

Cette évaluation donne donc théoriquement un net avantage à la stratégie à long terme avec surrégénérateurs, étant entendu qu'elle implique, du strict point de vue des aspects industriels du cycle du combustible, un très bon fonctionnement du retraitement des combustibles irradiés et des capacités industrielles de retraitement suffisantes, pour les réacteurs à eau et pour les surrégénérateurs eux-mêmes ainsi que la certitude d'obtenir dans ceux-ci, compte tenu de toutes les opérations du cycle, un véritable taux de surrégénération.

On a vu que le prix de l'uranium naturel pesait d'un poids assez faible dans le coût de l'électricité d'origine nucléaire ; c'est d'ailleurs l'un des principaux arguments avancés en faveur du développement de l'électronucléaire. Dans ces conditions, il est possible que les ressources mondiales en uranium à des prix acceptables soient beaucoup plus importantes que ce qu'on prévoit actuellement, d'autant plus que de vastes régions du globe n'ont pas été prospectées. Il se peut également que les programmes nucléaires mondiaux, pour de multiples raisons, n'atteignent pas les niveaux actuellement prévus.

Alors la stratégie du recours aux surrégénérateurs s'avérerait très coûteuse et sans issue à l'horizon d'une vingtaine d'années, et il peut y avoir un très grand risque économique à la choisir trop tôt.

Conclusion

Nous pouvons, à la fin de ce dossier, faire le point sur quelques questions.

En 1979, ce sont les filières à uranium enrichi et eau ordinaire (PWR et BWR) qui constituent l'essentiel des constructions de centrales nucléaires et des commandes passées dans le monde. En France, le programme d'EdF lancé en 1970 et accéléré en 1974 porte sur des centrales PWR construites sous licence américaine. Paradoxalement, c'est aux Etats-Unis qu'après le boum des commandes de 1972 et 1973, et le succès des filières « américaines » dans l'ensemble du monde occidental le nucléaire s'essouffle et n'enregistre que quelques commandes annuelles sans qu'il soit d'ailleurs possible de savoir si cette baisse n'est que temporaire ou si elle annonce un déclin de longue durée, voire définitif. Il n'en reste pas moins que General Electric a procédé à 1000 licenciements en 1978 et en annonce 1000 pour 1979, faute de commandes nucléaires, situation qui pourrait très bien se produire dans un pays comme la France qui s'est lancée très rapidement dans un programme ambitieux sans en peser toutes les implications. Parmi les premières nations « nucléaires », seul le Canada continue un développement indépendant en construisant des réacteurs à eau lourde tandis que le Royaume-Uni, qui avait été le premier pays à se lancer dans le nucléaire civil à grande échelle, après avoir hésité entre plusieurs filières, n'a pas de programme de réacteurs de puissance envisagé et semble surtout compter sur le pétrole et le gaz de la mer du Nord pour son approvisionnement énergétique.

Deux filières de seconde génération aspirent à la succession des réacteurs à eau :

- Les réacteurs à haute température (HTR), pour lesquels les difficultés du démarrage du prototype de fort Saint-Vrain aux Etats-Unis et l'absence d'accord entre les Européens a stoppé pour de nombreuses années une ascension qui semblait pro-

metteuse au début des années 70. La France a pris la décision d'abandonner définitivement le projet HTR en juin 1979.

• Les réacteurs à neutrons rapides ou surrégénérateurs, qui font l'objet de développements « nationaux » en France, en Grande-Bretagne, en Allemagne, au Japon et en Union soviétique. Aux Etats-Unis, des dépenses pourtant considérables n'ont pas abouti à la construction d'un prototype industriel, et la politique du président Carter a, peut-être momentanément seulement, bloqué le développement des surrégénérateurs aux Etats-Unis. La France est le seul pays du monde occidental à construire une centrale de grande puissance, Super-Phénix (1200 MWe) à Creys-Malville, qui doit démarrer en 1983.

On peut difficilement prétendre que le choix des filières se soit fait de façon sereine, à partir de critères de caractère scientifique et technique : les années 60 ont connu une foire d'empoigne qui s'est terminée, à quelques exceptions près, par la victoire de la puissance industrielle américaine qui avait été elle-même amenée aux filières à eau ordinaire par le développement des programmes militaires : usines d'enrichissement de l'uranium à amortir et moteurs des sous-marins nucléaires pour lesquels la compacité des réacteurs à eau ordinaire était un facteur déterminant. En effet, sans parler des problèmes de sûreté, le cycle de combustible des réacteurs à eau ordinaire exige de l'uranium enrichi et au problème commun à tous les réacteurs de l'approvisionnement en uranium s'ajoute celui de l'approvisionnement en uranium enrichi dont l'obtention exige des techniques très élaborées et très coûteuses (en particulier en énergie électrique pour la diffusion gazeuse). Ces techniques ne peuvent être mises en œuvre que par un petit nombre de pays très industrialisés et on retrouve ainsi au niveau de la fourniture du combustible la concentration des moyens et une situation de monopole aux mains de quelques puissances. Il est certain que, dans la famille des réacteurs à neutrons thermiques, ce sont les réacteurs à eau lourde qui présentent, pour l'économie du cycle de combustible, et de très loin, les meilleures performances : combustible à uranium naturel et très bonne utilisation de la matière fissile permettant d'atteindre des taux de combustion élevés. Quant aux réacteurs à graphite, si leur cycle de combustible est moins bon que celui des réacteurs à eau lourde, ils offrent l'avantage de n'utiliser que des matières premières simples à obtenir (uranium naturel, graphite, gaz carbonique) et sont adaptés à une situation industrielle désireuse d'indépendance. Notons également qu'ils polluent moins l'environnement en marche normale et que

les doses occasionnées aux travailleurs sont inférieures (facteur 2) à celles enregistrées dans les centrales à eau légère.

La diversification des réacteurs nucléaires et la continuation des recherches sur des systèmes différents, qu'ils soient nouveaux ou qu'ils aient été abandonnés (réacteurs à fluide organique ou à sels fondus, réacteurs à neutrons rapides et à gaz), permettraient certainement une meilleure utilisation de la matière fissile et réduiraient la dépendance des nouveaux venus dans l'énergie nucléaire.

C'est dans les industries du combustible nucléaire que se situent et se situeront encore longtemps les problèmes les plus difficiles sur le plan économique et industriel.

La matière de base du combustible nucléaire est l'uranium naturel. La question des ressources en uranium, de leur répartition géographique, de leur accès (physique et politique) et des capacités de production est donc cruciale. Par rapport aux évaluations de 1974, la situation a évolué dans un sens plus « détendu » : d'une part, on a découvert des gisements supplémentaires et on pense qu'on en découvrira encore d'autres, d'autre part l'ampleur des programmes nucléaires lancés ou envisagés a nettement diminué dans le monde, ce qui fait reculer d'autant la période de la « pénurie » d'uranium.

Si cette pénurie s'éloigne dans le temps sur le plan mondial, il n'en est pas moins vrai que les pays européens ne sont pas très riches en uranium, que les 100 000 tonnes de réserves de la France représentent seulement dix ans de consommation de son programme nucléaire actuel et que la situation de ces pays est donc moins « confortable » que celle des Etats-Unis ou du Canada qui ont d'énormes réserves. Ceci fait que le programme nucléaire français s'alimente au Niger et au Gabon, que l'Etat français tient absolument à « maintenir la présence de la France en Afrique » et qu'il achète de l'uranium, entre autres, en Afrique du Sud. Dans une dizaine d'années, 75 % de l'uranium consommé par le programme français sera importé.

