

RAPPORT

DE LA COMMISSION SCIENTIFIQUE

CHARGÉE D'ÉVALUER

LES CAPACITÉS DE SUPERPHÉNIX

COMME OUTIL DE RECHERCHE

20 Juin 1996

PLAN DU RAPPORT

PRINCIPALES OBSERVATIONS ET RECOMMANDATIONS	p. 1
RAPPORT TECHNIQUE DÉTAILLÉ	p. 11
Avant-propos	p. 11
Chapitre 1 : Introduction	p. 13
Chapitre 2 : L'aptitude de Superphénix à mener à bien le programme envisagé	p. 19
Chapitre 3 : Le programme de recherche PAC 1	p. 25
Chapitre 4 : Le programme de recherche PAC 2	p. 31
Chapitre 5 : Le programme de recherche PAC 3	p. 39

ANNEXES : Liste des annexes

- I - Pièces constitutives de la Commission
- II - Lettre de démission de M. Sené
- III - Personnalités auditionnées
- IV - Contexte industriel mondial et programme européen
- V - Le PAC et les matériaux
- VI - Irradiation d'américium dans Superphénix
- VII - Glossaire

PRINCIPALES OBSERVATIONS ET RECOMMANDATIONS

Le décret du 11 juillet 1994, renouvelant l'autorisation de création, par la Société NERSA, d'une centrale nucléaire à neutrons rapides de 1200 MW_e sur le site de Creys-Malville, précise que l'exploitation du réacteur, dans des conditions privilégiant exclusivement la sûreté et l'acquisition des connaissances, a pour finalité la recherche et la démonstration. A cet effet, trois objectifs complémentaires lui ont été assignés : démontrer la capacité d'un réacteur à neutrons rapides à produire de l'électricité à un niveau industriel, évaluer le fonctionnement de ce type de réacteur en consommateur net de plutonium, étudier ses possibilités de destruction des déchets à vie longue.

Une Commission comportant deux experts étrangers a été constituée ; elle a été chargée de donner son avis sur la capacité de Superphénix à fonctionner en outil de recherche ; il s'agissait pour les départements ministériels concernés de savoir si le programme et les objectifs assignés par le décret précité peuvent être réellement concrétisés. On trouvera en Annexe I copie de la lettre de mission adressée au Président de la Commission.

La Commission a pris acte du fait qu'une analyse détaillée des études de sûreté qui ont abouti en 1994 à l'autorisation de redémarrage de Superphénix, analyse que de toute façon elle n'aurait pas été en mesure d'entreprendre, n'entrant pas dans le domaine de sa mission. Tout au plus s'est-elle informée des incidences éventuelles sur la sûreté des expérimentations prévues dans le cadre du programme d'acquisition de connaissances (PAC) proposé par NERSA, EDF et le CEA, dans ses trois volets PAC 1, PAC 2 et PAC 3, étant entendu que seules les autorités compétentes auront vocation à donner, le moment venu, leur avis à cet égard.

Elle recommande d'une façon générale :

- *que les travaux menés dans le cadre du PAC 1 visent prioritairement à améliorer le fonctionnement et la sûreté du réacteur Superphénix et qu'ils prennent le pas sur la recherche d'un accroissement de ses performances en termes de possibilités techniques ou de compétitivité économique vis-à-vis d'autres filières de production d'énergie ;*
- *que les expérimentations conduites dans le cadre des PAC 2 et 3 n'affectent pas la sûreté d'une manière significative ;*
- *que ces expérimentations ne visent pas prioritairement la qualification industrielle de choix techniques qui seraient en tout état de cause prématurés, compte tenu de l'hypothèse, considérée actuellement comme plausible, du report au-delà de 2050 d'un déploiement industriel des réacteurs à neutrons rapides ;*
- *que le programme concernant la tenue des divers matériaux (combustibles, matériaux de gaines et de structure) ne se limite pas à de simples essais de validation technique et s'appuie sur un effort important de recherche fondamentale, expérimentale et théorique, en thermodynamique des solides, en physique de la déformation, en corrosion et en effets des radiations.*

Cela dit, la Commission considère que le fonctionnement du réacteur Superphénix en outil de recherche implique non seulement qu'il soit apte à servir de cadre à des recherches, mais aussi qu'il soit le seul ou le plus qualifié pour accueillir des recherches utiles dans le cadre de l'ensemble des objectifs poursuivis.

A cet égard, elle est consciente du fait que les recherches relatives à l'axe 1 de la loi de 1991(*) pourraient être menées dans des conditions bien plus satisfaisantes sur un réacteur spécialement consacré à de tels travaux. Elle aurait pu recommander par exemple qu'un nouveau "Phénix" soit construit d'urgence. Mais, la construction en serait-elle entreprise dès aujourd'hui, ce réacteur expérimental viendrait trop tard pour permettre l'acquisition en temps utile de résultats susceptibles d'éclairer les débats prévus à l'échéance 2006 fixée par cette loi.

Elle se borne donc à recommander dans l'immédiat :

- que les expérimentations qui s'inscrivent dans le cadre de l'axe 1 de la loi du 30 décembre 1991 relative aux recherches à mener sur les déchets radioactifs à haute activité et à vie longue aient pour objectif prioritaire l'acquisition avant l'échéance 2006 fixée par cette loi de connaissances indispensables pour établir la faisabilité d'un schéma de transmutation, connaissances qui ne pourraient pas être obtenues plus simplement et à moindre coût dans d'autres installations existantes.

L'infléchissement qui fait désormais de Superphénix un outil de recherche impose, là comme dans tout autre institut ou centre de recherche, qu'un regard extérieur soit porté sur la pertinence et la qualité scientifiques des travaux menés.

La Commission recommande :

- que soit créé un Conseil scientifique chargé d'examiner l'activité scientifique menée à Superphénix. Il devrait comprendre une moitié au moins de membres extérieurs aux partenaires du PAC. Il donnerait un avis sur les programmes projetés et sur les expériences réalisées.

- que, chaque année, un rapport de déroulement du PAC, accompagné de l'avis de ce conseil scientifique, soit présenté à la Commission nationale d'évaluation instituée par la loi de 1991.

Le réacteur nucléaire de Creys-Malville pourrait jouer un rôle important dans le contexte international, du fait qu'il constitue le seul grand réacteur à neutrons rapides exploité industriellement dans un pays occidental. De ce point de vue, Superphénix peut apporter des contributions décisives à l'acquisition de l'expérience nécessaire pour corriger d'éventuels points faibles et perfectionner la technologie et la sûreté de cette filière.

La Commission recommande :

- que soit recherchée, pour l'ensemble des études, une participation plus active de partenaires étrangers.

La Commission a tout d'abord examiné sur le plan technique l'aptitude de Superphénix à mener à bien les recherches qui font l'objet du Programme d'Acquisition des Connaissances tel qu'il a été proposé par les exploitants

- . sous l'angle de la compatibilité entre les trois volets du PAC ;
- . sous l'angle des conditions de fonctionnement de ce réacteur.

(*) dans tout ce rapport, l'astérisque renvoie à un terme défini dans le glossaire

Elle a d'autre part jugé nécessaire d'examiner la cohérence du programme de recherches envisagé - et tout particulièrement de celui qui concerne le troisième volet du PAC - avec le calendrier décisionnel qu'impose la loi de décembre 1991 relative aux déchets radioactifs, ce qui l'a conduite d'une part à suggérer quelques priorités, d'autre part à chercher dans quelle mesure l'outil Superphénix pourrait apporter une contribution utile dans le cadre d'un élargissement des objectifs actuels du PAC.

D'une manière générale, ses réflexions l'ont amenée à se persuader que son examen ne pouvait ignorer le contexte industriel dans lequel pourraient se situer non seulement le déroulement de ce programme d'acquisition de connaissances, mais également l'application des résultats obtenus.

Au terme de son examen, la Commission considère comme légitime le désir de tirer tous les enseignements possibles des investissements considérables, intellectuels et financiers, qui ont déjà été consentis pour la réalisation de Superphénix, étant entendu que, dans son esprit, les connaissances recherchées ne limiteront pas leur objectif à la qualification de ce réacteur particulier et auront, dans toute la mesure du possible, une portée plus générale.

Le premier volet du PAC

Son objectif essentiel est de démontrer la capacité d'un réacteur à neutrons rapides à produire de l'électricité à un niveau industriel. Il va de soi que Superphénix, seul réacteur à neutrons rapides de taille industrielle dont nous disposons, est l'outil sur lequel pourra être tentée une telle démonstration. La Commission estime que, compte tenu des dépenses passées et irréversibles, les connaissances visées par ce PAC 1 peuvent effectivement, sauf indisponibilité chronique qui remettrait en cause l'ensemble du programme, être acquises à coût marginal.

La Commission s'est interrogée sur les interfaces entre le PAC 1, d'une part, et les deux autres volets du PAC. Ces trois volets sont bien sûr complémentaires : pour exécuter les volets 2 et 3, il faut que le réacteur fonctionne, ce qui est la base même du volet 1, mais ils pourraient aussi paraître antagonistes : l'utilisation du réacteur en vue des objectifs des volets 2 et 3 affectera la démonstration industrielle de sa disponibilité.

Elle souligne à cet égard que les objectifs d'acquisition des connaissances doivent guider les décisions. Une disponibilité adéquate est un facteur nécessaire au bon déroulement de tous les volets du PAC ; mais elle en est le moyen et non l'objectif.

S'agissant enfin de l'utilisation qui pourra être faite de l'acquis du PAC 1, la Commission a entendu au cours de ses auditions des points de vue divers :

- pour certains il s'agit de savoir si la filière sodium est un bon ou un mauvais choix, en perspective du jour lointain (dans une cinquantaine d'années ?) où le recours à un parc industriel de réacteurs à neutrons rapides (RNR) redeviendrait envisageable ;

- pour d'autres il s'agit de poursuivre la mise au point dans une perspective plus continue d'évolution impliquant une coopération internationale ;

- pour d'autres enfin il s'agit d'acquérir des connaissances valorisables dans un champ technologique plus large et notamment dans le développement de filières de réacteurs différentes.

La Commission considère qu'il faudra se donner les moyens, au cours des années qui viennent, de transmettre dans le temps l'acquis du PAC 1.

Le deuxième volet du PAC

Son objectif est d'évaluer la flexibilité des RNR-sodium en matière de modulation du taux de sur- ou sous-génération, c'est à dire leur capacité à produire ou à consommer du plutonium.

Il est prévu d'une part de faire évoluer la configuration actuelle de Superphénix, qui produit 36 kg de plutonium par TWhé, vers une configuration légèrement sous-génératrice, en remplaçant progressivement tous ses éléments fertiles par de l'acier ; ce remplacement viendrait à son terme lors du chargement vers 2004 du coeur 3, encore au stade des études ; mais il ne permettrait à lui seul qu'une consommation nette de plutonium de l'ordre de 15 kg par Twhé, correspondant à la destruction d'une centaine de kg de plutonium par an, soit 1% environ de la production du parc REP actuel.

L'objectif du programme CAPRA (Consommation Accrue de Plutonium dans les RApides), engagé par le CEA, est d'aller bien au-delà par la mise au point de combustibles à faible concentration en uranium ; on peut envisager par exemple un combustible U-Pu enrichi à 45 % en Pu qui serait capable de consommer 75 kg de plutonium par Twhé, voire un combustible sans uranium dont les performances seraient encore supérieures.

Il reste à démontrer que l'introduction de tels combustibles n'affectera pas significativement le fonctionnement et la sûreté du réacteur, ce qui demandera un volume d'études complémentaires considérable.

La partie essentielle du PAC 2 vise, dans ce contexte, la qualification industrielle d'assemblages CAPRA. Il est envisagé (si cela apparaît possible dans des conditions de sûreté inchangées) d'introduire au début de 1997, dans le coeur 1, deux assemblages à 31 % de plutonium, en 1999-2000 deux assemblages à 35 % dans le coeur 2, enfin vers 2004 un bloc d'une vingtaine d'assemblages à 40 % et quelques aiguilles de plutonium sans uranium dans le coeur 3.

La Commission a examiné les travaux prévus dans le cadre de ce second volet du PAC à la lumière, d'une part du contexte industriel dans lequel ils semblent devoir être conduits, d'autre part des diverses stratégies de gestion du plutonium actuellement envisagées ou envisageables.

