

Rapport préliminaire sur des thèmes de recherche à propos
de l'Energie Nucléaire,
adopté par la Commission de Physique Nucléaire et Corpusculaire (06)
du CNRS, à sa session de printemps 1975.

I - INTRODUCTION

Le présent rapport présente quelques-uns des domaines de l'industrie électro-nucléaire, domaines caractérisés par le nombre important de problèmes qui restent à résoudre, et notamment du point de vue de la recherche fondamentale, que ce soit dans la spécialité de Physique Nucléaire et Corpusculaire, ou dans d'autres domaines de recherche du CNRS. Les questions évoquées se rapportent à la pollution thermique et radioactive en régime de fonctionnement normal, puis à la sûreté de fonctionnement des installations, et enfin au problème du traitement des combustibles irradiés et du stockage des déchets. Au cours du texte, nous avons souligné les problèmes qui paraissaient nécessiter des recherches au point de vue fondamental, et donc relever de la compétence du CNRS.

2 - "POLLUTION THERMIQUE " ET RECUPERATION DE LA CHALEUR PERDUE

Le rendement thermodynamique des centrales nucléaires à uranium enrichi et eau pressurisée, dont la température (circuit de refroidissement primaire) est d'environ 300° C, est de l'ordre de 30 %. Une centrale dont la puissance électrique est de 1 G We, restitue à la source froide (mer, rivière ou atmosphère) plus de 500 M calories par seconde.

A première vue, ceci constitue tout à la fois un énorme gaspillage d'énergie, et ce qu'on appelle souvent une "pollution thermique", c'est-à-dire une modification des données de l'éco-système dans lequel nous vivons actuellement.

Avant de poser des questions relatives à ce second problème, on peut examiner si les désagréments que la "pollution thermique" entraînerait éventuellement pour l'homme ne pourraient pas être réduits par une récupération partielle de la chaleur cédée à la source froide, opération a priori hautement souhaitable.

En fait, posée sous cette forme stricte, il n'y a pas de réponse à cette dernière question. La température de l'eau à la sortie du condenseur (échauffement d'environ 10° pour un débit de $50 \text{ m}^3/\text{s}$, cas de la centrale PWR de 1 GWe) oscille entre quelque 10° en hiver et 30° en été. Cette température n'est pas suffisante, même pour l'application immédiate que constitue le chauffage de serres (qui demandent un minimum de 30° en toute saison).

C'est pourquoi, au lieu de se polariser sur la question de la "pollution", il est préférable d'étudier d'abord et de manière générale dans quelle mesure il serait opportun (et économique) d'utiliser la chaleur cédée par la fission de l'uranium à la chaudière nucléaire non seulement pour produire de l'électricité mais également de la chaleur.

Or il est évident que cette chaleur est d'autant plus "utile" qu'elle est fournie à température plus élevée. En particulier les industries chimiques demandent qu'on leur fournisse de la chaleur à plus de 700°C : cela est impossible avec les PWR, mais sera peut-être possible à l'avenir avec les surrégénérateurs. D'autres industries se contentent de températures de l'ordre de 250° à 300° , mais pas moins : pour les satisfaire il faut soutirer de la vapeur à la sortie de la chaudière nucléaire^(*), mais alors on gagne peu, puisqu'on utilise de la chaleur noble, et non pas la chaleur à basse température ordinairement gaspillée. L'utilisation de chaleur en provenance des réacteurs nucléaires qui semble la plus indiquée correspond à de la chaleur produite à température suffisamment élevée pour que l'usage soit utile et suffisamment basse pour qu'il soit rentable, c'est-à-dire qu'il réduise substantiellement le gaspillage.

Cet usage existe : c'est le chauffage urbain, à partir d'eau pressurisée (par ex. 8 bars, 170°C). Mais il est bien évidemment,

1°) très limité : seul est à considérer le chauffage des grandes villes nouvelles; et, si l'on songe qu'actuellement le chauffage urbain représente moins de 6% de l'énergie consommée pour le chauffage, c'est-à-dire moins de 2 % de la consommation globale d'énergie, il est impensable que cette utilisation de l'énergie nucléaire dépasse quelques pour cent de la consommation globale^(**),

(*) Cette expression est une expression rapide qui masque la complexité de l'opération : en réalité il y a toujours découplage du circuit de vapeur secondaire et du circuit de vapeur utilisée industriellement, pour des raisons évidentes d'économie (non traitement de la vapeur industrielle) et de sécurité (séparation des circuits).