L'approvisionnement en uranium concerne surtout les pays européens et le Japon, et c'est plus une question politique qu'une question de ressources physiques.

Tous ces réacteurs à eau ordinaire consomment de l'uranium enrichi. L'usine d'Eurodif doit donner à l'industrie nucléaire française son indépendance d'approvisionnement à partir de 1980.

Les appréciations sur les besoins et les capacités d'enrichis-

sement dans le futur changent très rapidement : en 1975, au vu des programmes nucléaires des différents pays qui s'ajoutaient en des totaux impressionnants, la pénurie paraissait proche, la situation des années 80 était très tendue et « dix Eurodif » semblaient nécessaire dès 1990. On l'a vu, le niveau des programmes a baissé, un pays comme l'Italie qui participe à Eurodif ne saura pas quoi faire de sa part d'uranium enrichi; au moins les premières années, et personne ne sait quelle décision d'investissement prendre dans ce secteur.

La contrainte la plus importante n'a fait que se confirmer entre 1974 et 1979 : l'industrie nucléaire ne possédera pas avant longtemps les usines de traitement des combustibles des centrales à eau ordinaire pour absorber la production de celles-ci. Devant les échecs répétés, la situation de panne généralisée au niveau mondial où seule, en 1979, l'usine française de La Hague fonctionne et retraite quelques dizaines de tonnes seulement, *on peut même se demander si le retraitement sera possible dans des conditions industrielles*, c'est-à-dire pour des tonnages de centaines puis de milliers de tonnes par an pour un nombre d'usines qui restera forcément réduit du fait des risques et des nuisances associés à cette activité.

Le retraitement est le point d'interrogation majeur pour le développement industriel du nucléaire selon la voie tracée par les dirigeants français : pour les surrégénérateurs, le retraitement est encore plus problématique que pour les réacteurs à eau. C'est d'ailleurs bien autour du retraitement et des surrégénérateurs que se situent en 1978 et 1979 les grandes discussions de stratégie nucléaire : le gouvernement des Etats-Unis prône le développement des réacteurs à eau mais combat le retraitement et remet à plus tard l'option des surrégénérateurs ; les gouvernements de la France, de la RFA et du Japon appuient à fond le retraitement et les surrégénérateurs. Ces querelles qui ont pour cadre l'INFCE (International Fuel Cycle Evaluation) se termineront probablement par un compromis. Il n'en reste pas moins que la politique adoptée par les dirigeants français comporte des risques considérables. Le lancement d'un programme massif de construction de réacteurs à eau ordinaire conduit à l'épuisement rapide des ressources en uranium du pays et à une dépendance croissante vis-à-vis de l'importation de l'uranium. Ceci conduit à prôner le développement rapide des surrégénérateurs : ceux-ci sont très chers à construire et le fonctionnement de leur cycle de combustible est loin d'être assuré. Alors que de nombreuses questions se posent encore sur cette filière, ne serait-ce que du

point de vue de la faisabilité industrielle et de l'intérêt économique, la politique actuelle en fait une « solution obligée », ce qui fausse gravement l'évaluation des risques. Un programme de réacteurs à eau ordinaire nettement moins important permettrait une implantation plus progressive et donc moins de risques industriels, une économie des ressources en uranium du pays, et par conséquent donnerait le temps de préparer dans de meilleures conditions le développement ultérieur des surrégénérateurs si le recours à cette technique s'avérait nécessaire à long terme.

De l'examen des questions de sûreté, de nuisances, d'atteintes à l'environnement liées au développement de l'énergie nucléaire dans ses applications à la production d'électricité dans le cadre d'un programme massif et accéléré, il nous paraît que se dégagent quelques idées forces.

- Les problèmes liés aux risques et aux nuisances éventuelles de l'utilisation industrielle de l'énergie nucléaire doivent être appréhendés de façon globale ; il ne faut pas se limiter aux seules centrales nucléaires mais envisager chaque étape du cycle de combustible. Nous avons vu en effet que par exemple, sur le problème des effluents, les points critiques sont les usines de traitement des combustibles irradiés, que les mineurs d'uranium sont les plus exposés à la contamination, que la gestion à long terme des déchets radioactifs est l'inconnue majeure liée à l'exploitation de ce type d'énergie.

- L'utilisation de l'énergie nucléaire est technologiquement très complexe : les usines d'enrichissement, les centrales nucléaires, les usines de traitement des combustibles irradiés sont toutes des installations d'une technologie très poussée et faisant appel à des procédés nouveaux. La radioactivité des matières traitées accroît considérablement les difficultés par les dangers qu'elle présente, les dispositifs du contrôle qu'elle impose et les dégâts qu'elle exerce sur le matériel : toutes les opérations sont complexes et les réalisations demandent un soin inégalé dans les branches classiques de l'industrie.

Tout au long de la « chaîne nucléaire », trop nombreux sont encore les maillons où l'expérience de fonctionnement industriel en France est faible, sinon inexistante : réacteurs de grande puissance à eau ordinaire, usines de retraitement des combustibles oxydes irradiés, cycle du combustible des surrégénérateurs, solidification et stockage des déchets de haute activité, démantèlement des grandes centrales et usines nucléaires... Il faut bien être conscient du fait que la politique de l'énergie suivie depuis 1974 fait reposer plus de la moitié

de la production d'électricité en France en 1985 sur des centrales nucléaires toutes construites sur le même modèle, dont la première a démarré en 1977 et sur lesquelles on n'a par conséquent aucune expérience de fonctionnement, dont on ne sait pas comment elles « vieillissent » et si elles vont marcher de façon satisfaisante pendant les vingt ans prévus. Il est difficile d'admettre que l'on se repose sur l'expérience des centrales américaines qui ne sont pas beaucoup plus anciennes, surtout que, chaque fois qu'elles ont un accident, les autorités expliquent que tout a été recalculé en France.

Cette complexité des usines et centrales nucléaires entraîne une grande fragilité et une grande vulnérabilité, comme le montrent les situations suivantes.

- L'usine de retraitement des combustibles irradiés construite par General Electric à Morris aux Etats-Unis et qui devait avoir une capacité de 300 t/an n'a jamais démarré car les premiers essais effectués en 1971 ont montré que le procédé technique n'était pas au point. Cette usine flambant neuve a été définitivement fermée.
- Un incendie a ravagé en mars 1975 tout le système de contrôle des trois réacteurs de Browns Ferry aux Etats-Unis (deux d'entre eux, de 1000 MWe chacun, étaient en fonctionnement à pleine puissance). Cet incendie, provoqué par une bougie utilisée pour détecter des fuites qui a enflammé un joint en plastique, a duré sept heures, détruit plusieurs dispositifs de contrôle, et les réacteurs n'ont pu être arrêtés que par une intervention manuelle [NUC 75].
- Le 13 mars 1979, la NRC (Nuclear Regulatory Commission) des Etats-Unis a ordonné l'arrêt de cinq réacteurs de puissance (Beaver Valley 1, Surry 1 et 2, Maine Yankee, J.A. Fitzpatrick) à cause de la découverte d'une *erreur de calcul* mettant en cause leur sûreté en cas de secousse sismique. L'examen détaillé des réacteurs pourra entraîner de un à deux mois d'arrêt [NUC 79-1]. Il faut noter que le réacteur de Beaver Valley a été le « modèle » de celui de Fessenheim 1 : les calculs de sûreté vis-à-vis des séismes ont été refaits suivant les critères de sûreté français.
- Au Japon, l'usine de retraitement de combustibles irradiés des centrales à eau ordinaire construite suivant la technique utilisée en France, après avoir retraité 19 tonnes de combus-

tible de septembre 1977 à août 1978, est tombée en panne et ne redémarrera qu'en novembre 1979.