Les auditions auxquelles elle a procédé l'ont amenée à la conviction qu'il est pratiquement exclu qu'à moyen terme, c'est à dire lors du remplacement, total ou partiel, de notre parc actuel, qui pourrait atteindre son allure de régime dans une quinzaine d'années environ, un développement industriel notable de réacteurs à neutrons rapides puisse voir le jour, tout au moins si les décisions en la matière sont uniquement guidées par des considérations économiques. En tout état de cause, c'est l'hypothèse selon laquelle les nouveaux réacteurs seront en quasi-totalité des réacteurs à eau qui a sous-tendu la présente évaluation du rôle que Superphénix pourrait jouer comme outil de recherche.

La Commission a noté que, **tant que l'uranium enrichi reste économiquement accessible**, une gestion du plutonium visant à éviter, au cours des années qui viennent, son accumulation "sur étagère"(*) peut s'appuyer, si l'on met à part un enfouissement direct en stockage géologique profond de l'ensemble des combustibles irradiés (scénario de "cycle ouvert"), sur divers scénarios ne faisant intervenir que des réacteurs à eau.

A titre d'exemple, parmi bien d'autres possibilités, on peut envisager, après quelques années de simple recyclage hétérogène du plutonium dans des combustibles MOX du type actuel qui seraient ensuite provisoirement entreposés sans retraitement, la mise en place d'un "parc à l'équilibre" constitué à 100% de réacteurs recyclant indéfiniment en mode homogène le plutonium d'un combustible MOX alimenté en uranium enrichi avec une légère addition de plutonium, dont l'inventaire serait stabilisé après quelques cycles.

La masse de plutonium envoyée aux déchets se réduirait aux pertes inévitables, mais très minimes, intervenant dans les diverses opérations du cycle. On mettrait ainsi le plus gros du plutonium pratiquement à l'abri d'un détournement éventuel, tout en évitant la croissance indéfinie d'une masse de plutonium "gelée" dans des combustibles UOX entreposés sans retraitement.

Dans un avenir plus ou moins éloigné où se profilerait une pénurie d'uranium sur le marché mondial, l'introduction dans le parc à l'équilibre de RNR à degré de sur- ou sous-génération modulable, susceptibles de recycler plutonium et actinides mineurs, laisserait ouverte la possibilité

- a) soit de poursuivre, voire de développer, la filière U-Pu, en tirant le meilleur parti du stock de plutonium disponible pour alimenter des RNR régénérateurs ou surgénérateurs;
- b) soit de remplacer progressivement la filière U-Pu par une autre filière de production d'électricité nucléaire de fission utilisant une autre ressource disponible, à savoir le thorium. L'inventaire en plutonium du parc existant pourrait être utilisé pour le lancement progressif de la nouvelle filière et il ne serait guère judicieux dans ces conditions de la détruire. Le fait que l'élimination du plutonium, à l'occasion de ce changement de filière, s'étende sur de nombreuses décennies n'aurait pas d'inconvénient majeur, du fait qu'elle s'inscrirait dans la poursuite d'un programme nucléaire ;
- c) soit de renoncer à la fission nucléaire, pour passer à d'autres modes de production d'énergie; l'inventaire du parc pourrait alors être détruit par des réacteurs CAPRA en mode incinérateur.

Il apparaît ainsi que, pour ce qui concerne tout au moins la gestion du plutonium, la disponibilité de RNR à taux de sur- ou sous-génération modulable n'aurait de véritable utilité économique que dans l'une ou l'autre de deux situations extrêmes : poursuite, voire développement, du nucléaire actuel, ou au contraire renoncement à tout programme nucléaire.¹

¹ Des RNR régénérateurs pourraient être utiles, indépendamment de toute pénurie d'uranium, dans le cadre d'une politique visant prioritairement à la préservation des ressources naturelles.

Des parcs à l'équilibre vis-à-vis du plutonium et des actinides mineurs, incluant des RNR, ont été proposés. Ils limitent également le stock de plutonium à une valeur constante, de l'ordre de celle que nous constatons en France dès aujourd'hui, quelle que soit la durée sur laquelle s'étendrait l'exploitation du parc ; cette valeur stabilisée serait toutefois supérieure à celle que l'on obtient avec les parcs de réacteurs à eau, fonctionnant en recyclage homogène du seul plutonium, qui ont été évoqués ci-dessus pour la période où l'uranium est aisément accessible. En revanche, l'introduction des RNR présenterait des performances supérieures en ce qui concerne la limitation des inventaires en actinides mineurs ; le cas du curium poserait toutefois des problèmes d'une telle ampleur pour la fabrication des cibles qu'il est envisagé de l'entreposer une centaine d'années avant son recyclage, ce qui remet en cause, sauf poursuite de leur exploitation sur de nombreux siècles, la qualification de ces parcs en tant que "parcs à l'équilibre" vis-à-vis de l'ensemble du plutonium et des actinides mineurs.

Cela dit, le stock que mobilisent ces parcs représente des dizaines d'années de la production de plutonium et d'actinides mineurs d'un parc UOX de même puissance.

Nos descendants, proches ou éloignés, qui prendraient la décision d'arrêter définitivement tout programme électronucléaire auraient à régler le problème posé par l'inventaire du parc. Ils auraient le choix, dans le cadre des technologies actuellement disponibles, entre deux possibilités :

- ou bien mettre la totalité de l'inventaire aux déchets ;

- ou bien procéder à l'incinération de cet inventaire dans des réacteurs à eau ou à neutrons rapides, mais 50 à 200 ans de poursuite d'un nucléaire décroissant seraient nécessaires pour la simple réduction de l'inventaire d'un facteur 10. La mise en oeuvre de cette incinération et des opérations de recyclage associées impliquerait des durées qui pourraient dépasser largement un siècle ; elle ne serait par ailleurs pas exempte de risque.

Or, la même conception de l'éthique qui peut conduire au souci de ne léguer à nos descendants fort lointains que le strict minimum de nuisances, fussent-elles potentielles, au prix, pour les générations qui bénéficient de l'énergie nucléaire, éventuellement d'un léger surcroît de risques, à coup sûr d'un surcroît de dépenses, doit conduire pareillement au souci de ne léguer que le minimum d'inconvénients à des descendants plus proches.

Dans cette optique, il apparaît essentiel de réduire dans toute la mesure du possible, d'une part l'inventaire en plutonium du parc à l'équilibre (le cas des actinides mineurs sera évoqué à l'occasion du PAC 3), d'autre part le délai nécessaire pour une incinération éventuelle de cet inventaire, qui devrait alors faire l'objet d'une analyse avantages-inconvénients en termes de risque.

La Commission recommande que la marge de temps importante qui semble devoir s'écouler avant la mise en place éventuelle d'un parc notable de RNR soit mise à profit pour développer des études, ne se limitant pas à une simple activité de veille, d'incinérateurs spécialisés susceptibles de réduire notamment le délai de clôture du parc.

Elle constate que l'échéancier du PAC 2 a d'ores et déjà glissé de plus d'un an par rapport à l'échéancier prévisionnel, de telle sorte qu'une démonstration effective de l'aptitude d'un RNR de type Superphénix à évoluer vers un régime de fonctionnement aboutissant à une consommation importante de plutonium ne pourra guère intervenir avant une dizaine d'années. Elle considère toutefois que l'urgence d'une telle démonstration est moins grande que celle de l'obtention de résultats significatifs en matière d'incinération des actinides mineurs, dans le cadre des objectifs visés par le PAC3.

Le troisième volet du PAC

Son objectif est d'évaluer, dans la ligne de l'axe 1 de la loi du 30 décembre 1991, les performances possibles des RNR en matière de destruction des actinides mineurs. On peut regretter à cet égard la maigreur du programme envisagé pour Superphénix, tel qu'il figure dans les documents remis par la NERSA à la Commission. Ce programme

. se borne à peu de chose près à l'étude de l'incinération du neptunium ; cet actinide est certes relativement facile à se procurer et pose moins de problèmes pour la confection d'assemblages destinés à une incinération en mode homogène(*) ; mais l'intérêt de son élimination, dans le cadre général de la réduction de radiotoxicité des déchets, reste relativement faible si on n'incinère pas aussi la "source de neptunium" que constitue l'américium 241 ;

. n'envisage apparemment, faute semble-t-il de moyens adéquats de chargement d'aiguilles en américainum, que quelques irradiations d'aiguilles d'un combustible "vieilli" du coeur 1, contenant une faible proportion d'américium, et de n'introduire que dans le coeur 3 quelques "éléments riches en américainum". Ces irradiations ne semblent pas devoir apporter, pour l'échéance de 2006 prévue par la loi de 1991, d'éléments d'appréciation bien nouveaux par rapport à ceux que l'on peut tirer des expériences déjà réalisées dans SUPERFACT(*). Rien n'est prévu par ailleurs dans le PAC 3 pour ce qui concerne l'incinération du curium, dont la manipulation est encore plus pénalisante ;

. ne prendrait vraiment d'intérêt que si un effort prioritaire était porté sur des essais d'incinération, dite "en un seul passage"(*), d'aiguilles d'américium sur matrice inerte, visant à le détruire à plus de 90 % en une seule incinération prolongée, de telle sorte que le résidu serait susceptible d'être directement envoyé aux déchets. De tels essais devraient dans toute la mesure du possible être abordés dès la mise en place du coeur 2, sur des aiguilles protégées par une "surgaine" appropriée.²

La Commission recommande qu'un effort prioritaire soit porté sur le chargement en américainum de telles cibles, en vue de les introduire, si la sûreté le permet, dans la région à haut flux du coeur 2 de manière à obtenir des résultats significatifs à l'échéance de 2006 prévue par la loi de 1991. L'urgence impliquerait, si toute collaboration avec un laboratoire extérieur venait à être exclue, l'aménagement de moyens internes.

Sur le plan purement financier, des moyens pourraient être dégagés si nécessaire en différant les expériences NACRE, à tout le moins la fabrication, qui apparaît moins prioritaire, des dix assemblages NACRE-CAPRA prévus pour le coeur 3.

Autres commentaires

Pour en revenir à l'ensemble des volets 2 et 3 du PAC, la Commission note qu'il existe d'autres moyens que les RNR de type critique, comme Superphénix, pour détruire aussi bien du plutonium que des actinides mineurs. Depuis la fin des années 80, des propositions fondées sur des systèmes sous-critiques, assistés par accélérateur, annoncent des performances intéressantes :

- avec des sels fondues et en neutrons thermiques, ce qui permet de fonctionner avec des inventaires réduits (projet de Los Alamos) ;
- avec des sels fondues en neutrons rapides (projet de JAERI au Japon) ;
- avec des combustibles solides, en neutrons rapides et refroidissement au plomb (projet CERN).

² La Commission a pris connaissance, lors de sa réunion du 30 mai 1996, du projet nouveau du CEA d'irradier une aiguille spécialement chargée en américainum dans le cœur 2 de Superphénix dès 1999.

La caractéristique importante de ces systèmes pour l'incinération des actinides est leur niveau de sous-criticité(*) que l'on peut exploiter pour utiliser, avec plus de flexibilité que dans un réacteur critique, des combustibles peu ou pas chargés en uranium ; d'autre part, un atout pratiquement irremplaçable, découlant également de leur sous-criticité, est une bonne économie de neutrons qui peut être exploitée en spectre thermique pour la destruction de quantités significatives de produits de fission à vie longue par capture neutronique.

Le handicap de toutes ces propositions est de n'avoir pas dépassé le stade de l'étude conceptuelle et de ne pas bénéficier de la même expérience que celle qu'ont acquise les RNR-sodium. Cependant, compte tenu de l'échéance relativement lointaine du remplacement, vers 2050, de la seconde génération de REP, il pourrait être opportun d'aborder par quelques expérimentations préliminaires l'étude de tels systèmes, qui seraient susceptibles de s'avérer à cette date plus performants et peut-être mieux acceptés que les RNR-sodium de type Superphénix.

La Commission s'est interrogée à cet égard sur le rôle que pourrait éventuellement jouer Superphénix lui-même dans le cadre de tels essais préliminaires. Pourraient être envisagées par exemple, au titre de l'exploration de filières nouvelles, des études visant à mettre en évidence :

. j'endommagement sous irradiation de gaines d'acier contenant des combustibles mixtes thorium-plutonium, avec interposition de plomb entre l'aiguille et une "surgaine" protectrice éventuellement renouvelable ;

. sur une série de telles aiguilles soumises à des taux d'irradiations croissants, la façon dont évolue la composition de mélanges simulant le combustible de la filière thorium, et notamment celui d'un incinérateur au thorium fonctionnant ou non en brûleur de plutonium et d'actinides mineurs.