(**) L'URSS, qui parmi les nations est probablement celle qui a le plus développé ce mode d'utilisation de l'énergie nucléaire, ne pense pas que l'énergie utilisée pour le chauffage dépasse 10 % de la consommation globale d'énergie du pays (elle en est actuellement à 9 %).

2°) rentable seulement si certaines centrales sont à proximité de villes nouvelles, ce qui ne paraît pas devoir être le cas.

Reste le mode d'utilisation suivant : On récupère effectivement la chaleur ordinairement gaspillée à la sortie du condenseur, mais, comme elle n'est pas utilisable sous cette forme, on la porte à température plus élevée (si l'on peut employer cette expression, s'agissant de chaleur) 60° , voire 90°C, en dépensant un peu d'énergie : le bilan de l'opération est nettement positif. Le procédé ~~est~~ employé est la pompe à chaleur, (interposition d'un circuit évaporateur-condenseur de fréon fonctionnant comme ceux des réfrigérateurs).

On peut utiliser de telles pompes à chaleur pour du chauffage urbain à eau chaude ou du chauffage de serres. Le rendement est évidemment d'autant meilleur que l'élévation de température est plus faible : passer de 30° à 60° C paraît économique, mais exige des radiateurs d'appartement adéquats.

Il serait sans doute plus pratique de mettre au point l'utilisation des calories perdues si l'on pouvait envisager le stockage d'eau chaude (100°C) à peu de frais (injection dans le sol par ex.) de façon à découpler dans le temps les besoins d'électricité et d'eau chaude.

Mais la conclusion est la même que la précédente : ce type d'utilisation demeurera toujours limité, et par conséquent ne pourra jamais réduire fortement les éventuelles conséquences de la pollution thermique.

Il y a donc lieu d'examiner celles-ci de manière précise. Le cas où l'eau de refroidissement du condenseur est pompée et rejetée à la mer, pose des problèmes moins considérables que celui du rejet en rivière mais nécessite des études approfondies de types hydrologique et écologique.

Le cas où l'eau de refroidissement du condenseur est prélevée et rejetée dans une rivière est beaucoup plus délicat, tellement délicat que, dès que le débit prélevé devient important, ce mode de refroidissement est abandonné (parmi les quatre FWR en construction à Bugey, seules les deux premières prélèveront leur eau de refroidissement dans le Rhône, les deux dernières seront refroidies par réfrigérants atmosphériques). Le point délicat est la teneur de l'eau de la rivière en oxygène dissous, nécessaire à la vie des poissons : l'élévation de température provoque une accélération du processus de dégradation des matières organiques par oxydation directe ou par les microorganismes aérobies, donc une baisse locale de la teneur en oxygène. Si la quantité de matières organiques présente est importante (aval de grandes villes), la teneur en oxygène peut, à l'aval immédiat de la centrale, tomber au-dessous du minimum indispensable pour la vie des poissons. Et il ne semble pas que les processus d'amélioration du pouvoir autoépurateur de la rivière tels que petites chutes à écoulement turbulent

soient susceptibles de remonter la teneur au-dessus du seuil. Il faudra donc surveiller étroitement la teneur en oxygène des rivières à l'aval des futures centrales, et passer aux réfrigérants atmosphériques, si l'on craint que cette teneur ne soit pas suffisante.

Enfin, puisque les réfrigérants atmosphériques constituent la solution ultime il faut que soient examinés de très près les effets qu'ils peuvent provoquer dans l'environnement de la centrale (brouillard, verglas). A ce sujet, il n'est pas certain que les modèles hydrodynamiques actuellement utilisés pour simuler ces effets en laboratoire permettent de dominer tous les facteurs du problème : des études (délicates) de météorologie locale devraient les compléter et se poursuivre après la mise en service des centrales. De plus, il faudrait que d'ores et déjà on étudie comment il pourrait être remédié aux phénomènes météorologiques, dans le cas où, malgré les prévisions, de tels phénomènes se produiraient.

Les études sur les réfrigérants devraient être poursuivies, tant sur le plan de la minimisation des nuisances, que sur celui de l'impact météorologique.

3 - LE PROBLEME DES EFFLUENTS GAZEUX ET LIQUIDES (*)

Les effluents gazeux des centrales nucléaires sont composés :

- de gaz rares radioactifs dont certains à période longue : Xe^{133} (5,3 j) et surtout Kr^{85} (10,8 a) ;
- d'iode radioactif, dont I^{131} de période 8j ;
- de vapeur d'eau tritiée (période 12,3 a) ;
- d'aérosols radioactifs.