- Dans la semaine du 26 au 30 mars 1979, un accident à la deuxième unité de la centrale nucléaire de Three Mile Island, un PWR de 900 MWe démarré depuis quelques mois seulement, a causé par deux fois un relâchement de radioactivité dans l'environnement et la destruction partielle du cœur du réacteur. Cet accident qui a commencé par une panne banale s'est aggravé par une série de défaillances dont aucune n'était très grave mais qui a entraîné une perte du fluide de refroidissement et mis en évidence la non-étanchéité des barrières de sécurité qui séparent la matière radioactive du cœur de l'environnement. La situation a été jugée suffisamment alarmante pour que l'évacuation de près d'un million de personnes vivant dans la région avoisinante soit envisagée et que celle des femmes enceintes et des enfants en bas âge ait été partiellement réalisée.

On peut tirer de ces cinq situations un certain nombre d'enseignements.

- Sans même qu'il y ait d'accident grave, que se passera-t-il si on doit, en France, arrêter brusquement toute une série de réacteurs produisant la moitié de l'électricité, par suite d'un défaut qui peut être simplement détecté sur une centrale américaine ou résulter d'une « erreur de calcul » ? Prendra-t-on la responsabilité d'une telle panne ou prendra-t-on plutôt le risque de l'accident en ne respectant pas les impératifs de sûreté ? Les organismes de sûreté n'ont en France ni l'indépendance ni l'autorité leur permettant, s'ils le voulaient, de heurter de front « l'impératif économique ».

- Un accident à l'intérieur d'une centrale nucléaire avec relâchement de radioactivité dans l'atmosphère est donc possible. Une première leçon doit en être tirée : il ne faut pas implanter de centrales nucléaires près des grandes agglomérations urbaines car l'accident, même de faible gravité, entraînerait une évacuation générale et précipitée avec tous les risques que cela comporte. A ce titre, des sites comme Le Pellerin, Cattenom et Nogent-sur-Seine en France sont à éliminer et le nombre de réacteurs sur un même site doit être limité (à Gravelines par exemple).

- Si un accident considéré comme d'une gravité moyenne peut entraîner une émission de radioactivité dans l'atmosphère, ce

qui prouve que les différentes « barrières » qui séparent le combustible irradié de l'environnement peuvent ne pas rester parfaitement étanches, que penser des parades que l'on nous affirme infaillibles en cas d'accident majeur, par exemple la rupture d'une tuyauterie du circuit primaire ? Les accidents sont en fait causés par une succession de défaillances en cascade qui peuvent être causées par des défauts de conception, aggravées par des défauts de fabrication ou par de fausses manœuvres et qui sont pratiquement impossibles à calculer. Les fameuses évaluations du rapport Rasmussen qui ont tant servi à la publicité des promoteurs du nucléaire ont été critiquées et paraissent bien aujourd'hui quantitativement erronées, même si la méthode utilisée a présenté de l'intérêt.

- Ces situations mettent aussi en évidence l'ampleur du risque économique et la disproportion entre l'origine de la panne ou de l'accident et ses conséquences : une fuite dans un échangeur et l'usine de Tokai-Mura est immobilisée pendant plus d'un an ; des vannes qui se bloquent et une soupape qui ne se referme pas et la centrale de Three Mile Island a son cœur hors service et devient inutilisable pour une période indéterminée, peut-être définitivement ; un procédé mal mis au point et l'usine de Morris ne fonctionnera jamais ; une erreur de calcul sur un aspect de la sûreté et cinq unités de 900 MWe sont arrêtées. Chaque fois le coût est de plusieurs milliards de francs.

Il y a aussi l'existence des goulots d'étranglement, comme l'usine de production d'UF 6 à Pierrelatte qui, si elle tombe en panne, n'alimente plus l'usine d'enrichissement d'Eurodif, ce qui entraîne des retards et des pertes financières considérables.

Dans le domaine de l'écologie et de la santé, l'incertitude est l'élément dominant. Quelles seront les conséquences du réchauffement des eaux, quels sont les risques à long terme des rejets d'effluents radioactifs tout au long du cycle du combustible, quels sont les mécanismes exacts de concentration le long des chaînes alimentaires, quels sont les effets des faibles doses sur l'organisme, comment détruira-t-on les centrales et les usines de retraitement, comment garantir que les déchets radioactifs à vie longue ne pollueront jamais l'environnement ? Autant de questions auxquelles, faute de connaissances scientifiques et souvent de recherches suffisantes, on risque de n'avoir des réponses que trop tard, lorsque l'on sera engagé dans un processus irréversible. Ici encore on peut

craindre qu'entre la protection de la vie et l'impératif de production le choix ne soit vite fait.

Au niveau des conditions de travail, la situation est déjà critique. De nombreuses entreprises n'appliquent pas les règles élémentaires de radioprotection et l'accélération des programmes ne permet pas une formation régulière et progressive de la main-d'œuvre nécessaire. Les usines de retraitement des combustibles irradiés nécessitent des modifications considérables pour ne pas présenter un danger permanent pour les travailleurs : malgré les grèves, les cahiers de revendications détaillés, les enquêtes auxquelles ont participé les organisations syndicales et qui ont révélé de nombreuses situations défectueuses, l'usine de La Hague n'a pas été arrêtée et réparée dans les années cruciales de 1976 et 1977 : elle continue à mal fonctionner, les incidents atteignent une fréquence dangereuse. Cette usine constitue sans nul doute l'installation à plus haut risque de toute l'industrie nucléaire française. La conception actuelle des centrales à eau ordinaire et les défauts de leur combustible entraînent des irradiations du personnel d'exploitation, d'entretien et de maintenance : les augmentations d'effectifs, absolument nécessaires, ne sont qu'un palliatif et il faudra certainement revoir cette conception.

Complexité, fragilité, incertitudes, conditions de travail difficiles : voilà qui devrait inciter à la prudence. Pendant plus de vingt ans, au niveau mondial comme en France, ces difficultés ont été en parties surmontées parce que le développement progressif des applications industrielles de l'énergie nucléaire permettait de faire le point à chaque étape et d'éviter de se placer dans des situations irréversibles. Le petit nombre d'accidents de caractère nucléaire est la preuve que, dès le début, on a su estimer les risques et mettre en place le maximum de contrôles. A cet égard, la place prépondérante des organismes publics dans le développement de l'énergie nucléaire a joué un rôle indéniable et, pour ne parler que du CEA, l'existence des Services de protection contre les radiations (SPR) a été très importante pour les conditions de travail.

Depuis le début des années 70 et l'accélération du programme de 1974, s'est mis en place un tout-puissant « lobby nucléaire » symbolisé par la commission Peon qui rassemble les dirigeants des grands organismes d'Etat parties prenantes du programme nucléaire et les patrons des grandes firmes de l'industrie nucléaire. Cette alliance inconditionnelle de la

technocratie d'Etat et des intérêts capitalistes, concrétisée par la privatisation des industries du combustible nucléaire naguère gérées par le CEA, donne une apparence de grande cohérence et de remarquable solidité au programme électro-nucléaire français : trop d'intérêts sont en jeu pour qu'il soit même permis d'en discuter.