Il faut noter en effet que, sans bénéficier bien sûr de la souplesse d'un réacteur expérimental, Superphénix peut présenter, notamment par l'aménagement des dispositifs d'irradiation et de mesures en pile, des possibilités qui pourraient être sollicitées plus largement, en appui à des essais dans Phénix, voire en substitution à ce dernier dans l'éventualité de son indisponibilité momentanée ou définitive.

La Commission considère d'une façon générale qu'il pourrait être judicieux d'élargir les objectifs initiaux du PAC en assignant à Superphénix un rôle plus diversifié. Sous réserve bien entendu d'un fonctionnement comme réacteur industriel dans des conditions de sûreté totalement satisfaisantes, il pourrait par exemple être considéré

- dans un contexte nouveau d'élargissement à d'autres solutions, comme un outil d'irradiation de longue durée, dont l'intérêt et la flexibilité devraient être appréciés en comparaison avec les autres moyens d'irradiation disponibles ;

- dans le contexte même du PAC, comme un outil spécifique offrant des espaces disponibles importants pour des essais, qui seraient nécessairement de longue durée, d'incinération "en un seul passage" d'actinides mineurs tels que l'américium et le curium ;

- comme une source offrant une plus grande disponibilité en neutrons qu'un REP pour des essais d'incinération de produits de fission à longue durée de vie en spectre thermalisé ;

- plus généralement, comme un outil, éventuellement ouvert à des laboratoires extérieurs, pour toutes études en neutrons rapides, dans le cas où Phénix serait temporairement ou définitivement indisponible.

RAPPORT TECHNIQUE DÉTAILLÉ

Avant-propos

Peut-être n'est-il pas inutile de rappeler, pour éclairer le contexte dans lequel se situera ce rapport, les diverses stratégies qui peuvent être envisagées pour apporter une réponse aux problèmes que soulèvent l'existence d'une filière électronucléaire de production d'énergie, son développement éventuel, voire le simple "apurement du passé" dans l'hypothèse de l'abandon à terme de cette filière ou de son remplacement par une filière totalement nouvelle. Parmi ces problèmes se pose en premier lieu celui de la gestion des combustibles irradiés, pour laquelle se présentent naturellement deux stratégies extrêmes.

. L'enfouissement direct et définitif en stockage géologique profond des combustibles usés correspond à ce que nous désignerons sous le nom de "cycle ouvert" dans le cas d'un parc électronucléaire composé totalement de réacteurs classiques du type actuel.

Cette stratégie "passive" se fonde sur la limitation à des valeurs jugées "sûres" du risque réel (ou "résiduel") du stockage pour les générations futures, par l'action des diverses barrières limitant le retour vers la biosphère des radionucléides enfouis, et notamment de la barrière géologique assurée par le milieu de stockage. Elle implique que ce risque réel puisse être estimé à toute époque du futur. Cette estimation est plus incertaine que celle de la radiotoxicité du stockage qui, pour sa part, sous la seule réserve que soient connus les coefficients de risque(*) de tous les radionucléides, est calculable à tout instant à partir de l'inventaire initial des radionucléides enfouis et de leur décroissance radioactive au cours du temps. Cet inventaire initial est lui-même proportionnel, pour une filière donnée, à l'énergie produite par cette filière tout au long de l'"ère nucléaire". Sous réserve que puisse être assuré pendant un millier d'années le confinement des déchets enfouis - ici les combustibles usés -, ce qui semble tout à fait à la portée des techniques actuelles, cette stratégie permet en principe à nos contemporains de se mettre à l'abri, et de mettre à l'abri leurs descendants jusqu'à la trentième génération, de toute nuisance radiologique, et on comprend qu'elle puisse avoir les faveurs, non seulement d'une bonne partie de l'industrie nucléaire mondiale, mais aussi de certains environmentalistes. On peut noter toutefois parmi ses points controversés :

1) le fait que la pérennité du milieu de rétention, permettant sa modélisation, peut rarement être démontrée au delà de quelques dizaines de milliers d'années, ce qui est relativement court au regard des durées de vie de certains des radionucléides enfouis ;

2) les risques d'intrusion humaine, soit involontaire, notamment à l'occasion de la recherche de ressources naturelles, dans un stockage dont l'existence aurait été oubliée, soit délibérée pour l'exploitation des "mines" de plutonium ou autres matières valorisables ainsi constituées.

. A l'opposé, une stratégie "idéale" de fin du cycle n'accepterait dans les déchets que les radionucléides dont la durée de vie est assez courte pour assurer la possibilité de leur confinement jusqu'à disparition quasi-complète de leur radiotoxicité ; les radionucléides à vie longue produits dans le cycle seraient "fissionnés" ou transmutés en déchets à vie courte ou non radioactifs ; pour fixer les idées, des produits de fission de période inférieure à une trentaine d'années verraient ainsi leur radiotoxicité divisée au moins par 10^6 au bout de 600 ans, par 109 au bout de 900 ans ; leur confinement dans une enceinte dont la tenue serait garantie pendant un millier d'années permettrait en principe de renoncer au stockage profond et aux incertitudes qui lui sont associées.

Cette stratégie "idéale" répondrait à une préoccupation d'ordre éthique : ne léguer à nos descendants, fussent-ils très éloignés dans le futur, aucune nuisance même minime, en acceptant le coût économique de la protection des générations actuelles vis-à-vis des risques associés à sa mise en oeuvre. L'avantage pour ces générations actuelles - d'aucuns pourront le juger assez mince en terme de coût-bénéfice - se limiterait à la bonne conscience qu'elles éprouveraient en "laissant le sous-sol dans l'état où elles l'ont trouvé à leur arrivée sur Terre".

Ainsi décrite, cette stratégie peut apparaître comme totalement utopique : quels que soient les progrès de la technique, des "pertes" en radionucléides à vie longue interviendront nécessairement au cours des divers recyclages ; des déchets "ultimes" seront produits. A moins de progrès considérables permettant de réduire la nuisance de ces déchets ultimes à des niveaux acceptables pour un abandon définitif en surface, des stockages profonds resteront nécessaires, dont la radiotoxicité pourrait être toutefois inférieure de plusieurs ordres de grandeur à celle qui résulterait de l'enfouissement direct des combustibles usés.

Il en est de même des déchets, tels que les déchets "cimentés", déjà produits et conditionnés pour un stockage profond, dont la reprise pour décontamination jusqu'à un niveau les rendant justiciables d'un stockage en surface serait trop pénalisante en termes de doses aux travailleurs. Si nous admettons le stockage définitif en profondeur de ce reliquat du passé, nous nous devons d'examiner avec soin toute proposition, fût-elle révolutionnaire et fondée sur un changement radical de la filière électronucléaire, qui se donnerait pour objectif une réduction considérable de la radiotoxicité des déchets ultimes, qui l'amènerait au-dessous de celle des autres filières envisageables pour la production d'énergie. C'est ainsi que des filières au thorium, fondées sur l'association d'un réacteur sous-critique à un accélérateur de protons apportant par spallation le complément de neutrons nécessaire à l'entretien de la réaction, ont été proposées par divers laboratoires à Los Alamos et plus récemment au CERN. Quelqu'optimistes que puissent apparaître les estimations par leurs promoteurs des possibilités de ces filières, en termes notamment de performances estimées pour le retraitement nécessaire au recyclage des combustibles, de telles propositions ont le mérite d'ouvrir une perspective aux tenants de la stratégie "idéale" ci-dessus évoquée.

Cela dit, la stratégie actuellement mise en oeuvre dans notre pays est celle d'un retraitement limité à l'extraction de l'uranium et du plutonium présents dans les combustibles usés ; sa motivation initiale de production de plutonium à usage militaire a été transposée à l'électronucléaire civil, dans le but d'alimenter une filière de réacteurs à neutrons rapides surgénérateurs ; ainsi serait-il possible en principe d'extraire l'énergie de l'ensemble de l'uranium, dont seul l'isotope 235 est valorisé dans les réacteurs à eau, et de multiplier de ce fait par un facteur de l'ordre de 60 la réserve en énergie correspondante.

En règle générale ces réacteurs à neutrons rapides offrent par ailleurs de meilleures perspectives que les réacteurs à eau pour l'incinération des actinides mineurs (neptunium, americium, curium...), sous réserve du développement industriel de procédés efficaces de séparation de ces actinides mineurs, que le retraitement actuellement pratiqué en France inclut dans les déchets vitrifiés destinés au stockage profond ; ils apparaissent donc comme fournissant un moyen de clore le cycle électronucléaire dans des conditions permettant de réduire la nuisance à long terme des déchets produits et de s'approcher ainsi de la stratégie "idéale".

C'est toutefois la stratégie d'économies de matières premières, comme la définissait le CEA en 1963, qui a conduit notre pays sur la voie du développement industriel d'une filière utilisant le plutonium dans des réacteurs à neutrons rapides. Où en sommes-nous aujourd'hui ?

CHAPITRE 1 - Introduction

1.1 - Analyse de la situation actuelle et de ses causes

1.1.1 - Avantages de principe de la filière à neutrons rapides

Revenons sur la raison essentielle qui a milité en faveur du développement d'une filière électronucléaire comportant une part appréciable de réacteurs à neutrons rapides : ces réacteurs permettent en principe, si nous nous limitons ici à la seule filière ayant fait l'objet de développements à l'échelle industrielle, à savoir la filière uranium-plutonium,

- . une bien meilleure utilisation des ressources en uranium par la valorisation énergétique de l'uranium appauvri, et de ce fait
 - la préservation de ressources naturelles ;
 - pour un pays comme le nôtre, l'autonomie d'approvisionnement en matière fissile.
- . la clôture naturelle du cycle du combustible par le recyclage de l'ensemble des isotopes du plutonium et des actinides mineurs, voire la destruction de certains produits de fission (PF) à vie longue.

Jusqu'à la fin des années 80, la mise en avant du premier ensemble d'arguments a été très largement dominante, même si l'on peut trouver l'expression des seconds dans certains documents techniques.

Mais le caractère décisif de ce premier ensemble s'est ensuite effrité :

- . devant des considérations économiques liées aux réserves et au marché de l'uranium, faisant affirmer aujourd'hui à de nombreux spécialistes que l'intérêt économique des RNR pour la production d'électricité ne peut exister avant la seconde moitié du 21ème siècle ;
- . devant l'augmentation des coûts et des difficultés de réalisation des installations prototypes, et devant divers incidents survenus dans celles-ci ;
- . devant une acceptation sociale pour le moins difficile.

Le second ensemble d'arguments, relatifs à la clôture du cycle, a été alors brusquement mis en lumière, au début des années 90. La rapidité d'évolution du discours a pu entretenir l'impression d'arguments de circonstance. Mais ils peuvent constituer un élément de la stratégie prévue par la loi du 30 décembre 1991, qui demande d'explorer et d'évaluer les possibilités industrielles de séparer les déchets à vie longue, puis de les transmuter en éléments à vie plus courte, et qui fixe une échéance d'examen en 2006.

En tout état de cause, certains pays, dont la France, ont poursuivi leurs efforts dans la voie du développement industriel d'une filière de réacteurs à neutrons rapides. On trouvera en Annexe IV un bref panorama de l'évolution dans le monde de ce développement industriel.

La France, pour sa part, après l'étape préliminaire de Rapsodie et le fonctionnement remarquable de Phénix, était conduite au saut technologique qu'a constitué le passage direct à l'échelle du prototype industriel Superphénix.

1.1.2 - Difficultés rencontrées dans la démonstration de faisabilité industrielle

L'expérience Superphénix allait malheureusement s'avérer décevante ; après une brève période de fonctionnement à pleine puissance, des incidents multiples, bien qu'ils n'affectent pas directement la sûreté, entraînent une indisponibilité quasi-permanente ; une telle multiplication d'incidents apparaît un peu déconcertante, fût-ce pour un prototype. Il semble qu'on puisse les imputer

- . à une certaine sous-estimation des difficultés qu'était susceptible d'entraîner le changement d'échelle que constituait le passage direct de Phénix à l'échelle industrielle ;
- . à une conception liée à des choix industriels contestables :
 - recherche de la surgénération maximale ;
 - priorité donnée à la réduction des coûts dans la perspective du passage direct à une fabrication en série ; c'est ainsi que le bâillet a été réalisé en acier ordinaire ;
 - réalisation directe d'un objet industriel non modulaire, qui a rendu difficiles les contrôles et très lourdes les interventions ; c'est ainsi que les difficultés de remplacement du bâillet ont conduit à la décision de supprimer cet organe, ce qui a induit des contraintes et des délais sur les opérations de remplacement du cœur ;
- . à des contrôles insuffisants de qualité de la fabrication ;
- . de façon générale, à un montage industriel insuffisamment maîtrisé, compte tenu notamment du "partage" entre industriels des pays partenaires.