Ces effluents proviennent de l'extraction des gaz non condensables du circuit primaire de réfrigération et de fuites lors des différentes opérations. Leur quantité dépend donc beaucoup du type de centrale et de l'emploi de systèmes de rétention qui éliminent les effluents à vie courte (moins de 1 j).

Un document Euratom fournit les relevés effectués en 1971 sur quelques centrales. Pour les gaz rares :

. Centrale BWR Grudemmingen (RFA)	30 Ci/MWe-an
. Centrale PWR Chooz (France)	17 Ci/MWe-an
. Centrale UNGG St-Laurent (France)	7 Ci/MWe-an.

Il faut noter que les centrales BWR sont par nature les plus polluantes en effluents gazeux : elles peuvent conduire à une radioactivité allant jusqu'à

(*) - T.H. Pigford - Ann. Rev. of Nucl. Sc. - 24, 515 (1974).
- Bulletin de l' I.A.E.A.

2000 Ci/MWe-an, des systèmes de rétention de l'ordre du jour permettant de réduire la radioactivité à environ 30 Ci/MWe-an (absorption, diffusion et désorption des gaz sur charbon).

Une centrale à eau de 1 GWe à bonne rétention produirait donc 2 à 3 10^4 Ci/an. On a calculé pour une installation type, qu'une production de $5 \cdot 10^4$ Ci/an de gaz provoque à la limite du site (1 km) une irradiation en continu de 5 mrem/an, soit 1/100 de la limite de 500 mrem admise pour les populations. Rappelons que l'irradiation naturelle présente de grandes fluctuations et qu'elle est en moyenne de 125 mrem/an.

La radioactivité en I^{131} doit être nettement plus faible que celle des gaz rares, le taux variant beaucoup, d'un facteur 1000, suivant que l'on tient compte ou non de la possibilité de contamination de la chaîne alimentaire (lait) : l'A.E.C. recommande comme objectif actuel une irradiation inférieure à 15 mrem/an, au niveau de la thyroïde d'un enfant, soit une production de 0,05 Ci/an pour une centrale. On peut comparer au relevé 1971 pour la centrale BWR de Grudremmingen (0,3 Ci/an pour 237 MWe) et noter par contre, que certains réacteurs atteignent 10^{-5} Ci/an. De toutes façons, la période de 8 j de I^{131} et ses propriétés physico-chimiques permettent d'envisager des systèmes de rétention suffisamment efficaces.

L'effluent liquide le plus préoccupant pour les centrales à eau est l'eau tritiée HTO qui suit l'eau ordinaire dans tout le cycle. La radioactivité qui en résulte serait de l'ordre de 90 Ci/an pour une centrale BWR 1 GW et 450 pour une centrale FWR (par suite de la présence de bore dans le circuit de refroidissement). Les centrales d'autres types sont nettement moins polluantes. On ne dispose pas actuellement de moyen économique pour éviter le rejet de l'eau tritiée. Le choix du site est donc essentiel pour obtenir la concentration recommandée par l'A.E.C. ($5 \cdot 10^{-6}$ Ci/ml = $5 \cdot 10^{-3}$ Ci/m³ avant dilution dans les fleuves ou les mers).

Par contre, les moyens techniques existent pour réduire la concentration des autres corps radioactifs au niveau recommandé ($2 \cdot 10^{-8}$ Ci/ml).

Il paraît prudent dans l'état actuel, de se fixer l'objectif d'atteindre une irradiation finale par les effluents liquides ou gazeux des centrales qui soit une petite fraction de l'irradiation naturelle; toute une série de mesures sont nécessaires pour atteindre cet objectif :

- au niveau de la technologie des centrales et des système de rétention, surtout pour le type BWR ;
- au niveau des réalisations sur le site (hauteur des cheminées, débit d'eau....) ;
- au niveau du choix du site en fonction de l'environnement proche et lointain (régime des vents, circulation des eaux, etc...) ;

- au niveau des mesures de contrôle qui doivent être effectuées avec une grande rigueur et dont les résultats doivent être publiés;
- au niveau des études sur les phénomènes de dispersion et concentration (cf I^{131}) qui doivent préciser les doses effectives.

La construction de plusieurs tranches sur un même site pouvant atteindre 10 GWe ou plus, poserait des problèmes évidemment plus importants et nécessiterait pour le moins des mesures supplémentaires de sécurité.