En réalité, ce programme est beaucoup plus fragile et risqué qu'il n'y paraît.

Le « pari nucléaire », ce n'est pas seulement la construction de six tranches nucléaires par an, c'est aussi la nécessité de faire fonctionner sans anicroches les usines d'enrichissement de l'uranium et les usines de retraitement des combustibles irradiés à de très hautes capacités, c'est aussi l'ouverture de nouvelles mines d'uranium et le maintien de la garantie des approvisionnements étrangers, le maintien de la charge de l'industrie nucléaire française par des exportations de centrales et de services sur les combustibles.

Nous l'avons vu, toutes ces entreprises présentent des risques considérables, mettent en jeu d'énormes moyens économiques, créent des nuisances permanentes à l'environnement, atteignent la santé des travailleurs. Alors, entre les risques et les avantages d'un programme nucléaire aussi ambitieux, il faudrait pouvoir choisir. Il n'appartient pas aux experts, ni aux dirigeants des grandes firmes, ni aux technocrates, de faire ces choix mais bien à la collectivité nationale tout entière. Or, il n'en est rien.

La population française n'est pas informée de ce qu'est réellement l'énergie nucléaire, des problèmes que pose son utilisation, des risques qu'entraîne sa banalisation. Le parlement français n'a jamais été consulté sur la politique de l'énergie du pays et il n'existe même pas en France de loi nucléaire plaçant le développement de l'énergie nucléaire dans un cadre législatif permettant un contrôle à tous les niveaux [BAR 75].

L'alternative présentée aux Français est « le nucléaire ou le chaos » alors que l'on sait très bien que des politiques alternatives sont possibles, permettant de réaliser des programmes moins rapides et moins importants dans de meilleures conditions de sécurité.

D'ailleurs l'analyse des risques liés à l'énergie nucléaire et surtout à son développement trop rapide n'est qu'un élément du dossier de la politique de l'énergie, qui devrait comporter :

- Une comparaison détaillée des diverses sources d'énergie, non seulement au plan économique, mais aussi au niveau des nuisances et des risques qu'elles peuvent entraîner.

- Une politique sérieuse de développement des « nouvelles » sources d'énergie, en particulier géothermique et solaire.
- Une étude des besoins en énergie pour les années à venir à partir de plusieurs schémas de développement possibles, tant il est vrai qu'il n'y a pas de fatalité dans la consommation de l'énergie mais l'adaptation à un certain type de développement qui gaspille l'énergie et les matières premières.

Voilà donc le vrai sujet du débat indispensable dans lequel la place de l'énergie nucléaire est un élément important : *quelle croissance, quel développement ?*

Depuis 1974, la politique décidée en France consiste à faire reposer sur la seule énergie nucléaire, sous forme de production d'électricité, la progression de la consommation d'énergie en France dans les prochaines décennies. L'examen des risques et des conséquences qu'entraîne un tel programme confirme pour nous la nécessité d'une autre politique de l'énergie et d'une prise de conscience de l'ensemble des travailleurs et de la population qu'un autre mode de développement est possible et nécessaire [CFD 79-2].



Bibliographie

- AEC 72 US Atomic Energy Commission, *Aspects écologiques de l'âge nucléaire : une sélection de publications* (en anglais), Rapport TID 25978, 1972.
- AEE1. 67 Agence européenne pour l'énergie nucléaire OCDE (rue André-Pascal, Paris-16^e), *Législations nucléaires : « Responsabilité civile nucléaire »*, 1967.
- AEE2. 67 Agence européenne pour l'énergie nucléaire, OCDE, *Opération d'évacuation des déchets radioactifs dans l'océan Atlantique*, 1967.
- AEE1. 71 Agence européenne pour l'énergie nucléaire, OCDE, *Pratiques de gestion des déchets radioactifs en Europe occidentale*, septembre 1971.
- AEE2. 71 Agence européenne pour l'énergie nucléaire, OCDE, *Radioécologie marine*, séminaire, Hambourg, 1971.
- AEN 76 Groupe de spécialistes de l'AEN, *La dosimétrie individuelle et la surveillance de l'atmosphère en ce qui concerne le radon et ses produits de filiation*, Elliot lake, Canada, éd. AEN, oct. 1976.
- AEN 69 Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE, législation nucléaire, étude analytique, 1^{er} vol. : *Organisation et Régime général des activités nucléaires*, 1969 ; 2^e vol. : *Réglementations relatives aux installations nucléaires et à la radioprotection*, 1972.
- AEN 72 Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE, *Évacuation des déchets radioactifs*, Paris, 1972.
- AEN 77 Agence pour l'énergie nucléaire. Groupe d'experts de l'AEN, *Objectifs, concepts et stratégies en matière de gestion des déchets radioactifs résultant des programmes nucléaires de puissance*, septembre 1977.

Entrée en zone à Tihange (avril 1975).

- AEN1. 74 Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, *Contrôle des effluents radioactifs*, séminaire, Karlsruhe, 1974.
- AEN2. 74 Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, *Gestion des déchets solides contaminés par du plutonium*, séminaire AEN, Marcoule, 1974.
- AIE 67 Agence internationale de l'énergie atomique, *Règlement de transport des matières radioactives*, Révision de 1967, coll. « Sécurité » n° 6, Vienne, 1967.
- AIE 70 Agence internationale pour l'énergie atomique (AIEA) et Agence européenne pour l'énergie nucléaire (ENEA), *Symposium sur le traitement des déchets radioactifs de faible et moyenne radioactivité*, Aix-en-Provence, septembre 1970.
- AIE 73 AIEA (Agence internationale pour l'énergie atomique, à Vienne) *Principles and Standards of Reactor Safety*, symposium, Jülich, 5-9 février 1973.
- ALE 60 P. Alexander, *Les Radiations atomiques et la Vie*, trad. H. Marcovitch, Gauthier-Villars, 1960.
- ANM 74 *Annales des Mines*, numéro de janvier 1974 sur la sûreté nucléaire.
- ANS 74 American Nuclear Society, Technical Group for Nuclear Reactor Safety, « Conférence sur la sûreté des réacteurs à neutrons rapides » (Fast Reactors Safety Meeting). Los Angeles, 2-3 avril 1974.
- ARC 73 V.E. Archer, J.K. Wagoner, F.E. Lundin, *Lung cancer among uranium miners in the United States*, Health Physics Pergamon Press, vol. 25, p. 351-371, octobre 1973.
- ASU 72 Académie des sciences des États-Unis, *BEIR * Report*, « The effects on populations of exposure to low levels of ionizing radiations », (Effets sur la population d'une exposition à de faibles doses de radiations ionisantes), en anglais, novembre 1972.
- AYC 79 C. Ayçoberry, W. Schuller, B. F. Warner, *The Reference Fuel Cycle*, Back and European Nuclear Conference, Hambourg, mai 1979.
- BAR 69 J. M. Baron, S. Yachin, R. Polcyn, F. W. Fitch, W. Q. Sturmer, « Accidental radiogold (198 Au) liver scan overdose with fatal outcome », *Handling of radiation accidents*, Vienne, mai 1969.
- BAR 75 Martine Barrère, « La sûreté des centrales nucléaires », *La Recherche*, n° 55, avril 1975.

* BEIR : Biological effects of ionizing radiations.