Dans ce contexte, l'Autorité de Sûreté a exprimé une série de demandes de justifications et d'améliorations. Par ailleurs, elle s'est interrogée sur les conséquences des difficultés de contrôle et d'intervention, notamment à l'intérieur de la cuve et, en conséquence, sur la viabilité des opérations de suivi en service et de maintenance d'un éventuel parc RNR de type Superphénix.

On trouvera au § 1.1.3 une chronologie succincte des incidents qui ont émaillé la vie de Superphénix depuis sa mise en service. Nous nous bornerons à souligner que, si leur impact sur la sûreté a été limité, leurs conséquences sur le fonctionnement ont été par contre très importantes. Il faut toutefois garder à l'esprit que ces temps d'arrêt ont certes été pour partie directement imputables aux remises en état après incident, mais qu'il ont été également dus à d'autres causes liées au contexte de démarrage et au caractère prototype de l'installation : réflexions et travaux complémentaires sur la fiabilité de certains composants, sur la sûreté du réacteur, procédures réglementaires,... En tout état de cause, le taux de disponibilité jusqu'ici observé est un indicateur très imparfait de la validité d'un tel "prototype" et vouloir le considérer comme critère de jugement ne conduirait pas à optimiser les décisions. Il reste que si une indisponibilité prolongée se manifeste à nouveau malgré tous les travaux complémentaires accomplis à ce jour, il conviendra assurément d'en tirer la leçon.

1.1.3 - Historique sommaire du fonctionnement de Superphénix

La construction de Superphénix dure 8 ans, les essais d'ensemble 2 ans, la montée en puissance progressive du réacteur 1 an, jusqu'à obtention de la pleine puissance en décembre 1986.

De 1987 à 1990, des périodes de fonctionnement et d'arrêt se succèdent, le réacteur connaissant quelques incidents dont deux sont classés au niveau 2 de l'échelle française de gravité des événements nucléaires.

Le premier, en avril 1987, est lié à la détection d'une fuite de sodium dans la cuve interne de stockage des éléments combustibles usés (barillet). Cette fuite n'est stoppée qu'après 3 semaines et, bien que son débit soit faible, 20 tonnes environ de sodium pénètrent dans l'espace entre la cuve interne et la cuve de sécurité. Cet espace étant maintenu en atmosphère d'azote, il n'y a pas combustion du sodium. Le système d'évacuation des assemblages combustibles usés est modifié afin de ne plus utiliser la cuve incriminée. L'arrêt dure 20 mois. Le réacteur est autorisé à redémarrer en janvier 1989.

Le second incident, en juillet 1990, est dû à une pollution du sodium du circuit primaire. Il est classé au niveau 2 de l'échelle française de gravité car, au-delà de la défaillance des équipements, le délai de réaction de l'exploitant a été jugé excessif, comme en avril 1987.

Le réacteur reste alors à l'arrêt pendant plus de 4 ans, le Gouvernement ayant conclu à la nécessité, d'une part, d'améliorer la prévention et la protection contre les feux de sodium et, d'autre part, d'instruire une nouvelle procédure d'autorisation de création de l'installation. A l'issue de cette procédure, le Gouvernement, s'appuyant en matière de sûreté sur le rapport de la direction de la sûreté des installations nucléaires, se déclare favorable au redémarrage du réacteur, tout en précisant que la mission de Superphénix doit s'orienter vers la recherche et la démonstration, en mettant au second plan la production d'électricité (décret du 11 juillet 1994). Le réacteur est autorisé à fonctionner à puissance réduite.

En 1994, on comptera 7 incidents qui seront tous classés au niveau 0 de l'échelle de gravité. Trois d'entre eux, liés à des défaillances de matériel, entraîneront un arrêt du fonctionnement au cours du second semestre :

- une fuite de vapeur due à un défaut d'étanchéité d'un doigt de gant situé sur une tuyauterie de sortie d'un générateur de vapeur conduira le réacteur à s'arrêter du 15 novembre au 7 décembre 1994;
- une fuite sur le dispositif d'alimentation en argon de la "cloche" d'un échangeur intermédiaire amènera à déclarer 2 incidents. Une première apparition intermittente de cette fuite en cours d'essai à puissance réduite conduira à la mise en place d'une surveillance particulière. La réapparition de la fuite entraînera un arrêt pour localisation et réparation de la fuite du 25 décembre 1994 au 22 août 1995.

On comptera 5 nouveaux incidents en 1995, dont 4 classés au niveau 0 de l'échelle de gravité et un au niveau 1, une erreur de procédure ayant conduit, réacteur à l'arrêt, à l'ouverture simultanée de trois des quatre barrières de confinement.

En 1996, l'autorisation de monter à 60% de la puissance nominale a été délivrée le 1er février. On a compté quatre incidents depuis lors, dont trois classés au niveau 0 de l'échelle de gravité et un au niveau 1 : un non-respect de spécification technique dans les opérations de mise du réacteur en configuration de manutention d'assemblages combustibles. En outre, est intervenu le 23 avril un arrêt rapide dû au déclenchement d'une turbopompe alimentaire. Enfin s'est déroulé à partir du 4 mai l'arrêt programmé à 240 JEPN(*). Sur les 5 premiers mois de 1996, Superphénix a fonctionné 97,5% du temps (hors arrêt programmé) à des niveaux de puissance divers, soit 43 JEPN, produisant 1,2 TWhé. En fait, le nombre de JEPN, en ce qui concerne l'usure du cœur, a été sur cette période de 52,8. Toutefois, le fonctionnement à faible puissance entraîne un rendement inférieur de la production d'électricité, ce qui explique la différence entre ces deux chiffres.

1.1.4 - Superphénix, du prototype industriel au réacteur de recherche

Il a été décidé une mutation importante dans la destination de Superphénix. Le nouveau décret d'autorisation de création du 11 juillet 1994 indique notamment que :

"Art. 3 - Compte tenu du caractère prototype de l'installation, celle-ci sera exploitée dans des conditions privilégiant explicitement la sûreté et l'acquisition des connaissances, dans un objectif de recherche et de démonstration.

En conséquence, la production électrique du réacteur ne pourra être soumise aux exigences d'approvisionnement du réseau électrique.

Un programme d'acquisition de connaissances sera établi et éventuellement mis à jour ; en particulier, il sera rendu compte semestriellement aux ministres chargés de l'environnement, de l'industrie et de la recherche de son calendrier prévisionnel, de son déroulement et des difficultés éventuelles rencontrées.

Avant la première divergence du réacteur, ce programme d'acquisition de connaissances sera approuvé par le ministre chargé de la recherche ; ses mises à jour éventuelles feront, le cas échéant, l'objet d'une approbation de même nature.

Les expériences menées dans le domaine de la réduction des déchets à longue durée de vie feront l'objet d'un rapport annuel transmis à la Commission nationale d'évaluation, instituée par la loi du 30 décembre 1991."

Préalablement à la parution de ce décret, le programme d'acquisition de connaissances (PAC) avait fait l'objet d'un document de référence NERSA - EDF - CEA en date du 29 avril 1994.

Le PAC, tel que décrit dans ce document, avait été soumis à l'évaluation de MM. Dautray et Détraz, avant d'être approuvé par le ministre de la recherche. Cette approbation avait été un préalable à la parution du nouveau décret d'autorisation de création.

Le PAC a donc un caractère réglementaire et son exécution donne lieu à des comptes rendus semestriels destinés aux ministres concernés : industrie, environnement et recherche et à une évaluation annuelle réalisée par une Commission scientifique qui rend elle-même compte à la Commission nationale d'évaluation instituée dans le cadre de la loi précitée.

Le programme d'acquisition de connaissances nécessite le fonctionnement du réacteur. Il comporte trois objectifs complémentaires :

- démontrer la capacité d'un RNR à produire de l'électricité à un niveau industriel tout en contribuant à la gestion du plutonium et à la réduction (volume et radiotoxicité) des déchets radioactifs de longue vie,
- étudier la flexibilité des RNR utilisant le plutonium et qualifier les solutions techniques développées dans le cadre des programmes de recherche visant à permettre de faire fonctionner ce type de réacteur en consommateur net de plutonium (programme CAPRA du CEA, "brûleur" de plutonium),
- étudier les possibilités de destruction des déchets radioactifs de longue vie, en particulier les actinides mineurs, dans le cadre du programme de recherche SPIN (séparation et incinération) du CEA répondant aux dispositions de la loi du 31 décembre 1991.

Est ainsi donnée à Superphénix une vocation d'outil de recherches et d'acquisitions de connaissances. C'est son aptitude à ce nouvel emploi que notre Commission a été chargée d'évaluer.

1.1.5 - La question posée à la Commission

Le Gouvernement a décidé de mettre en place une "*Commission scientifique chargée d'évaluer les capacités de Superphénix comme outil de recherche*".

Par lettre du 4 octobre 1995 adressée au Président de la Commission, les ministres chargés de l'industrie, de l'environnement et de la recherche souhaitent un avis "*afin de savoir si le programme et les objectifs assignés par le décret du 11 juillet 1994 peuvent être réellement concrétisés.*"

Comme suggéré, notre Commission s'est rapprochée de la Commission nationale d'évaluation des recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue. Les informations recueillies par les deux Commissions ont été largement mises en commun.

Notre Commission a tenu 20 réunions et procédé à l'audition de 23 personnalités dont la liste est précisée en Annexe m.

1.2 Comment la Commission a-t-elle conçu sa mission ?

La demande qui était faite à la Commission était, rappelons-le, de donner son avis sur la capacité de Superphénix à fonctionner de manière opérationnelle en outil de recherche, dans le cadre du programme d'acquisition de connaissances et des objectifs assignés par le décret du 11 juillet 1994.

La Commission a considéré que le fonctionnement du réacteur Superphénix en outil de recherche implique non seulement qu'il soit apte à être le cadre de recherches, mais aussi qu'il soit le seul ou le plus qualifié pour accueillir des recherches utiles dans le cadre de l'ensemble des objectifs poursuivis.

"Utiles", pour les expérimentations qui s'inscrivent dans le cadre de l'axe 1 de la loi du 30 décembre 1991, cela signifie que des résultats puissent être acquis avant l'échéance 2006 fixée par cette loi. Cela signifie aussi que ces résultats ne pourraient pas être obtenus plus simplement et à moindre coût dans d'autres installations existantes.

La Commission a donc jugé nécessaire d'examiner la pertinence des volets 1, 2 et 3 de ce programme au regard de la contribution des RNR, en mode sur- ou sous-générateur, à la gestion du plutonium et des actinides mineurs dans le cadre de diverses stratégies envisageables fondées sur le recours à l'énergie de fission.

S'agissant notamment du PAC 3, elle s'est interrogée sur l'intérêt que pourraient présenter quelques expériences venant en complément de celles qui sont actuellement envisagées, et sur la contribution que Superphénix serait éventuellement en mesure d'apporter à ces expériences.

En revanche, une analyse détaillée des études de sûreté qui ont abouti en 1994 à l'autorisation de redémarrage de Superphénix lui est apparue hors du domaine de sa mission. Elle n'était d'ailleurs pas en mesure d'entreprendre une tâche d'une telle ampleur. Tout au plus s'est-elle informée des incidences éventuelles sur la sûreté des expérimentations prévues dans le cadre du PAC, étant entendu que seules les autorités compétentes auront vocation à donner leur avis à cet égard, au vu de dossiers de sûreté présentés par l'exploitant en temps utile, pour chacune des expérimentations ou modifications envisagées.

CHAPITRE 2 - L'aptitude de Superphénix à mener à bien le programme envisagé

Dans le cadre de sa mission générale d'examen des capacités de Superphénix comme outil de recherche, la Commission a tout d'abord examiné son aptitude à mener à bien les recherches qui font l'objet du Programme d'Acquisition de Connaissances tel qu'il a été proposé

- . sous l'angle de la compatibilité entre les trois volets du PAC ;
- . sous l'angle des conditions de fonctionnement de ce réacteur.