Un autre problème à examiner en amont est celui des effluents provenant du traitement de l'uranium naturel, nécessaire au fonctionnement de la centrale (171 T/an pour un réacteur à eau de 1 GW) par suite de la présence dans le minerai des produits radioactifs de décroissance de U^{238} . Ceci conduit à des effluents gazeux (57 Ci/an de Rn^{222} de 3, 6 j) et solides, surtout Ra^{226} (1.622 an) représentant également 57 Ci/an. La contamination possible des eaux près du site de production par des composés de radium doit donc retenir l'attention.

4 - LA SURETE DES REACTEURS

Le problème de la sûreté des réacteurs est un sujet extrêmement difficile à aborder, car la plupart des questions techniques qui s'y rapportent sont couvertes en partie par le secret industriel, et aucun effort n'a été fait jusqu'à présent dans la présentation des rapports de sûreté pour reporter l'information concernée en annexe confidentielle, le corps du texte pouvant être rendu public. Le même problème se pose à un moindre degré en ce qui concerne les données médicales sur l'irradiation et la contamination des travailleurs et des populations entourant les installations nucléaires, et on ne peut souhaiter une meilleure information de la part des services concernés, car on ne voit pas en quoi le secret médical devrait s'appliquer à des données d'ordre statistique, non nominatives.

On ne peut donc s'appuyer, en ce qui concerne les problèmes de sûreté, que sur des documents d'origine étrangère, qui ne peuvent s'appliquer tels quels aux installations françaises, en raison des différences de réglementation, d'organisation du contrôle, ou même de technologie de base en ce qui concerne les filières françaises.

Cependant, on peut, de l'examen des documents étrangers, faire une liste des problèmes graves en ce qui concerne la sûreté.

Du point de vue de la conception du matériel, il est certain que dans la plupart des cas, des marges de sécurité considérables ont été prises. Cependant,

certaines éléments critiques, tels que la cuve des réacteurs à eau ordinaire ou la dalle de fermeture de Super-Phénix n'ont même pas été dimensionnés par un calcul des efforts et par l'application de coefficients de sécurité, mais uniquement en fonction des possibilités de réalisation technique.

D'autre part, la méthodologie même de la conception est contestée : il est déjà difficile d'estimer les conséquences successives de la défaillance d'un seul élément d'un système complexe comme une centrale : de faibles erreurs au niveau de chaque relation de cause à effet ont un effet cumulatif, et les estimations de probabilité sont affectées d'incertitudes donnant des rapports pouvant atteindre plusieurs facteurs dix entre études différentes. Mais on constate en fait que beaucoup d'incidents sont dus à une panne simultanée de divers éléments, provoquée par une même cause indirecte et imprévisible : même les ordinateurs les plus puissants ne peuvent traiter toutes les multiples combinaisons de ce genre. L'incident typique à cet égard est celui survenu à la centrale de Browns Ferry (U.S.A.) en mars 1975, où un incendie de plus de 7 heures a fait rage dans la salle de connexion des câbles de contrôle et dans les galeries de câbles, détruisant ainsi de façon corrélée différents systèmes de sécurité prévus pour être complètement indépendants. Le tout à cause d'une bougie malencontreusement approchée d'une cloison ignifugée.

Ces difficultés de conception montrent tout le danger qu'il peut y avoir à s'appuyer trop exclusivement sur des calculs, forcément modélisés. Il semble en fait que l'on doive réaliser des programmes extensifs d'essais s'approchant le plus possible des conditions réelles d'exploitation, et encore, l'utilisation des résultats de ces essais doit être nuancée en raison même des possibilités de variations minimales de disposition, par exemple des câbles de contrôle, variations qui peuvent avoir une influence considérable sur les corrélations imprévues. Pour fixer les idées, on peut signaler, pour les filières américaines, le problème de la fiabilité des systèmes de refroidissement de secours du cœur (E C C S), dont certains essais n'apparaissent pas démontrer la qualité et qui n'a pas fonctionné dans certaines circonstances. Signalons aussi le problème de la rupture fragile de la cuve, compte-tenu notamment de la fragilisation mal connue des aciers soumis simultanément au rayonnement et à des variations d'efforts et de température. Pour la filière des surgénérateurs, un gros problème est le risque d'excursion nucléaire qui peut dégager en une milliseconde des énergies équivalentes à plusieurs dizaines de tonnes d'explosif classique, sans compter les risques de feux de sodium.