- BAU 79 Jacques Baumier, *Economie de l'énergie nucléaire*, cours de Génie atomique, Institut national des sciences et techniques nucléaires, 1979.
- BEA 72 P. Beau, J. Hurtiger, J. Grand, *La radioprotection des travailleurs pendant les interventions de remise en service de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux*, Sixième Congrès international de la Société française de radioprotection, p. 245, Bordeaux, mars 1972.
- BEN 69 D. Benninson, A. Placer, Van der Elst, « Estudio de un caso de irradiación humana accidental », *Handling of radiation accidents*, Vienne, mai 1969.
- BER 77 Jean-Paul Bertrand, *Impact de l'industrie électronucléaire sur l'industrie française*, thèse de 3^e cycle d'économie mathématique, Paris 1 (Panthéon-Tolbiac), 1977.
- BIA 77 A. Biau et J.-P. Moroni, *Synthèse des informations existantes sur l'irradiation externe liée à la radioactivité naturelle en Europe*, édité par la Commission des communautés européennes, Luxembourg, octobre 1977.
- BIS1. 67 *Bulletin d'informations scientifiques et techniques (BIST)*, « Le transport des matières radioactives », 1^{re} partie, numéro 114, avril 1967.
- BIS2. 67 *Bulletin d'informations scientifiques et techniques (BIST)*, « Le transport des matières radioactives », 2^e partie, numéro 115, mai 1967.
- BIS1. 74 *Bulletin d'informations scientifiques et techniques (BIST)*, numéro 188, janvier 1974.
- BIS2. 74 *Bulletin d'informations scientifiques et techniques (BIST)*, « Le transport des matières radioactives », numéro 190, mars 1974.
- BLA 66 Daniel Blanc, *Les Radioéléments, production, dosage, applications*, Masson, 1966.
- BLA 76 P. Blanquet et D. Blanc, *La Médecine nucléaire*, coll. « Que sais-je ? », Paris, PUF, 1976.
- BLA 73 D. Blanc, *Physique nucléaire*, Masson, 1973.
- BNW 74 Battelle Pacific Northwest Laboratories, *High-level radioactive waste management alternatives*. (Possibilités de gestion des déchets radioactifs de haute activité, en anglais). Rapport BNWL 1900, mai 1974.
- BON 69 Paul Bonet-Maury, *La Radioprotection*, Presses Universitaires de France, coll. « Que sais-je ? », n° 1347, 1969.

- BOU 78 Jean Bourgeois, *La Sûreté nucléaire*, guide international de l'énergie nucléaire, 1978.
- BOV 74 P. Bovard, *La Radioécologie, Précis général des nuisances*, ch. IV, tome 4, Édit. Guy Le Prat, 1974.
- BRA 70 B. Brats et A. Cavigneaux. *Les rayonnements ionisants, dangers et moyens de protection*, Édit. Institut national de recherche et de sécurité, 1970.
- BRA 74 C. B. Braestrup et K. J. Vikterlof, *Manuel de radioprotection dans les hôpitaux et en pratique générale*, vol. 1 : *Normes fondamentales de radioprotection*, publié par l'Organisation mondiale de la santé, Genève, 1974.
- BSN 72 *Bulletin de liaison du comité de Bassin et de l'Agence financière de Bassin « SEINE-NORMANDIE »*, numéro 17, décembre 1972.
- CAR 73 René Cartier et al., *Étude de la solidification des solutions de produits de fission*, note CEA-N-1555, 1973.
- CAR 77 M. W. Carter et A. A. Mochissi, « Three decades of nuclear testing », *Health Physics*, vol. 33, p. 51-71, 1977.
- CCE 70 Commission des communautés européennes, *Implications sanitaires du stockage des substances radioactives sur le sol et dans le sous-sol*, Rapport EUR 4736 dfin/e, colloque Cherbourg-La Hague, 14 et 15 avril 1970.
- CCE 74 Commission des communautés européennes, *Effluents radioactifs des centrales nucléaires de la Communauté : bilan des rejets et aspects radiologiques*, avril 1974.
- CCE 75 Commission des communautés européennes, *Programme concernant la gestion et le stockage des déchets radioactifs*, COM (74) 2285 final, janvier 1975.
- CEA 71 Commissariat à l'énergie atomique, American Nuclear Society (section française), *Conférence internationale sur les réacteurs à neutrons rapides*, Aix-en-Provence, 2-4 septembre 1971.
- CEA 73 Commissariat à l'énergie atomique, rapport annuel, *Activités scientifiques et techniques*, 1973.
- CEA 79 Commissariat à l'énergie atomique, *Demande de déclaration d'utilité publique pour l'extension des installations de retraitement de La Hague* : présentation du projet.
- CFD 75 Confédération française démocratique du travail (CFDT), brochure éditée par Montholon-Services, 26, rue de Montholon, 75439 - Paris Cedex 09, mai 1975, *Nucléaire, Énergie : nos conditions*.

- CFD 76 CFDT SNPEA, *L'usine de La Hague*, juillet 1976.
- CFD 79 1 Confédération française démocratique du travail, *Les Recommandations de la CIPR et les travailleurs*, AIEA, Vienne, 5-9 mars 1979.
- CFD 79-2 CFDT, *Energie nucléaire : choisir notre avenir*, coll. « CFDT Information », Montholon Services, 26, rue de Montholon, 75439 Paris Cedex 09, mars 1979.
- CHE 61 Y. Chelet, *L'Énergie nucléaire*, Éd. du Seuil, coll. « Le Rayon de la Science », n° 10, 1961.
- CHS 65 « Procès-verbal du Comité hygiène et sécurité du centre de La Hague » (Commissariat à l'énergie atomique), novembre 1965.
- CIP 59 *Recommandations de la Commission internationale de protection radiologique*, Rapport du Comité II sur la dose admissible en cas d'irradiation interne, Gauthier-Villars, 1959.
- CIP 63 *Recommandations de la Commission internationale de protection radiologique*, Gauthier-Villars, 1963 et 1966.
- COU 69 R. Coulon, C. Madelmont, *Étude comparée chez l'homme du rapport $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ dans l'alimentation et le tissu osseux*, Rapport CEA-R-3848, 1969.
- COU 75 Jacques Couture, « Y a-t-il une crise mondiale dans le retraitement des combustibles ? », *Revue générale nucléaire*, tome 1, n° 1, fév.-mars 1975.
- DEL 72 M. Delpla et S. Vignes (Comité de radioprotection EdF), *L'Homme-Rem*, Sixième Congrès international de la Société française de radioprotection, p. 19, Bordeaux, mars 1972.
- DEI 78 M. Delpla, J.-M. Fourgous, *Accidents et Incidents nucléaires*, EdF, direction de l'Équipement, janv. 1978.
- DEV 61 Dr R. Devoret, *Dangers des radiations atomiques*, Éd. de Visscher, 1961.
- DGI 75 Délégation générale à l'Information, *L'Énergie nucléaire ; données techniques, économiques, écologiques*, avril 1975.
- DIC 77 *Dictionnaire des groupes industriels et financiers en France*, Paris, Éditions du Seuil, 1977.
- DOF 74 *La Documentation française*, collection « Environnement », « Rapport sur les relations entre le secteur de l'énergie et l'environnement dans une perspective à long terme », 1974.
- DOU 66 A. Doury, P. Bourgeon, *Les Retombées radioactives en France après la seconde explosion nucléaire chi-*