La Commission a examiné d'autre part la cohérence de ce programme avec le calendrier décisionnel qu'impose la loi de décembre 1991 relative aux déchets radioactifs, ce qui l'a conduite à chercher dans quelle mesure l'outil Superphénix pourrait apporter une contribution utile dans le cadre d'un élargissement des objectifs actuels du PAC.

Les appréciations qui seront exposées dans ce chapitre ne préjugent pas la pertinence du contenu de ce programme ni celle de l'emploi des RNR-sodium en général pour la transmutation ; ces points seront discutés plus loin dans ce rapport. On se placera ici dans la logique du PAC tel qu'il est proposé par les partenaires pour examiner l'aptitude de Superphénix à le mener à bien.

2.1 La compatibilité entre les trois volets du PAC

La question de l'aptitude de Superphénix à mener à bien le PAC se pose en des termes très différents, selon que l'on se réfère au PAC 1 ou aux deux autres volets PAC 2 et PAC 3.

S'agissant du PAC 1, celui-ci a pour objectif de "*démontrer la capacité* (c'est à dire précisément l'aptitude) *d'un réacteur à neutrons rapides à produire de l'électricité à un niveau industriel tout en contribuant à la gestion du plutonium et à la réduction des déchets radioactifs de longue vie*". Il va de soi que Superphénix, seul réacteur à neutrons rapides de taille industrielle dont nous disposons, est l'outil sur lequel pourra être tentée une telle démonstration. On peut observer à cet égard que le fonctionnement d'un prototype de taille industrielle tel que Superphénix est une condition nécessaire pour atteindre le premier objectif, concernant la production d'électricité à un niveau industriel, mais qui est loin d'être suffisante. Une telle démonstration, en effet, nécessiterait la pleine maîtrise technique de la filière et la connaissance des coûts, que seul le retour de l'expérience industrielle acquise à travers le fonctionnement pendant plusieurs années d'un nombre significatif de réacteurs permettrait de cerner. L'histoire du développement industriel de la filière à eau légère depuis le début des années 60 est là pour nous le rappeler.

Cela dit, on peut légitimement se demander s'il y a compatibilité entre cette démonstration de production d'électricité à un niveau industriel et les deux autres volets du PAC. L'utilisation d'assemblages non standard, qu'implique la partie du PAC 2 concernant l'amorce du passage à la sous-génération, risque de compliquer la réalisation des études du PAC 1 relatives au cœur, qui font partie de l'objectif de maîtrise du fonctionnement de Superphénix. Rappelons que la maturation industrielle de la filière à eau légère s'est déroulée, jusqu'à un stade bien plus avancé que celui où se trouvent aujourd'hui les RNR, avec des assemblages standard à uranium dont l'enrichissement a été progressivement accru (le palier N4 est à 4,5 %), avant de passer à des assemblages MOX.

Cette remarque concerne a fortiori le passage à un niveau plus élevé de sous-génération, et notamment le projet d'insérer un troisième cœur très innovant. En revanche, sous réserve qu'elles ne portent pas atteinte à la sûreté de fonctionnement de Superphénix, on voit mal comment des expériences d'irradiation en temps masqué d'un nombre limité d'assemblages ou d'aiguilles non standard, prévues dans les PAC 2 et 3, pourraient être incompatibles avec la démonstration de "*la capacité d'un réacteur à neutrons rapides à produire de l'électricité à un niveau industriel*".

C'est dans ce contexte que nous examinons ci-dessous l'aptitude de Superphénix à mener de telles expériences d'irradiation.

2.2 - Les conditions de fonctionnement

Elles concernent la sûreté, la flexibilité de chargement et de déchargement des éléments étudiés et la disponibilité de l'installation, enfin les coûts entraînés par les diverses expériences.

2.2.1 - La sûreté

L'exécution du PAC est mentionnée explicitement dans le décret d'autorisation de création de Superphénix du 11 juillet 1994 qui a conduit à autoriser son redémarrage. Les prescriptions techniques qui figurent à l'article 4 prennent fortement en compte la sûreté dans la réalisation du PAC. S'agissant du premier volet, la sûreté apparaît plus comme un enjeu essentiel que comme une limitation ; elle guide ici une démarche prudente d'examen approfondi de toute anomalie observée. Dans cette optique, la sûreté impose dans ce texte que soit limitée la teneur en plutonium et en actinides mineurs dans certains éléments du combustible qui font l'objet des recherches des deux autres volets du PAC, ainsi que le taux de sous-génération. Cette disposition qui apparaît dans le décret ("*chaque expérience ne pourra porter que sur une quantité d'actinides mineurs inférieure à 20 kg ... et [...] la capacité de sous-génération sera limitée à 25 kg de plutonium par TWhé*") , reflète un fait patent : l'augmentation de cette teneur a pour effet de dégrader certains coefficients de réactivité(*) du réacteur. Il s'ensuit que les irradiations proposées sont limitées dans une large mesure à quelques éléments, comme on le verra aux chapitres 4 et 5, et ne devraient pas affecter notablement la sûreté de l'installation ; ceci ne préjuge pas, bien entendu, de la position que prendra la DSIN, après instruction des demandes d'autorisation d'expériences détaillées. Il serait souhaitable à cet égard que la DSIN soit consultée le plus tôt possible sur les expériences envisagées.

2.2.2 - La flexibilité de manutention des éléments expérimentaux

L'étude du comportement sous irradiation d'aiguilles et d'assemblages de composition non standard, qui fait l'objet des volets 2 et 3 du PAC, nécessite des irradiations de courte durée, permettant de sélectionner rapidement des options prometteuses, puis des irradiations d'une durée plus longue, représentative des durées des cycles industriels d'irradiation. Les paramètres qui déterminent la flexibilité d'une installation pour de telles irradiations sont les suivants :

- la fréquence avec laquelle on peut soustraire un élément du flux de neutrons, fréquence qui est directement liée aux durées de cycle d'un réacteur. On procède dans un RNR à des arrêts fréquents pour permute des assemblages entre eux et en introduire des neufs, qui ont été placés dans la zone du cœur hors flux au moment du chargement. Cette opération, qui dure une dizaine de jours, est destinée à réajuster la réactivité du réacteur ; elle se produit tous les 90 et 120 JEPN(*) sur Phénix et Superphénix respectivement. On peut, à l'occasion de cet arrêt, introduire ou sortir du réacteur quelques éléments expérimentaux ;

- le niveau maximum de puissance résiduelle qui permet à un élément d'être transféré hors réacteur. Ce niveau de puissance dépend du mode de manipulation, qui peut être complètement sous sodium, comme à Phénix (on accepte alors 15 kW) ou également hors sodium, comme à Superphénix (on n'accepte alors que 7,5 kW). Il s'ensuit que les délais de refroidissement avant transfert sont, pour les éléments les plus chauds, de 1 mois à Phénix et de 4 mois pour les éléments équivalents à Superphénix. Notons que cela n'affecte pas le fonctionnement du réacteur, car le refroidissement a lieu en périphérie du cœur;

- la disponibilité sur place d'une cellule chaude, pour le démantèlement des éléments avant examen. Une telle cellule, appelée ISAI, est couplée directement à Phénix, sur le site de Marcoule. En revanche, rien de tel n'existe auprès de Superphénix, qui devra faire transporter ses éléments expérimentaux à Marcoule, pour y être démantelés dans ISAI puis examinés ;

- la durée de fonctionnement effectif nécessaire pour atteindre une certaine dose d'irradiation.

S'agissant d'irradiations de longue durée, les PAC 2 et 3 peuvent se dérouler aussi bien sur Phénix que sur Superphénix, avec simplement une commodité supplémentaire dans le cas de Phénix qui dispose de l'environnement en cellule blindée de démantèlement et en laboratoires d'analyse post-irradiations.

Il apparaît, en revanche, que Superphénix est moins flexible que Phénix pour des irradiations de courtes durées, adaptées à l'exploration de solutions. Mais il semble qu'il n'y ait pas de raisons de principe qui s'opposent à rendre Superphénix plus flexible à cet égard. Cela supposerait que l'on accepte un ralentissement de certaines parties du PAC et que l'on consent à des investissements supplémentaires pour disposer sur place du même environnement que celui de Phénix. Une telle mise en place impliquerait, selon le CEA, "*des opérations lourdes dont la démonstration de la faisabilité, l'étude et la réalisation sont à l'échelle de plusieurs années*" (source : J. Leclère, audition du CEA, novembre 1995). Cette évolution pourrait être précipitée au cas où Phénix s'arrêterait prématurément. En effet se poserait alors la question de savoir comment procéder aux irradiations en cours ou prévues sur Phénix, qui sont indispensables à la logique des PAC 2 et 3.

2.2.3 - La disponibilité de Superphénix

Cette caractéristique intéresse bien évidemment tous les volets du PAC. Elle conditionne en particulier la réalisation d'objectifs d'irradiation comportant un nombre important de dpa^(*). A titre d'exemple, on peut atteindre, à pleine puissance, environ 90 dpa en 3,5 ans à Superphénix (contre 3 ans à Phénix). Ces valeurs militent en faveur de la proposition, avancée au chapitre 5 concernant le PAC 3, d'irradier le plus tôt possible des aiguilles chargées en américium sur support inerte, afin de disposer à l'échéance 2006 de la loi de 1991^(*) des éléments de faisabilité concernant la tenue des gaines à l'irradiation, en vue d'une incinération "en un seul passage"^(*), nécessairement de longue durée .

Cela suppose que l'on atteigne, durant le fonctionnement du coeur 2, une disponibilité et une puissance suffisantes pour obtenir des résultats significativement nouveaux par rapport à ceux de SUPERFACT^(*).

2.2.4 - Les coûts

D'après les informations recueillies par la Commission, les sources de financement relatives au PAC sont complexes, du fait que ce programme concerne plusieurs acteurs et plusieurs programmes de R&D relatifs à la transmutation. Nous avons rassemblé dans le Tableau 1 les diverses rubriques de coûts et recettes relatifs au programme Superphénix.

Le coût de fabrication d'un assemblage standard (environ 4 MF) est environ 3 fois plus élevé sur Superphénix que sur Phénix (source : J. Leclère, CEA). Ce coût passe à 11 MF environ (source : P. Schmitt, NERSA) pour un assemblage expérimental complexe, construit à l'unité ; cela est dû à la nécessité de réactiver certaines compétences chez des industriels peu intéressés par des commandes à l'unité. Par ailleurs, les aiguilles d'un assemblage type CAPRA ou NACRE, une fois irradiées, devront subir des examens destructifs et non destructifs dans les installations de Marcoule, dont le coût moyen est de 1,5 MF par aiguille (source : J. Leclère, CEA). Au coût de fabrication s'ajoutera donc un coût d'examen qui dépendra du nombre d'aiguilles examinées. On voit sur cet exemple que le coût global induit par une telle irradiation d'assemblage sur Superphénix pourrait atteindre plusieurs dizaines de MF. On observe ici que la validation industrielle de certaines options retenues à la suite d'expérimentations sur Phénix induit des coûts nettement plus élevés sur Superphénix que si elles étaient conduites sur Phénix lui-même, où l'on peut également faire de telles expériences d'irradiation d'assemblage (à caractère certes plus générique), et non pas uniquement de capsules.

2.3 - Prise en compte du calendrier décisionnel qu'impose la loi de décembre 1991 relative aux déchets radioactifs

Tel que se présente aujourd'hui le calendrier prévisionnel du PAC, et compte tenu des divers délais qui s'écoulent après une irradiation, il apparaît clair que les expériences prévues sur le coeur 3 ne seront pas en mesure d'apporter en 2006 des éléments d'appréciation significatifs relatifs à l'axe 1 de la loi de décembre 1991. On trouvera plus loin les propositions de la Commission visant à prendre acte de cette situation et à tenter d'y remédier partiellement : études exploratoires (pour lesquelles Phénix resterait en tout état de cause mieux adapté s'il était pleinement disponible à cette fin), irradiations de longue durée d'aiguilles d'américium sur support inerte dès le coeur 2, acceptation d'un éventuel retard dans la mise en place du coeur 3, au profit d'une diversification des expériences conduites dans les coeurs existants.