Si tous ces domaines techniques sont, bien que très complexes, abordables par des méthodes théoriques et expérimentales, et donc laissant entrevoir des solutions qui peuvent être dégagées dans un programme systématique de développement, il reste un domaine dans lequel les incertitudes ne peuvent que rester substantielles : c'est la relation entre la machine et les hommes qui la commandent.

L'expérience montre que les réactions des opérateurs ou autres travailleurs sont très largement imprévisibles, bien que codifiées autant que possible par des procédures impératives. Une grande part des incidents graves aux Etats-Unis ont été provoqués, soit aggravés, par des manoeuvres intempestives, souvent contraires aux procédures. Cependant, il faut aussi remarquer que l'intervention humaine est absolument nécessaire pour parer à des situations imprévues, et éviter le pire.

L'opérateur de réacteur nucléaire en exploitation est pris entre trois pressions inévitables : les contraintes d'exploitation, les procédures de sécurité et enfin le caractère toujours nouveau des interventions requises, puisque l'automatisme très poussé du système ne requiert une intervention que dans des cas imprévus, qui seront ultérieurement étudiés et incorporés au programme de contrôle. Ces conditions psychologiques ne peuvent être progressivement maîtrisées par la maturation lente d'un "corps" de conducteurs de centrales, analogue à celui des officiers de pont, ou des pilotes de ligne, doté d'une formation adéquate, d'un entraînement et d'un recyclage soutenu, de traditions, d'une éthique. Aller vite dans ce domaine impliquerait des risques considérables.

Finalement, et nous entrons ici dans le domaine de la pure conjecture, se posent les problèmes relatifs à l'environnement social de l'industrie nucléaire : trafic de matériaux fissiles, chantages divers, terrorisme, état de guerre, ou à l'inverse, mesures de protection d'ordre policier ou militaire et influence de ces mesures sur les libertés individuelles.

La sûreté de l'industrie nucléaire pose donc des problèmes d'ordres très divers : techniques, psychologiques et sociaux.

5 - PROBLEMES LIES AU TRAITEMENT DES DECHETS RADIOACTIFS

Les points qui nous paraissent soulever des problèmes concernant l'usine de retraitement de la Hague dans le cadre concret du programme électronucléaire français, concernent :

- a) le rejet de ^{85}Kr dans l'atmosphère et de ^3H dans l'eau ;
- b) le taux de séparation des actinides dans les déchets de haute activité ;
- c) les incertitudes concernant le stockage sur de longues périodes des déchets.

5.1 - Quelques données sur le programme de retraitement des combustibles irradiés.

a) Le démarrage de la nouvelle usine de la Hague, destiné à traiter les combustibles irradiés des réacteurs à eau légère est prévu pour fin 1975. La

La pleine capacité de traitement de 800 tonnes/an sera atteinte vers 1978. 60 tonnes sont actuellement en attente.

b) Les déchets annuels provenant d'un réacteur de 1000 MW(e) fonctionnant à 100 %. comportent :

b.1 - 100 à 300 m³ de déchets solides d'environ 1 Ci/m³ d'activité en moyenne ;

b.2 - 32 tonnes de combustibles irradiés qui ont séjourné 5 mois en piscine et qui conduisent après séparation mécanique, chimique et conditionnement à : - 15 m³ de produits de fission concentrés stockés dans des cuves inoxydables, destinés à être vitrifiés après 5 ans de stockage (1,5 à 2,5 m³ de verre) (activité 130 x 10⁶ Ci après les 5 ans de stockage) ;

- 9 tonnes de gaines ;

- des produits de fission gazeux : ⁸⁵Kr (10-8 ans) 383 000 Ci ,

¹²⁹I (1.7 x 10⁷ ans) 1 Ci

¹³¹I (8.05 j) 60.1 Ci (après 5 mois de séjour en piscine au réacteur) ;

- du Tritium (24100 Ci) qui sera rejeté sous forme liquide à près de 100 % .

c) Volumes des déchets stockés : on distingue 3 types de déchets :

c.1 - faible et moyenne activité (non émetteur β)

1975 : 5000 m³/an ; 1985 : 13000 m³/an ; 2000 : 40000 m³/an .

c.2 - faible et moyenne activité (émetteur α)

1975 : 400 m³/an ; 1985 : 1100 m³/an ; 2000 : 8000 m³/an.

c.3 - forte activité (produits de fission) sous forme de solution :

1975 : 200 m³/an ; 1985 : 550 m³/an ; 200 : 2000 m³/an.