- noisc. Processus de transferts atmosphériques, Rapport CEA-R-3020, 1966.*
- EAU 74 Revue *l'Eau pure*, n°31 sur « Relève nucléaire et pollution », juin-juillet-août 1974.
- EDF 76 Electricité de France, *Effluents et déchets radioactifs des installations nucléaires*, Commission scientifique et technique de l'EdF, mars 1976.
- EPA 74 US Environmental Protection Agency, *Environmental Radiation Dose Commitment : an Application to the Nuclear Power Industry*, Rapport EPA-520/4-002, février 1974.
- EUR 66 EURATOM, *Normes de Radioprotection : normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers résultant des radiations ionisantes*, texte coordonné, directives du Conseil du 2-2-1959, 5-3-1962, 27-10-1966.
- FER 72 J. Feron, M. Delpla, *Radioprotection et Sécurité conventionnelle dans les centrales d'Électricité de France*, Sixième Congrès international de la Société française de radioprotection, p. 719, Bordeaux, mars 1972.
- FIN 77 Dominique Finon, « Evolution comparée de la compétitivité de production d'électricité d'origine nucléaire aux Etats-Unis et en France », *Revue d'économie industrielle*, 2 et 3, 1977-78.
- FIT 78 L. Fitoussi, « Monitoring of gaseous and liquid effluents at french nuclear power plants », AIEA, Safety Series n° 46 (1978).
- FRO 75 D. Frost et H. Jammet, *Manuel de radioprotection dans les hôpitaux et en pratique générale*, vol. 2 : *Sources non scellées*, publié par l'Organisation mondiale de la santé, Genève, 1975.
- FRU 66 Y. Fruchard et J.M. Lavie, *Prévention des causes et des conséquences d'un accident de criticité. Solutions adoptées en France*, Rapport CEA-R-3059, 1966.
- GAZ 79 *La Gazette nucléaire* n° 24, « Le retraitement », mars 1979.
- GOF 72 Gofman et Tamplin, *Epidemiologic Studies of Carcinogenesis by Ionizing Radiations*, Proceedings of the Berkeley Symposium on Mathematical Statistics and Probability, University of California Press, Berkeley, 1972.
- GRE 71 F. Gremy et S. Perrin, *Éléments de biophysique*, tome II, Éditions Flammarion Médecine-Sciences, 1971.

- GUE1. 73 Jules Gueron, *L'Énergie nucléaire*, coll. « Que sais-je ? », Presses Universitaires de France, 1973.
- GUE2. 73 Guedeney et Mandel, *L'Angoisse atomique et les Centrales nucléaires*, Payot, 1973.
- HOW 77 H. Howells, F. A. Ward, D. J. Coulston, J. A. Woodhouse, « In vivo measurement and dosimetry of Ruthenium 106 oxyde in the lung », *Handling of radiation accidents*, 1977, AIEA, Vienne, mars 1977.
- HUG 72 Centre René Huguenin (92 Saint-Cloud), *L'Évolution de la radioprotection en milieu hospitalier. Étude sur douze ans d'activité dans un service de radiologie dans un centre anticancéreux*, Sixième Congrès international de la Société française de radioprotection (p. 639-651), Bordeaux, mars 1972.
- ICR 71 *ICRU Report 19*, Commission internationale sur les Radiation Units and Measurements, Washington 1971.
- ICR 73 ICRP, publication 21, *Data for protection against ionizing radiation for external sources*, supplément à ICRP publication, 15, Oxford, Pergamon press Ltd, 1973.
- INR 70 Institut national de recherche et de sécurité (9 avenue Montaigne, Paris-8^e), *Les Radioéléments et l'Incendie*, 1970.
- INF 77 *L'Industrie nucléaire française*, Commissariat à l'énergie atomique, département des programmes, 1977.
- JAC 64 Enrico Jacchia, *Atome et Sécurité*, Librairie Dalloz, 1964.
- JAM 73 H. Jammet, D. Mechali, B. Lacourly, *Analyse des coûts et des avantages, et rapport entre le coût et l'efficacité des systèmes de contrôle*, Groupe d'étude de l'AIEA sur l'acceptation par l'environnement des matières radioactives, Rapport CEA-CONF 2347, Vienne, 4 mai 1973.
- JAM 77 H. Jammet, E. Strambi, R. Gongora, J.-C. Nenot, *Intérêt de l'association des méthodes physiques et biologiques pour l'évaluation de la dose et sa répartition dans les cas d'irradiation globale aiguë accidentelle*, 4^e Congrès international de l'IRPA, 24-30 avril 1977.
- JAM 79 H.-P. Jammet, « Problèmes posés par les irradiations accidentelles prolongées », *Bulletin Académie nationale de médecine*, 1979, 163, n° 2, p. 1441-60.
- JEA 73 L. Jeanmaire, F. Patti, R. Gros, *Teneur en strontium 90 d'os humains prélevés en 1972 (évolution depuis 1963)*, Rapport CEA-R-4535, 1973.

- KEA 71 A.T. Keane, *Skeletal location of primary bone tumors in the radium cases*, Rapport ANL 7860, 2^e partie, p. 59-66, Argonne National Laboratory, 1971.
- KEA 75 B. E. Keane et K. B. Tikhonov, *Manuel de radioprotection dans les hôpitaux et en pratique générale*, vol. 3 : *Radiodiagnostic*, publié par l'Organisation mondiale de la santé, Genève, 1975.
- KEN 74 Henry W. Kendall, Sidney Moglewer, *Preliminary Review of the AEC reactor safety study, Joint review committee, Sierra Club-Union of Concerned scientists*, San Francisco-Cambridge, novembre 1974.
- LAC 60 Lacassagne et al., *Lésions provoquées par les radiations ionisantes*, Masson, 1960.
- LAF 67 J. Lafuma, *Traitement des radio-contaminations internes*, dans Rapport EURATOM-EUR 3666 dfin/e, décembre 1967.
- LAF 74 P. Lafuma, « Les radioéléments inhalés », *Revue Radioprotection*, Société française de radioprotection n° 1, 1974.
- LAL 68 Pierre Lalu et Pierre Trapet, *Travail des matériaux radioactifs en boîte à gants à l'échelle industrielle*, Communication aux dixièmes journées nationales de Médecine du travail, Rapport CEA-CONF 001255, 11-15 septembre 1968, Grenoble.
- LEG 79 R. J. P. Le Gô, M. T. Doloy, Malarbet, M. Veyrat *Clinical and biological observations on seven accidentally irradiated algerian persons*, Radiation Research Congress, Tokyo, 1979 (à paraître).
- LEP 79 Lépine, « L'économie du cycle du combustible à eau ordinaire », *Rev. Gen. Nucl.*, 1979, n° 2, p. 168-175.
- LER 79 Jean-Claude Le Ralle, *Les Centrales nucléaires dans le monde*, Commissariat à l'énergie atomique, département des programmes (rapport DPg I 5551 à 55), avril 1979.
- LEY 73 G. Leynaud, *Effets du réchauffement artificiel des eaux sur la vie aquatique*, Colloque international : l'Énergie nucléaire et l'Environnement, Liège, 22-25 janvier 1973.
- LUN 71 F.E. Lundin, J.K. Wagoner et V.E. Archer, *Radon daughter exposure and respiratory cancer : quantitative and temporal aspects*, Niosch and Niesch joint, monograph n° 1, National Technical Information Service, Springfield, Virginia, USA, 1971.
- MAT 59 G. Mathe, H. Jammet, B. Pendic, L. Schwarzenberg, J.-F. Duplan, B. Maupin, Latarjet, M.-J. Larrieu,