Tableau 1 : Coûts du programme Superphénix et recettes prévues

Rubrique	Source financement	Coûts non actualisés
Exploitation (main d'oeuvre et maintenance)	NERSA	824 MF/an (1996) 955 MF/an (2001)
(a) (b) Investissements complémentaires aux investissements principaux	NERSA	30 MF/an (1995)
Coeurs 1 + 2	NERSA	1814 MF (dépenses comptables cumulées de 1976 à 1992) non commandé De l'ordre de 1250 MF (de 1998 à 2004)
Coeur 3	EDF	7 MF/an
PAC 1	0,5 EDF + 0,5 CEA	
PAC 2		
(fabrication des assemblages acier pour passage à la sous génération)	NERSA	120 MF cumulés de 1995 à 1997
PAC 2 et 3 (c)	0,5 EDF + 0,5 CEA	de 40 MF/an en 1996 à 80 MF/an en 2000
Pour mémoire Programme SPIN (transmutation RNR)	CEA + EDF (d)	23 MF/an (e)
Programme CAPRA	CEA + EDF (d)	240 MF/an dont 40 MF en soutien du PAC
R et D Technologie RNR	CEA + EDF (d)	50 MF/an (f)

Rubrique	Bénéficiaire	Recettes prévues non actualisées
Vente d'électricité (a)	NERSA	1000 MF/an (g) (entre 1996 et 2000 inclus)

Références :

- (a) audition de P. Caseau, EDF, sur la base d'une production cumulée de 28 TWhé au 31 décembre 2000.
- (b) un coût de 107 MF/an, non inclus ici, correspond en outre à la "location du plutonium". C'est une opération comptable entre NERSA et ses actionnaires.
- (c) actuellement les dépenses portent principalement sur la fabrication des assemblages expérimentaux. Viendront s'ajouter à partir de 1999 les coûts relatifs aux examens des assemblages irradiés.
- (d) la majeure partie de ces rubriques est financée dans le cadre de la R et D tripartite des RNR : 0,7 CEA + 0,3 EDF.
- (e) sur un total de 300 MF du programme SPIN.
- (f) dont 16 MF pour le programme ISIR (inspection en service).
- (g) l'énergie produite est répartie entre les partenaires. Les partenaires étrangers disposent d'une quantité d'énergie garantie jusqu'au 31 décembre 2000, correspondant à leur part de l'énergie restant à produire par les 2 charges de combustible actuellement existantes.

CHAPITRE 3 - Le programme de recherche PAC 1

3.1 - Rappel de la formulation

Le contenu de ce premier volet du PAC, dans la lettre du 26 avril 1994 adressée par EDF, NERSA et le CEA au ministre chargé de la recherche, est ainsi formulé : "démontrer la capacité d'un réacteur à neutrons rapides à produire de l'électricité industrielle, tout en contribuant à la gestion du plutonium et à la réduction des déchets radioactifs à vie longue". Le PAC 1 correspond à la première partie de cette formulation, la seconde précisant le contexte induit par les volets 2 et 3.

Ce texte est explicité comme suit :

"Démonstration du fonctionnement d'un prototype de RNR.

Le réacteur doit être exploité comme un prototype, en mettant à profit toutes les observations, qu'elles concernent le fonctionnement normal ou les anomalies, pour en faire l'analyse, en tirer tous les enseignements et permettre le retour d'expérience.

Le suivi de l'état et des performances des différents systèmes et composants de la chaudière nucléaire comportera des mesures in situ, des inspections périodiques, des examens particuliers pendant les périodes de maintenance et des tests spécifiques. "

Des fiches techniques portent sur :

- le combustible ;
- les circuits sodium et le bloc réacteur ;
- les générateurs de vapeur ;
- la manutention ;
- la surveillance en exploitation
 - . les contrôles
 - . la surveillance du fonctionnement.

3.2 - Considérations générales

3.2.1 - Conditions économiques

Ce volet du PAC relève d'une considération logique : un investissement considérable a été réalisé dans Superphénix ; deux coeurs ont été fabriqués. Il convient donc de tirer toutes les connaissances scientifiques et techniques associées à la mise en oeuvre de ces équipements.

La Commission considère cette approche comme légitime ; elle souhaite toutefois que les connaissances recherchées ne limitent pas leur objectif à la qualification de ce réacteur particulier, et qu'elles aient, dans toute la mesure du possible, une portée plus générale.

Compte tenu du fait que les dépenses d'investissement ont déjà eu lieu, cette acquisition de connaissances peut être faite à coût "marginal". Cette notion mérite cependant d'être précisée.

Un tel coût inclut :

- Le coût de maintien en fonctionnement de la centrale, déduction faite de la valorisation de l'électricité produite et des coûts qui seraient induits en cas d'arrêt.

L'estimation précise de ce solde est apparue inaccessible à la Commission, compte tenu de sa complexité, des ambiguïtés entre coûts économiques ou comptables et des hypothèses non confirmées à ce jour. Par rapport à un coût d'exploitation d'environ 1 milliard de F par an (hors coûts, hors provisions pour retraitement, stockage et démantèlement, et hors amortissements), l'exploitant a présenté à la Commission une prévision de disponibilité qui conduirait à un fonctionnement équilibré et donc à un coût de maintien en fonctionnement nul. Cette prévision (de l'ordre de 50% de la puissance nominale pendant 70% du temps de fonctionnement programmé) peut paraître optimiste en regard des disponibilités observées jusqu'ici. Mais, sauf à constater dans le futur une disponibilité chroniquement faible, qui remettrait en cause l'ensemble du programme, la Commission note à ce stade que le coût de maintien en service peut être relativement modeste, en regard des investissements faits, d'une part, et des enjeux de connaissances considérés, d'autre part.

- Les coûts spécifiques des travaux de recherche et d'acquisition de connaissances effectués en marge du fonctionnement normal.

Le PAC 1 ne consiste pas seulement à "regarder fonctionner" le réacteur, mais aussi à aller chercher de façon volontariste certaines connaissances dépassant le cadre de l'exploitation courante. La liste des connaissances attendues, passées en revue ci-après, en apportera l'illustration. Il semblerait légitime à la Commission que ces coûts spécifiques représentent un montant significatif, au moins de l'ordre de 20% du coût d'exploitation ci-dessus évoqué, auquel ils viendront s'ajouter.

3.2.2 - Les limites du PAC 1 et ses interfaces avec les autres volets du PAC

Superphénix est un prototype de taille industrielle ; mais il ne permet d'apprécier qu'imparfaitement les contraintes de la pleine maîtrise technique d'une filière et la connaissance des coûts, que seul un retour d'expérience industrielle portant sur un nombre significatif d'années-réacteur permettrait d'atteindre. Le PAC 1 ne peut qu'évaluer la capacité de ce réacteur à "produire de l'électricité industrielle" ; il ne permet pas à lui seul l'évaluation industrielle d'une filière sodium.

Les opérations d'exploitation et d'acquisition de connaissances paraissent réparties un peu artificiellement entre le PAC 1 et d'autres programmes extérieurs au PAC ; leur ensemble forme un tout et les commentaires de la Commission portent sur cet ensemble, sans distinguer si l'action relève des modalités particulières de décision et de financement du PAC, ou bien d'autres programmes de développement, ou bien encore du suivi d'exploitation inhérent à un prototype (il s'agit plutôt à vrai dire d'un "précurseur").

La Commission s'est interrogée sur les interfaces entre le volet 1, d'une part, et les volets 2 et 3 d'autre part :

- ils sont complémentaires : pour exécuter les volets 2 et 3, il faut que le réacteur fonctionne, ce qui est la base même du volet 1 ;
- ils pourraient aussi paraître antagonistes : l'utilisation du réacteur en vue des objectifs des volets 2 et 3 nuira sans doute à la disponibilité et n'ira pas forcément dans le sens de la démonstration industrielle.

La Commission souligne à ce propos que, conformément au décret d'autorisation de création du 11 juillet 1994, les objectifs de recherche et d'acquisition de connaissances doivent guider les décisions. En conséquence, le bon déroulement du volet 1 du PAC doit s'apprécier en termes de connaissances acquises et non pas en termes de disponibilité. Certes, une disponibilité adéquate est un facteur nécessaire au bon déroulement de tous les volets du PAC. **Mais elle en est le moyen, non l'objectif.**

3.3 Examen des programmes correspondant au volet 1 du PAC

3.3.1 - *La capacité de Superphénix comme outil de recherche sur le strict contenu du volet 1 du PAC*

Superphénix est le seul réacteur de taille industrielle dont nous disposions et sur lequel ce programme de recherche pourra se réaliser. Son déroulement repose principalement sur la disponibilité et la longévité de l'installation, que seul l'avenir pourra confirmer.

Sur de nombreux points, ce programme se situe dans le prolongement des connaissances résultant normalement de l'exploitation du réacteur, avec toute la volonté de tirer parti des enseignements possibles, comme le ferait tout exploitant nucléaire sur tout type de réacteur susceptible de développements ultérieurs. Les travaux consisteront donc souvent en des suivis attentifs, plutôt qu'en des recherches.

La Commission reconnaît le bien-fondé de ce programme qui mérite cependant quelques remarques et recommandations spécifiques.

a) Sûreté

La Commission a considéré que l'appréciation de la sûreté actuelle de l'installation, traitée par ailleurs par les organismes compétents, n'entrant pas dans le cadre de sa mission mais que, par contre, les implications pour la sûreté des expérimentations prévues devaient être prises en compte dans ses réflexions.

Elle recommande d'une façon générale

- que les travaux menés dans le cadre du PAC 1 visent prioritairement à améliorer le fonctionnement et la sûreté du réacteur Superphénix et qu'ils prennent le pas sur la recherche d'un accroissement de ses performances en termes de possibilités techniques ou de compétitivité économique vis-à-vis d'autres filières de production d'énergie.

Elle a pris note des principales demandes formulées à court terme par la DSIN :

- . le réexamen de la qualité de fabrication de circuits importants pour la sûreté, que l'exploitant doit entreprendre à partir des dossiers de fin de fabrication ;
- . l'amélioration de la surveillance en exploitation et la présentation du programme de recherche et de développement pour renforcer la détection précoce d'une défaillance sur des matériels particulièrement importants pour la sûreté.

Elle a noté par ailleurs que les prochains arrêts programmés étaient prévus à 240 puis à 320 JEPN(*) pour adapter la configuration du cœur du réacteur à sa mission de recherche et pour apporter les améliorations demandées par la DSIN sur divers matériels.

b) Combustible, gaines et matériaux de structure

Ce programme est associé aux plans de surveillance des assemblages et des absorbants. Dans un contexte de longévité inconnue du réacteur, il devrait s'attacher en priorité à cerner au plus vite les limites de ces composants, afin de permettre un retour d'expérience sur la conception dans les choix de matériaux, les dessins des assemblages, des barres et des structures internes. Les moyens d'utiliser au mieux la longévité devraient être explicités.

La Commission note que le programme prévoit principalement la métrologie des assemblages avant et après chargement, le problème principal à résoudre étant de réduire le gonflement(*) et le fluage sous irradiation. De tels essais sont évidemment nécessaires ; ils ne suffisent pas. Les problèmes de matériaux qui se posent si l'on veut augmenter significativement les durées d'irradiation (afin de "*produire de l'électricité à un niveau industriel*") sont considérables et ne peuvent être résolus par une simple "*surveillance des assemblages*". On revient sur ce point en Annexe V.

La Commission recommande que le programme concernant la tenue des divers matériaux (combustibles, matériaux de gaines et de structure) ne se limite pas à de simples essais de validation technique mais qu'il s'appuie sur un effort important de recherche fondamentale, expérimentale et théorique, en thermodynamique des solides, en physique de la déformation, en corrosion et en effets des radiations.

c) Circuits sodium et bloc réacteur

Le critère de "fuite avant rupture" peut être appliqué, dans la conception d'un réacteur, s'il est démontré qu'il ne peut pas se produire de rupture soudaine et imprévisible d'une enceinte ou d'une tuyauterie sans qu'une telle rupture soit précédée par une fuite inoffensive et détectable, permettant en temps utile de mettre le réacteur dans un état sûr.

L'absence de consensus sur une telle démonstration, recherchée au moins sur certains composants de Superphénix, a constitué une difficulté dans les démonstrations de sûreté et a imposé des précautions compensatoires. Progresser dans ce domaine, tant sur la détection que sur le comportement des matériaux, pourrait constituer un atout pour la conception de réacteurs ultérieurs de types divers.

Les comportements des composants, sous leurs sollicitations diverses, devraient être riches d'enseignements (voir recommandation du § b ci-dessus).

Par ailleurs, il serait très intéressant d'acquérir des connaissances sur la capacité d'un tel réacteur à être vidangé, dans des conditions d'exploitation industrielle acceptable, sans inconvénients rédhibitoires pour les matériaux en présence.

d) Inspection en service

Les difficultés ou les incertitudes liées à la surveillance et à l'intervention pour réparation éventuelle en service constituent une difficulté pour l'exploitation industrielle et pour les démonstrations de sûreté qui ne manqueront pas d'être nécessaires au long de la vie d'un tel réacteur.