5.2 - Rejet de ⁸⁵Kr :

L'usine commençant à fonctionner à 800 T/an en 1978 rejettera alors 9 x 10⁶ Ci/an de ⁸⁵Kr jusqu'en 1990, date à laquelle un système de rétention est prévu (dans le cas extrême où ces 800 tonnes seraient disponibles). En 1990 se sera accumulée une activité de 7.4 x 10⁷ Ci de ⁸⁵Kr. En supposant que ce ⁸⁵Kr soit réparti uniformément sur la Terre, on aurait en moyenne une concentration de l'ordre de 2.10⁻¹¹ Ci/m³ de ⁸⁵Kr. Des calculs du CEA prévoient pour l'an 2000 une concentration d'environ 1.9 x 10⁻⁹ Ci/m³. La CMA est de 3 x 10⁻⁷ Ci/m³.

On note qu'en 1990, le ⁸⁵Kr accumulé par la Hague représentera le millième environ de la CMA, si ce ⁸⁵Kr était réparti uniformément sur toute la Terre. En

revanche, si ce ^{85}Kr se répartissait uniquement à la surface de la France, qui représente le $\frac{1}{1000}$ de celle du globe, la CMA serait alors approchée. La vérité est entre ces deux chiffres, le ^{85}Kr restant essentiellement dans l'hémisphère nord entre les 30° et 50° parallèles, et étant dans les prochaines années produit par d'autres usines de retraitement dans le monde (voir paragraphe 7). Il faut de plus signaler le danger de concentration du ^{85}Kr au niveau des usages industriels, (air liquide, lampes à Krypton par exemple) avec un danger supplémentaire pour les personnes qui y sont employées.

5.3 - Rejet du Tritium :

Quand l'usine de la Hague sera à 800 T/an, elle aura à traiter 600 000 Ci/an de tritium. Il est prévu de rejeter près de 100 % de ce tritium à la mer. La rétention de ce tritium pourrait être réalisée à une date non précisée, mais probablement après 1995 date à laquelle les rejets de tritium liés à l'industrie nucléaire auront rejoint l'activité au tritium naturel et celle résultant des expériences sur les armes nucléaires. Se posera également le problème de l'emploi de réacteurs à fusion par rapport à la production de tritium. Si on adopte une période biologique de 12 jours pour du tritium absorbé sous forme d'eau, on arrive à définir une CMA de $3 \times 10^{-4} \text{ Ci/m}^3$ dans l'eau (recommandation de la C I P R). Néanmoins on connaît mal les phénomènes d'absorption de tritium par le biais de molécules organiques (ex. : les acides aminés) intervenant par exemple dans le plancton ; il est probable que les périodes biologiques correspondantes soient plus longues et qu'on soit amené à diminuer la CMA. Ces conclusions risquent d'être fournies à une époque où déjà beaucoup de tritium aura été rejeté dans l'eau de mer. Il serait donc prudent, pour se prémunir contre cette éventualité d'envisager aux usines de retraitement un dispositif de rétention du tritium;.

5.4 - Séparation des actinides :

Il est prévu pour l'usine de la Hague, de récupérer l'Uranium, le ^{239}Pu et ^{237}Np à 99,9 %. Les actinides restant mélangés aux produits de fission sont responsables de la haute toxicité de ces déchets après environ 800 ans de stockage. Il faudrait que ce taux de mélange soit ramené au niveau 10^{-4} - 10^{-5} suivant la nature de ces actinides, pour que la toxicité après 800 ans ne soit dominée que par les quelques produits de fission à vie longue (^{99}Tc , ^{93}Zr , ^{135}Cs , ^{129}I). Cette possibilité n'est pas prévue pour l'instant en France.

5.5 - Stockage des déchets :

Les produits de fission et les actinides restant seront stockés. Le CEA n'a pas encore définitivement décidé de la méthode. A l'usine de Marcoule, entrera en service en 1977 une usine de vitrification pour les déchets provenant de la filière graphite-gaz et pour lesquels ne se posent pas d'une manière aiguë, les problèmes de transuraniens. A l'usine de la Hague, on prévoit à partir de 1978, la calcination des déchets provenant de la filière à eau légère puis leur conservation, soit par vitrification, soit par enrobage dans une matrice métallique. Il s'agit de conserver ces blocs (3000 m^3 cumulés jusqu'à l'an 2000) pendant au moins 800 ans, et sur des millions d'années si on n'effectue pas plus avant la séparation des actinides (§ 3). Se pose alors la question de l'évolution des propriétés de ces verres sur de telles périodes (taux de lixiviation, influence des rayonnements, diffusion des noyaux radioactifs vers l'extérieur). A ce propos, des essais sont effectués à Marcoule, mais il est clair que certains n'ont de sens qu'en temps réel (p.ex. temps de diffusion cinétique, de restructuration du verre). Aussi il ne nous semble pas possible d'affirmer qu'un stockage sur de si longues périodes de temps soit sans danger pour l'environnement, tant du point de vue du comportement des verres ou des matrices métalliques, que de la stabilité des structures géologiques et l'efficacité du confinement à l'intérieur de ces structures.