- D. Kalie et Z. Djukic, « Transfusion et greffe de moelle osseuse homologue chez les humains irradiés à haute dose accidentellement », *Revue française études cliniques et biologiques*, 1959-b, 4, p. 226.
- MAT 67 G. Mathé, L. Schhwarzenberg, J.L. Amiel, Institut de cancérologie de Villejuif, *Traitement des sujets irradiés accidentellement*, dans Rapport EURATOM-EUR dfin/e, décembre 1967.
- MAY 73 Charles W. Mays, *Cancer Induction in Man from Internal Radioactivity*, Health Physics-Pergamon Press, vol. 25 (déc.), p. 585-592, décembre 1973.
- MIR 74 Ministère de l'Industrie et de la Recherche, *Document diffusé aux élus sur la localisation des centrales nucléaires*, novembre 1974.
- MUR 74 Thomas D. Murphy, *Radiological Assessment Branch Directorate of Licencing USAEC, A Compilation of Occupational Radiation Exposure from Light Water Cooled Nuclear Power Plants (1969-1973)*, Rapport WASH 1311, mai 1974.
- NUC 75 *Nucleonics Week*, vol. 16, n° 13, 27 mars 1975.
- NUN 75 *Nuclear News*, février 1975.
- OCD 77-1 *Uranium : ressources, production et demande*, Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire et agence internationale de l'énergie atomique, décembre 1977.
- OCD 77-2 *Retraitement du combustible nucléaire dans les pays de l'OCDE*, rapport d'un groupe d'experts de l'agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire, janvier 1977.
- OCD 78 *Besoins liés au cycle du combustible nucléaire*, rapport d'un groupe d'experts de l'agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire, février 1978.
- PAN 66 Raymond Pannetier, *Vade-mecum du technicien, contrôle des rayonnements ionisants et mise en cause des techniques de protection*, 2 tomes, Publication du CEA, 1966.
- PEI 71 D.H. Peirson, « Worlwide Deposition of long-lived fission products from nuclear explosions », *Nature*, vol. 234, november 12, 1971.
- PEO 78 Rapports de la commission consultative pour la production d'électricité d'origine nucléaire 1976-1977 et 1978, *Les dossiers de l'énergie I*, t. III et IV, La documentation française.
- POH 79 R. O. Pohl, « Radiation exposure in LWR'S higher than predicted », *Nucl. Eng. Intern.*, février 1979.
- PRA 74 K.N. Prasad, *Human Radiation Biology*, Édit. Harper et Row 1974.

- PRO 74 Revue *Projet*, « Les centrales nucléaires sont-elles dangereuses ? », n° 88, septembre-octobre 1974.
- PUH 67 *Plutonium handbook, Guide to the technology*, Éditeur O.J. Wick, 1967.
- RAM 74 François Ramade, *Éléments d'écologie appliquée*, Édi-science, 1974.
- RAS 74 USAEC (rapport Rasmussen), *Une évaluation des risques d'accidents dans les centrales électriques nucléaires commerciales aux États-Unis*, Rapport WASH 1400, 1974.
- REC 67 P. Recht, Direction de la Protection sanitaire - EURATOM, *Considérations générales sur les irradiations accidentelles*, Rapport EURATOM-EUR 3666 dfin/e, décembre 1967.
- RGN 77 *Revue générale nucléaire*, « La médecine nucléaire », RGN n° 5, octobre-novembre 1977.
- ROD 70 J. Rodier, J. Chassany, R. Estournel, H. Peyresblanques, (CEA, centre de Marcoule), *Douze ans de radioprotection dans un centre de production du plutonium*, Archives des maladies professionnelles de Médecine du Travail et de Sécurité sociale, tome 31, n° 1-2, janvier-février 1970.
- ROD 74 J. Rodier et J.-P. Chassany, *Manuel de radioprotection pratique*, Maloine, 1974.
- ROU 60 H. Roux, *Notions de radiobiologie*, Masson, 1960.
- RUG 73 R. Rugh et W.M. Leach, *X. ray effects on the embryo and fetus. A review of experimental findings*, Troisième Congrès international de radioprotection, IRPA, Washington, D.C., septembre 1973.
- SAU 65 Jean Sauteron, *Les Combustibles nucléaires*, Herman, 1965.
- SCH 73 L. Schwarzenberg et G. Mathe, *Le traitement de l'irradiation totale aiguë accidentelle*, VIII^e Congrès national de l'ATSR, « Contrôle des rayonnements ionisants », Châtenay-Malabry, 1973.
- TAN 79 Pierre Tanguy, *Généralités sur la sûreté nucléaire*, analyse de sûreté, méthodologie, les Techniques de l'ingénieur, 1979.
- TAY 78 F. E. Taylor et G. A. M. Webb, « Radiation exposure of the UK population », *NRPB R. 77*, Harwell, novembre 1978.
- UNS 72 *United Nations Scientific Committee on the effects of atomic radiation, Report to the general assembly ionizing radiation level*, vol. 1, *Effects* vol. 2, New York, Unit. Nat. publ., 1972.

- UNS 77 United Nations Scientific Committee on the effects of atomic radiation, *Sources and Effects of ionizing radiation*, rapport à l'assemblée générale, annexes, New York, United Nations, 1977.
- TUB 63 Tubiana M., Dutreix J. et A., Jockey P., *Bases physiques de la radiothérapie et de la radiobiologie*, Masson, 1963.
- WAS 72 Directorate and Regulatory Standards, USAEC, *Environmental Survey of Transportation of Radioactive Materiel to and from Nuclear Power Plants*, Rapport WASH 1238, décembre 1972.
- WAS 73 USAEC, *Sûreté des réacteurs nucléaires de puissance à eau ordinaire et des installations connexes*, en anglais, Rapport WASH 1250, juillet 1973.
- WAS 74 Directorate of Licensing, USAEC, *Environmental Survey of the Uranium Fuel Cycle*, Rapport WASH 1248, avril 1974.

A titre de référence générale, indiquons :

1. Les communications à la Quatrième Conférence de Genève sur les applications pacifiques de l'énergie atomique (6-16 septembre 1971) et en particulier le volume 3 sur la sûreté des installations nucléaires (et les aspects réglementaires) et le volume 11 sur les effets des rayonnements, les problèmes liés aux combustibles irradiés, l'environnement et l'attitude du public.

2. Les brochures de la collection « Sécurité » (Safety Series) de l'Agence internationale pour l'énergie atomique, à Vienne. Ces brochures, qui sont au nombre de 40 environ, ont été publiées à partir de 1962.

3. Les communications de la Première Conférence de la Société européenne d'énergie nucléaire, Paris, 21-25 avril 1975 : « La Maturité de l'énergie nucléaire ».

4. Dictionnaire des Sciences et Techniques nucléaires, Presses Universitaires de France, 1966.

5. OCDE *Uranium, ressources, production et demande*, rapport établi conjointement par l'OCDE et l'AIEA, août 1973. *Caractéristiques des réacteurs de puissance*, 23 septembre 1966.

6. CEA, diverses publications et brochures, en particulier : *L'Industrie minière de l'uranium*.

7. Cours et conférences de l'Institut national des sciences et techniques nucléaires (INSTN).

8. « Les dossiers de l'énergie », série publiée par le ministère de l'Industrie, Documentation française.

9. *La Gazette nucléaire*, GSIEN (Groupement des scientifiques pour l'information sur l'énergie nucléaire), 2, rue François-Villon, 91400 Orsay.