De ce point de vue, le programme ISIR (In Service Inspection and Repair) présente un grand intérêt. Pourraient être explicités les moyens de profiter au mieux du champ d'expérimentation à longévité limitée que constitue Superphénix, en regard de ces considérations décisives pour tout développement industriel futur de réacteur au sodium.

Il est également important d'acquérir des connaissances sur le comportement à long terme et le vieillissement des composants difficilement inspectables, voire non inspectables.

e) Impact radiologique

Le PAC 1 doit également constituer l'occasion de préciser ou de confirmer les caractéristiques de Superphénix en matière

- . de doses reçues par le personnel (en exploitation et en maintenance)
- . de rejets

et d'en étudier les enseignements.

Au terme de cet examen, la Commission apprécie avec intérêt le champ du volet 1 du PAC. Elle s'interroge sur son intensité : sur certains thèmes (parmi ceux qui viennent d'être cités), peut-être faudrait-il utiliser de façon plus volontariste l'outil d'acquisition de connaissances que constitue, de façon forcément provisoire, Superphénix.

D'une façon générale, les différents travaux et recherches évoqués dans le PAC 1 sont placés sous la menace aléatoire d'un arrêt prématûre de Superphénix. Il en découle une nécessité de définir des priorités et d'acquérir au plus vite les connaissances les plus importantes. L'utilisation du temps disponible de ce réacteur doit être optimisée. Nous reviendrons sur cette préoccupation à l'occasion des autres volets du PAC.

3.3.2 - Réflexions sur le devenir des connaissances issues du PAC 1

Au cours de ses auditions, la Commission a entendu des points de vues divers sur l'utilisation qui pourra être faite dans le futur de l'acquis du PAC 1, qui peut concerner notamment :

- le choix de filière ;
- le choix du sodium ;
- le choix des options de conception d'un réacteur.

Pour certains, il s'agit de savoir si ce type de réacteur est un bon ou un mauvais choix, en perspective du jour lointain (dans une cinquantaine d'années ?) où le recours à un parc industriel de RNR pourra redevenir envisageable. Une longue discontinuité technique est prévue et l'acquis du PAC 1 est considéré comme une base de redémarrage.

Pour d'autres, il s'agit de poursuivre la mise au point, de cerner les caractéristiques favorables ou défavorables, et d'assurer le retour d'expérience afin de faire progresser la technologie de ce type de réacteur, dans une perspective plus continue d'évolution et de progrès technique, envisageable grâce à la coopération internationale.

Pour d'autres enfin, il s'agit d'acquérir le plus possible de connaissances susceptibles d'être valorisées dans un champ technologique plus large, et notamment dans le développement de filières de réacteurs notamment différentes. Est évoquée, par exemple, l'idée qu'un programme d'expérimentation dans Superphénix puisse dès que possible être dédié aux besoins du développement de tel ou tel nouveau type de réacteur.

La réalité pourrait être une combinaison de ces différents scénarios. Il serait essentiel que l'acquis du PAC 1 soit en tout état de cause valorisable.

La Commission considère qu'il faudra se donner les moyens, au cours des années qui viennent, de transmettre dans le temps l'acquis du PAC 1.

CHAPITRE 4 - Le programme de recherche PAC 2

4. Description du PAC 2

Le deuxième volet du PAC, proposé par NERSA, CEA et EDF aux Pouvoirs Publics, concerne l'incinération du plutonium dans un réacteur à neutrons rapides de type Superphénix. Dans sa configuration standard, Superphénix est conçu pour produire plus de plutonium qu'il n'en consomme, grâce aux couvertures "fertiles" radiales et axiales disposées autour du cœur. Ces couvertures ne contiennent, lors du chargement, que de l'uranium appauvri (ou naturel) ; leur rôle est de produire une quantité supplémentaire de plutonium par conversion de ^{238}U en ^{239}Pu . Dans un tel mode "surgénérateur", le combustible retiré du réacteur en fin de bombardement contient plus de plutonium que celui qui avait été initialement chargé. Le passage d'un tel réacteur en mode plus ou moins fortement "sous-générateur" suppose que l'on réduise les quantités d'uranium présentes dans le réacteur :

- en retirant les couvertures fertiles ;
- en diminuant autant que faire se peut la concentration d'uranium dans le cœur.

Le PAC 2 comporte donc deux phases distinctes, menées en fait de front, concourant à un même objectif final.

La première phase consiste à faire évoluer la configuration actuelle de Superphénix, qui produit 36 kg de plutonium par TWhé, vers une configuration légèrement sous-génératrice, en remplaçant progressivement les couvertures radiales par de simples assemblages en acier, à l'occasion de l'utilisation des coeurs standard 1 et 2, déjà fabriqués et qui doivent alimenter Superphénix (le premier jusque vers la fin de 1998, le deuxième de 2000 à 2003). Puis, dans un deuxième temps, lors de la construction d'un troisième cœur, l'uranium des couvertures axiales, intégrées aux aiguilles des assemblages du cœur, sera également remplacé par de l'acier. Ce nouveau cœur, appelé à alimenter Superphénix de 2004 à 2007, en est à ce jour au stade des études et n'a pas été soumis aux autorités de sûreté. A elles seules, ces modifications permettraient d'atteindre en 2007, date prévue pour le déchargeement de ce troisième cœur, une consommation nette de plutonium de l'ordre de 15 kg par TWhé.

Une telle valeur de consommation reste cependant très modeste, puisqu'elle correspondrait, en supposant un facteur de charge de 75%, à une consommation de 120 kg de plutonium par an, représentant environ 1% de la production annuelle de plutonium du parc REP actuel. Aussi, la deuxième phase du PAC 2 vise-t-elle à aller très au delà, pour se rapprocher de la valeur théorique de 110 kg de plutonium par TWhé que consommerait un cœur totalement dépourvu d'uranium, et qui conduirait, dans les mêmes conditions, à une incinération dans Superphénix de 800 kg de plutonium par an.

L'étude de combustibles à faible concentration en uranium (ou, ce qui revient au même, enrichis en plutonium) permettant d'atteindre de telles performances d'incinération fait l'objet du programme CAPRA lancé par le CEA en février 1993. Ce programme, qui comprend des études conceptuelles, de simulation et expérimentales (thermohydraulique, irradiations dans Phénix ...), a conduit aujourd'hui à proposer différentes configurations de cœur, fondées sur une démarche dite de dilution(*) au niveau de l'aiguille, de l'assemblage et du cœur. Dans ces conditions, on peut envisager un combustible oxyde U-Pu, enrichi à 45% en plutonium, capable de consommer 75 kg de plutonium par TWhé. Le programme d'irradiation CAPRIX, en cours à Phénix, vise à étudier le comportement d'une aiguille fissile correspondant à cet enrichissement. Une autre possibilité, étudiée dans le cadre du programme CAPRA, serait celle d'un cœur sans uranium, constitué d'un combustible au nitrure de plutonium.

La deuxième phase du PAC 2 a pour objet la qualification industrielle d'assemblages CAPRA de type oxyde et, dans le troisième cœur, d'aiguilles de combustible plutonium sans uranium. Le programme comporte la fabrication, l'irradiation et les examens post-irradiation de ces assemblages et aiguilles, en collaboration avec des industriels comme COGEMA. Il est ainsi envisagé d'introduire au début de 1997, dans le cœur 1, deux assemblages à 31% de plutonium, en 2000 deux assemblages à 35% dans le cœur 2, enfin un bloc d'une vingtaine d'assemblages à 40% dans le cœur 3.

4.2 - Justification du PAC 2

Un programme de recherche portant sur l'incinération du plutonium peut trouver sa justification dans le contexte actuel du recours à l'énergie nucléaire. Ce contexte est différent de celui des années 70 ; on anticipait alors un développement important du nucléaire au niveau mondial, avec la perspective d'une raréfaction des ressources en uranium obligeant à recourir à terme au plutonium pour en valoriser au mieux le contenu énergétique, grâce à la surgénération dans les réacteurs à neutrons rapides. Aujourd'hui, il apparaît que les ressources en uranium sont largement suffisantes pour satisfaire, du moins jusque vers 2050, les programmes nucléaires mondiaux, et que la formation corrélative de plutonium dans les combustibles irradiés représente davantage un problème de radiotoxicité et, éventuellement, de risque de prolifération, qu'une source de matières fissiles indispensable au plan énergétique. Le plutonium est en effet le plus important en quantité - de l'ordre de 1% - des actinides (autres que l'uranium) présents au décharge dans les combustibles irradiés de la filière actuelle des réacteurs à eau. Il contribue de ce fait à plus de 90% à la radiotoxicité à long terme des combustibles irradiés, du moins jusqu'aux environs de 100 000 ans dans le futur. Le PAC 2 trouve donc sa principale justification dans la réduction des divers risques potentiels à long terme (radiologiques, prolifération) liés à la présence du plutonium dans les combustibles irradiés.

Dans ce contexte, la justification du PAC 2 doit être discutée par rapport :

- . aux diverses stratégies possibles de gestion du plutonium ;
- . aux spécificités des RNR dans ces stratégies ;
- . à la cohérence du programme avec le développement prévisible de la filière RNR.

4.2.1 - Les stratégies possibles de recyclage du plutonium

La gestion du plutonium peut être considérée selon deux stratégies extrêmes, entre lesquelles peuvent se situer diverses variantes. La première est celle du cycle ouvert, qui consiste à considérer le plutonium comme un déchet et à le laisser dans les combustibles irradiés, destinés à être stockés directement en couches géologiques profondes après une période d'entreposage pour refroidissement pouvant s'étendre sur une cinquantaine d'années. Les partisans de cette solution s'appuient sur des analyses de risques résiduels présentés par un tel mode de stockage, qui indiquent d'une part (voir l'étude EVEREST(*)) menée par l'IPSN dans le cadre d'un programme de l'Union Européenne) que ces risques, en termes de doses délivrées à l'exutoire à diverses époques du futur, sont dominés non par le plutonium mais par certains radionucléides à vie longue et à grande mobilité, tels que ¹²⁹I ou ¹³⁵Cs, et d'autre part qu'en tout état de cause les valeurs de dose ainsi atteintes restent très en deçà (sauf peut-être dans le cas de ¹²⁹I) de ce qui est aujourd'hui considéré comme acceptable pour le public. Le cycle ouvert est, par ailleurs, présenté comme une solution très résistante à la prolifération.

Tableau 2 : Quelques modes de recyclage du plutonium seul
 Référence : Audition du CEA (M. Salvatores) par la CNE (8 février 1996)

Scénarios :	1	2	3	4	5
	Mode : Cycle ouvert		Mode : hétérogène (*)	Recyclage / RNR	homogène(*)
	REP	REP	REP	RNR	REP
Type de réacteur :	N 4	RMA	N4-MOX	CAPRA	N4-MOX
Rapport de modération	2	3	2	/	2
TCT (MWj/t)	55 000	55 000	55 000	140 000	55 000
N° du cycle	1	1	1	Equilibre	Equilibre
Chargement :					
Teneur en plutonium (%)	0	0	10	54	2,0
Teneur en U-235 (%)	4,5	3,8	0,25	0,19	3,8
Bilan massique (variation à 5 années après décharge, en kg/TWhé)					
Plutonium	+29	+21	-66	-87	+0
Neptunium	+2,1	+1,4	+0,2	+0,3	+1,6
Américium	+1,4	+1,4	+14	+16	+4,5
Total actinides mineurs	+3,8	+2,9	+17	+18	+8,3
Introduction dans un parc de 60 GWé					
% dans le parca)	100	100	13	24	100
Production AMb)	+3,8	+2,9	+5,6	+6,9	+8,2
Production Pu(kg/TWhé)	+29	+21	+17	+0	+0
Inventaire cycle Pu ^{c)}				310	200

a) dans tous les cas, les réacteurs de base du parc sont de type N4-UOX (col. 1)

b) AM : actinides mineurs (neptunium, américium et curium) en kg/TWhé

c) en tonne, en supposant que ce parc produit 400 TWhé par an et un temps de refroidissement avant retraitement de 3 et 5 ans pour les combustibles RNR et REP respectivement

colonnes 1 et 2 : Deux types de réacteurs UOX sont considérés, le premier avec un rapport de modération(*) égal à 2 et le second égal à 3 (RMA) ;

colonne 3 : Parc mixte UOX+MOX avec un seul recyclage (recyclage hétérogène, le plutonium étant introduit (à une teneur relativement élevée) dans un nombre limité de cibles) ; la proportion de 13% de MOX correspond à l'utilisation de la totalité du plutonium produit dans les combustibles UOX, qui sont donc tous retraités. On ne peut atteindre en pratique l'équilibre, le coefficient de vidange(*) devenant positif au delà de deux ou trois recyclages ;

colonne 4 : Parc mixte UOX+RNR (recyclage hétérogène) ; on peut en principe atteindre un inventaire de plutonium à l'équilibre, avec moins du tiers du parc en réacteurs à neutrons rapides ;

colonne 5 : Parc unique MOX (recyclage homogène, le plutonium étant incorporé à l'ensemble du combustible), chaque réacteur recyclant son plutonium, dans un combustible sur support à uranium enrichi ; on peut en principe atteindre un inventaire de plutonium à l'équilibre.