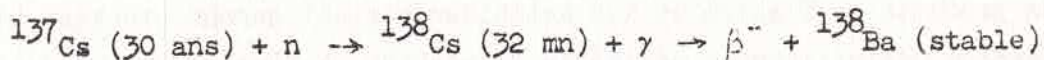
5.6 - Destruction des actinides :

Une possibilité qui est envisagée au CEA serait de conserver les déchets pendant 20-25 ans dans des structures métalliques, puis séparer les ^{137}Cs et ^{90}Sr des actinides à des taux de séparation très élevés (10^{-4} à 10^{-5}). Ceci pourrait être rendu plus facile d'abord en raison de la décroissance de la radioactivité qui permettrait l'utilisation de certains solvants très efficaces, mais très sensibles au rayonnement, et d'autre part en raison de la disparition des lanthanides radioactifs, permettant une séparation chimique plus aisée des actinides. On pourrait alors convertir les actinides, en produits de fission, ou en actinides à période courte par réaction de fission ou de capture. Les sections efficaces correspondantes sont mesurées actuellement aux Etats-Unis et à Ispra. On peut alors envisager de les détruire ainsi dans des réacteurs à fission à neutrons lents ou rapides. Il semble que la destruction soit plus efficace dans ces derniers (utilisation de surgénérateurs).

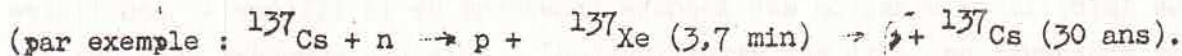
5.7 - Destruction des produits de fission :

Si la transmutation nucléaire est envisageable pour les actinides, il ne semble pas que ceci soit praticable pour les produits de fission. L'idée

serait de se débarrasser du ^{90}Sr et du ^{137}Cs par la réaction suivante :



et idem pour ^{90}Sr . On peut espérer une section efficace importante pour des neutrons thermiques ; les neutrons rapides en revanche peuvent donner des réactions conduisant à des produits à vie longue.



La source de neutrons doit être très intense, car dans un réacteur de 1000 MW(e) il y a environ 10^{19} noyaux de ^{90}Sr et ^{137}Cs produits par seconde. Pour une autre application, a été conçu le projet canadien ING (1) d'un accélérateur linéaire délivrant 100 mA de protons de 1000 MeV, qui produiraient par fission et spallation environ 10^{19} neutrons/sec. vers l'avant. On voit qu'il faudrait associer au moins un tel accélérateur par réacteur nucléaire de 1000 MWe, si on voulait éliminer totalement les ^{90}Sr et ^{137}Cs . La technologie de tels accélérateurs est loin d'être au point (comparée avec Los Alamos), et il n'est pas évident d'autre part que les rendements électriques soient aussi favorables que ceux envisagés dans (1).

Pour toutes ces raisons, cette méthode nous paraît impraticable. Le rapport WASH-1297 (mai 1974) qui fait le point des études à ce sujet aux Etats-Unis arrive d'ailleurs aux mêmes conclusions. Il envisage par contre la possibilité -assez lointaine - d'utiliser des flux de neutrons intenses qui seront émis dans les réacteurs à fusion. Pour l'instant tout ceci est trop spéculatif pour affirmer que la transmutation radioactive des produits de fission sera praticable un jour à moins de l'invention de nouveaux procédés physiques. Le C.E.A., quant à lui, mise sur la possibilité de s'en débarrasser en les stockant sur une période de 800 ans.

5.8 - Extension des problèmes ÷

Pour faire face à la "montée" des déchets, l'usine de la Hague, prévue pour 800 T/an, ne pourra suffire. Il est prévu pour les combustibles oxydes les usines suivantes :

(1) The role of electrically produced neutrons in nuclear power generation, J.S. Fraser et al. AECL-4658 (Octobre 1973).