10. Les rapports d'activité du CEA et d'EdF.

Illustrations

Pierre Jahan/CEA : 36b, 36c, 294a, 344a, 404b, 468a, 468b.
CEA : 294c, 310b, 310c, 344b, 344c, 468c. EdF : 310a. Marc Morceau/EdF : 18, 20, 36a, 376a, 520. Michel Brigaud/EdF : 10, 100, 404a, 404c. Christian Raush/Fotolib : 376c.

Table

<i>Préface</i>	7
<i>Introduction</i>	11

I. Le dossier technique : centrales et combustibles nucléaires

1. <i>La fission nucléaire et son application à la production d'énergie</i>	21
1. La structure de la matière	21
2. Noyaux et réactions nucléaires ; la radioactivité	27
3. La fission du noyau et l'énergie nucléaire	31
4. Réaction en chaîne et masse critique	33
5. Neutrons rapides et neutrons lents ; matières fissiles et matières fertiles	35
2. <i>Les centrales nucléaires</i>	37
1. Le principe d'une centrale nucléaire	37
2. Les grandes filières de réacteurs	47
3. Eléments techniques de comparaison des filières	69
3. <i>Le combustible nucléaire</i>	71
1. Production de l'uranium	72
2. Enrichissement de l'uranium	76
3. Fabrication des éléments combustibles	85
4. Evolution de l'uranium dans le réacteur	87
5. Traitement des combustibles irradiés	89
6. Le plutonium	95
7. Le thorium	96
8. Les cycles de combustibles	97

II. Risques nucléaires et impact sur l'environnement

1. <i>Les rayonnements ionisants et leurs effets</i>	101
1. Les rayonnements et leur action sur la matière	101
2. Grandeurs et unités dosimétriques	109
3. Les sources de rayonnements et les irradiations	114
4. Effets biologiques des rayonnements	121
5. Action des radionucléides à travers le milieu naturel	137
6. Le concept de la dose admissible et le rôle de la CIPR	146
2. <i>Risques liés à la radioactivité dans le cycle du combustible nucléaire</i>	155
1. Le cycle du combustible et la production de matières radioactives	155
2. Les effluents radioactifs des centrales nucléaires	161
3. Manutention et transport des matières radioactives	171
4. Usines de traitement des combustibles irradiés	181
5. Le plutonium	197
6. Traitement et stockage des déchets radioactifs	206
7. Evaluation des risques liés aux rejets	223
3. <i>Risques d'accidents et sûreté des installations nucléaires</i>	231
1. Importance du danger potentiel d'une centrale nucléaire	233
2. Sûreté nucléaire et probabilités	234
3. Fiabilité et sûreté	238
4. Le principe des barrières multiples	239
5. Sûreté des réacteurs à uranium naturel, graphite-gaz	241
6. Sûreté des réacteurs à uranium enrichi et eau ordinaire	247
7. Sûreté des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium	264
8. Les accidents possibles à l'usine de retraitement	274
9. Les réacteurs nucléaires et la bombe atomique	275

4. <i>Effets sur l'environnement non liés à la radioactivité</i>	279
1. Le réchauffement des eaux	279
2. Les réfrigérants atmosphériques	287
3. Evacuation et transport de l'énergie électrique	289
4. Emission de bruit	290

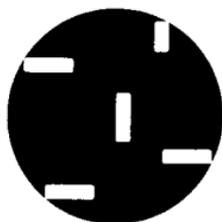
III. Conditions de travail et risques pour les travailleurs. Législations et réglementations nucléaires

1. <i>Le travail sous rayonnements : spécificité et risques</i>	296
2. <i>Les risques du travail dans les industries du combustible nucléaire</i>	311
1. L'uranium, de la mine à la fabrication des combustibles	311
2. L'usine de retraitement des combustibles irradiés	331
3. Les travaux en labos chauds	337
3. <i>L'exploitation des réacteurs et des centrales nucléaires</i>	345
1. Localisation des risques pour le personnel	345
2. L'évolution de l'irradiation du personnel	347
3. Evaluation des risques et radioprotection	355
4. <i>L'utilisation industrielle ou médicale des sources radioactives</i>	359
5. <i>Les moyens de défense</i>	363
1. La médecine du travail	363
2. Les services de radioprotection	367
3. Le rôle primordial des comités d'hygiène et sécurité	373
4. Les revendications essentielles	374
6. <i>Législations et réglementations nucléaires</i>	377
1. La législation nucléaire en France	377
2. La législation nucléaire dans les pays étrangers	390
3. Discussion	397

IV. Données économiques et industrielles

1. <i>Eléments d'économie de l'énergie nucléaire</i>	405
1. Généralités	405
2. Coûts d'investissement	408
3. Coûts d'exploitation des centrales	411
4. Coût du cycle du combustible	413
5. Coût de l'énergie produite	418
6. Financement du programme	420
2. <i>Tentative d'évaluation du bilan énergétique du programme électronucléaire français</i>	423
1. Etablissement des coûts énergétiques généraux	426
2. Coûts énergétiques dans le nucléaire	429
3. Production d'une tranche nucléaire	432
4. Bilan énergétique du programme électronucléaire français	435
3. <i>La structure industrielle de l'électronucléaire en France</i>	445
1. Les industries du combustible nucléaire	446
2. La construction des réacteurs et centrales nucléaires	451
3. Les surrégénérateurs	457
4. Electricité de France	458
5. Le Commissariat à l'énergie atomique et ses filiales	459
4. <i>Les centrales nucléaires en France et dans le monde</i>	469
1. Le programme électronucléaire français	469
2. Les centrales nucléaires dans la Communauté Economique Européenne	477
3. Les centrales nucléaires dans le monde	480
5. <i>Situation et perspectives nationales et mondiales des industries du combustible nucléaire</i>	491
1. L'uranium : ressources et production	491
2. Approvisionnement et besoins en uranium	494
3. Enrichissement de l'uranium	497

4. Retraitement des combustibles irradiés	499
5. Les stratégies nucléaires à long terme	506
<i>Conclusion</i>	509
<i>Bibliographie</i>	521
<i>Illustrations</i>	532



Le dossier électronucléaire

Pour ou contre l'électronucléaire ? Question majeure qui engage le type même de société où nous voulons vivre. De ce débat brûlant, le travail du syndicat CFDT de l'Énergie atomique rassemble enfin tous les éléments.

La présente édition, complètement remaniée, tient compte des derniers développements quant aux problèmes de sécurité (accidents de Harrisburg et autres) et de rentabilité.

« Cet épais dossier est certainement le plus complet, le plus agréable à lire et même le moins partial de tous ceux qu'a fait naître l'extension récente des centrales nucléaires. » *France-Soir*

« C'est la première fois qu'un seul ouvrage français tente de couvrir l'ensemble des questions nucléaires et il est peu de critiques qu'on puisse lui adresser. »

Dominique Verguèse, *Le Monde*

« Ce livre constitue un événement, car son auteur est un syndicat, et il inaugure une nouvelle méthode dans la collecte et la diffusion des informations. »

J.C. Soum, *Sciences et Avenir*

Actualité
Astronomie et
astrophysique
Biologie
Chimie
Enseignement
des Sciences
Epistémologie
Histoire
des Sciences
Logique
Mathématiques
Physique
Politique
et sociologie
des Sciences
Sciences
de la Terre
Sciences
humaines
Technologie