Le projet ING est associé à la filière CANDU basé sur le cycle $^{232}\text{Th} - ^{233}\text{U}$ qui possède un taux de surgénération de 0,92. Les 8% de ^{233}U manquant s seraient fabriqués par l'accélérateur ING à partir de la réaction

$$n + ^{232}\text{Th} \rightarrow ^{233}\text{U} + \beta + \gamma.$$

Grande Bretagne (Windscale)	800 T/an	vers 1978-1980 (sûr)
Allemagne	1500 T/an	vers 1980-1982 (sûr)
La Hague (extension)	?	vers 1985-1986 (à décider en 1977-1978)
Belgique	300 T/an	vers 1980 (à décider fin 1975)
Espagne	?	vers 1985 (à décider)
Suède	?	vers 1985-1987 (à décider)

aux U.S.A.

Barnwell	1500 T/an	vers 1976 (sûr)
Westvalley	800 T/an	vers 1978-1979 (autorisation en cours)
Exxon	1500 T/an	vers 1983-1984 (demande non encore déposée auprès de l'AEC)
Général Electric	?	abandonné

On voit donc qu'il y aura un problème de saturation grave aux Etats-Unis (800 T/an correspondant à 30 GWe environ), et préoccupant en Europe. Il va de soi que tous les chiffres donnés plus haut pour la Hague, doivent être augmentés d'autant, notamment pour l'accumulation du ⁸⁵Kr dans l'hémisphère nord.

5.9 - Pour conclure sur les usines de retraitement, il nous semble qu'il y a deux types de problèmes :

- ceux dont les solutions techniques sont pratiquement au point, et qui demandent le passage du stade prototype au stade industriel ; il s'agit pour l'essentiel de décisions financières et administratives à prendre au niveau politique. Il pourrait s'agir aussi bien de la mise en place plus rapide des dispositifs de rétention du ⁸⁵Kr, ⁸⁵Kr, que d'une meilleure récupération des actinides. Il est typique que, ces mesures n'étant pas indispensables à la production "rentable" d'électricité, soient remises à plus tard par les pouvoirs publics.

- ceux liés au stockage des déchets à long terme, qui ne sont pas encore résolus d'une manière satisfaisante, qui nécessiteraient des études sur le plan de la physique puis de la faisabilité économique.

6 - CONCLUSIONS

Cette enquête préliminaire sur les problèmes soulevés par le programme électronucléaire actuel a permis de dégager des problèmes qui à notre connaissance restent non résolus, et sur lesquels des scientifiques du CNRS pourraient faire porter des efforts de recherche. Nous avons, dans le corps du texte, souligné ceux qui paraissaient pouvoir intéresser nos collègues, de cette Commission ou d'autres.

A ces problèmes purement scientifiques s'adjoignent un grand nombre de questions d'ordre industriel, économique et politique, sur lesquelles les appréciations individuelles peuvent largement varier (et en particulier au sein de notre groupe de travail). Cela étant, il semble que la plus grande prudence doive être observée dans le développement de l'industrie nucléaire. Les réacteurs actuellement en construction devraient être considérés comme une présérie expérimentale, et leur exploitation conçue de façon à donner une priorité aux essais systématiques par rapport à la production électrique. Il semble prématuré de lancer d'ores et déjà un programme industriel de grande envergure pour la réalisation de réacteurs de série, avant d'avoir pu tirer les enseignements des essais sur la présérie et d'avoir obtenu une réponse satisfaisante aux problèmes évoqués.

Un développement massif du programme créerait tout au long de la chaîne industrielle des points d'engorgement (prospection des ressources, enrichissement, retraitement). L'effort important nécessaire pour supprimer ces points noirs ne devrait en aucun cas faire passer au second plan les questions relatives à la protection des personnes et de l'environnement (pollution thermique, effluents radioactifs, contrôles de fabrication, problèmes posés par les déchets).

Devant toutes ces difficultés, qui peuvent entraîner une modification substantielle et mal maîtrisable de notre société, il paraît souhaitable de diversifier les efforts en vue d'un meilleur approvisionnement énergétique. Des crédits équivalents à une fraction même faible, de ceux consacrés au développement du programme nucléaire, devraient être affectés aux recherches pour le développement d'énergies nouvelles. Le potentiel scientifique du CNRS pourrait utilement continuer à ce type de recherches.

15 Mai 1975 - Adopté à l'unanimité des présents

(20 présents sur 26 membres).