En référence au "principe de précaution" et compte tenu des incertitudes attachées aux modèles sous-jacents à ces analyses de risques et à leur crédibilité, l'autre approche préconise au contraire la réduction du risque potentiel des stockages à l'aide de la séparation-transmutation, qui vise à réduire fortement la radiotoxicité à long terme de ce que l'on envoie aux déchets lors des recyclages successifs qu'implique la mise en oeuvre concrète de cette stratégie dans des réacteurs. Sous certaines conditions, ce recyclage a pour effet de stabiliser, dans un parc donné de réacteurs, l'inventaire en produits recyclés. Cette stabilisation ne peut être atteinte qu'au bout de plusieurs cycles (à titre indicatif 5 à 6 cycles de 12 ans chacun), et n'intervient dès lors qu'après plusieurs décennies. Le multirecyclage n'a donc de sens que s'il s'insère dans un programme nucléaire se déroulant sur de telles échelles de temps, pouvant aller jusqu'à une centaine d'années ou au-delà.

Différents scénarios de multirecyclage ont ainsi été calculés et comparés au cycle ouvert. Le Tableau 2 regroupe, sur la base du réacteur N4-UOX de 1450 MWé, les principales caractéristiques du cycle ouvert (colonnes 1 et 2) et de 3 scénarios de recyclage du plutonium envisageables (colonnes 3 à 5).

Dans les deux premiers scénarios on introduit, dans un parc de réacteurs REP standard (dits N4-UOX), producteurs de plutonium, des réacteurs incinérateurs de plutonium, de type REP (col. 3) ou RNR (col. 4). Leur proportion augmente en fonction du plutonium disponible par retraitement pour leur alimentation, jusqu'à une valeur pour laquelle les flux s'égalisent. L'inventaire en plutonium dans le cycle se maintient alors à une valeur d'équilibre, qui dépend d'une manière critique des temps d'immobilisation hors réacteur. Dans le troisième scénario (col.5), le plutonium est recyclé dans l'ensemble des réacteurs ; on atteint également une stabilisation de l'inventaire.

Le multirecyclage, que supposent ces trois scénarios, n'est en fait envisageable (essentiellement pour des raisons de sûreté) que dans deux scénarios, figurant au Tableau 2 (colonnes 4 et 5) :

- celui d'un parc mixte, dont 24% de la production électrique serait fournie par des RNR, utilisant un combustible à forte concentration en plutonium (de l'ordre de 50%). A titre indicatif, cela conduirait à environ 16 réacteurs de type Superphénix, produisant chacun 6 TWhé par an, pour un parc de 400 Twhé/an, prévu en France vers l'an 2000 ;

- celui d'un parc de réacteurs de type REP, qui recyclerait le plutonium produit en utilisant un combustible à faible teneur en plutonium (de l'ordre de 2%) sur support à uranium enrichi. Cela conduirait à fabriquer chaque année 1000 tonnes de combustible MOX (au lieu de 130 en cas de recyclage unique). On pourrait de plus améliorer les performances des REP, en termes de production de plutonium et d'actinides mineurs, en augmentant le rapport de modération(*) .

La stabilisation de l'inventaire en plutonium se fait, dans tous les cas, au détriment d'une production accrue d'actinides mineurs (si ceux-ci ne sont pas recyclés). Par ailleurs, diverses quantités de radionucléides à vie longue iront aux déchets ; elles sont liées aux inventaires manipulés dans les opérations de retraitement et de fabrication de combustible (les réacteurs à neutrons rapides ont des inventaires en cœur plus élevés que ceux qui utilisent des neutrons thermiques) et aux facteurs de décontamination(*) (on atteint aujourd'hui environ 800 pour le plutonium), notamment en actinides mineurs.

De ce fait, le gain global en radiotoxicité des déchets produits par un parc à l'équilibre où n'est recyclé que le seul plutonium n'est que d'un facteur de l'ordre de 3 à 5 par rapport au cas du cycle ouvert, au lieu de 30, chiffre qui pourrait être atteint si l'élimination du plutonium n'engendrait aucune radiotoxicité supplémentaire.

Il existe, dans la réalité d'aujourd'hui, deux stratégies pratiquées au plan mondial. La plus répandue est celle de l'entreposage de longue durée des combustibles irradiés, pouvant conduire au stockage direct (col. 1). Celle du monorecyclage hétérogène sur support d'uranium appauvri (col. 3) reste très limitée : elle connaît aujourd'hui un début d'application en France où le recyclage du plutonium est pratiqué dans 7 réacteurs 900 MW_e du parc EDF, chargés à 30% en MOX. Indépendamment des raisons économiques, le nombre de cycles en multirecyclage hétérogène dans les REP est limité pour des raisons de sûreté (le coefficient de vidange devient positif(*) au-delà d'une teneur en plutonium de 10 à 15 % selon la composition isotopique). Le recyclage hétérogène doit pratiquement se réduire dans ces conditions à un recyclage unique, qui ne peut conduire à une stabilisation de l'inventaire en plutonium du parc, contrairement à un multirecyclage homogène qui serait pratiqué sur la totalité des réacteurs.

4.2.2 - *Le rôle spécifique des RNR de type Superphénix*

Si l'on s'en tient aux solutions de recyclage décrites au § 4.2.1, fondées sur des filières éprouvées industriellement ou en voie de qualification comme Superphénix, on constate que le multirecyclage du plutonium est envisageable soit avec des REP, en mode homogène, soit avec des RNR où il peut alors être précédé ou non par un premier recyclage en REP. Le choix entre ces deux solutions dépendra de considérations technico-économiques relatives au cycle du combustible associé et surtout du déploiement industriel des RNR, dont le niveau de maturation est loin d'atteindre celui des REP pour lesquels il existe un important "retour d'expérience".

Pour ce qui concerne le cycle, la solution du recyclage homogène REP nécessitera pour la fabrication de combustibles MOX des quantités légèrement plus importantes d'uranium enrichi (accroissement de moins de 10%), ainsi que des capacités de fabrication environ dix fois plus importantes que celle de MELOX(*), mais avec une teneur en plutonium nettement plus faible. Cette solution, où la qualité isotopique du plutonium est meilleure qu'en recyclage hétérogène, présente d'autre part l'avantage de permettre une standardisation industrielle des combustibles utilisés dans le parc.

L'autre solution, utilisant les RNR, fait appel à des techniques innovantes, en premier lieu en ce qui concerne le réacteur, mais aussi dans le domaine de la fabrication de combustibles riches en plutonium et de leur retraitement (c'est un des objets du programme CAPRA). En revanche, cette voie de multirecyclage ouvre trois possibilités que ne peut couvrir le multirecyclage en REP (à l'exception peut-être de la première), à savoir :

- la possibilité de recycler les actinides mineurs, qui sera discutée au chapitre 5 ;
- la possibilité de passer le cas échéant en mode surgénérateur ou simplement régénérateur ;
- la possibilité, enfin, de "détruire" par fission l'ensemble des actinides indésirables en un minimum de cycles, voire en un cycle unique (option dite "en un seul passage").

On notera que les deux dernières possibilités, qui sont spécifiques aux RNR, correspondent à des situations énergétiques fortement contrastées, et qui n'ont en commun que d'apparaître à une époque éloignée, probablement au-delà de 2050. La première d'entre elles (passage à la surgénération) permettrait le maintien, voire le développement de la filière électronucléaire en situation de pénurie d'uranium. La seconde permettrait de détruire progressivement l'inventaire d'équilibre d'un parc électronucléaire au cas où l'on arrêterait la production d'électricité d'origine nucléaire.

4.2.3 - Autres solutions envisageables pour l'incinération

Il existe d'autres moyens que les RNR de type critique, comme Superphénix, pour détruire aussi bien du plutonium que des actinides mineurs. Depuis la fin des années 80, des propositions fondées sur des systèmes sous-critiques, assistés par accélérateur, annoncent des performances intéressantes :

- avec des sels fondues et en neutrons thermiques, ce qui permet de fonctionner avec des inventaires réduits (projet de Los Alamos) ;
- avec des sels fondues en neutrons rapides (projet de JAERI au Japon) ;
- avec des combustibles solides, en neutrons rapides et refroidissement au plomb (projet CERN).

La caractéristique importante de ces systèmes pour l'incinération des actinides par fission directe (ou cumulée, c'est à dire précédée de captures de neutrons) est leur niveau de sous-criticité que l'on peut exploiter pour utiliser des combustibles peu ou pas chargés en uranium, dans des conditions de sûreté plus faciles à atteindre qu'avec un réacteur critique ; ainsi pourrait-on se rapprocher de la valeur théorique de 110 kg (en supposant des rendements de Carnot identiques à celui de Superphénix) d'actinides incinérés par TWhé produit par le réacteur (dont il faut noter toutefois qu'une partie plus ou moins importante serait détournée pour l'alimentation de l'accélérateur).

D'autre part, un atout pratiquement irremplaçable, découlant également de leur sous-criticité, est une bonne économie de neutrons qui peut être exploitée en spectre thermique pour la destruction, par capture neutronique, de quantités significatives de produits de fission à vie longue.

Le système faiblement sous-critique à neutrons rapides, refroidi au plomb et assisté par un cyclotron, qui est aujourd'hui proposé au CERN par C. Rubbia, est destiné à produire de l'énergie en utilisant un combustible au thorium. Il présente, tout au moins sur le papier, l'avantage de la sûreté "passive" que lui confère un coefficient de vidange(*) globalement négatif et mériterait une étude de sûreté approfondie. L'absence de sodium et la quasi-absence du plutonium et d'actinides mineurs tels que Am, Cm... lui permettrait vraisemblablement de bénéficier d'une meilleure acceptabilité sociale, sous réserve bien entendu que d'autres inconvénients n'apparaissent pas à l'usage. Il a été également proposé d'utiliser un tel système, appelé Amplificateur d'Energie, pour convertir progressivement le plutonium produit par un parc de REP, voire du plutonium militaire, en ^{233}U , que ses promoteurs présentent comme moins "proliférant" que le plutonium du fait de sa contamination par ^{232}U fortement irradiant.

Le handicap de toutes ces propositions est de n'avoir pas dépassé le stade de l'étude conceptuelle et de ne pas bénéficier de la même expérience que celle acquise avec les RNR-sodium. Cependant, compte tenu de l'échéance relativement lointaine du remplacement, vers 2050, de la seconde génération de REP, il semblerait opportun d'aborder l'étude de tels systèmes, qui pourraient s'avérer à cette date plus performants et peut-être mieux acceptés que les RNR-sodium de type Superphénix.

4.2.4 - Observations concernant le PAC 2

Des remarques ci-dessus, il ressort que l'on doit bien distinguer le programme PAC 2 du programme CAPRA. A cet égard, on doit juger de l'intérêt de ces programmes au regard de l'environnement qui vient d'être décrit, à savoir :

- possibilité de solutions d'attente fondées sur la stabilisation des inventaires en plutonium par multirecyclage homogène dans les REP ;
- possibilité de non-retraitements, au moins immédiat, et d'entreposage des combustibles MOX irradiés issus d'un recyclage unique des combustibles UOX ;
- échéance relativement lointaine pour un développement industriel significatif des RNR ;
- autres solutions, probablement plus performantes, envisageables à cette échéance.

CAPRA est un programme de recherches sur des combustibles "exotiques", à faible concentration d'uranium, qui dispose jusqu'à ce jour de moyens flexibles d'irradiation comme SILOE, HFR et Phénix et se développe, par ailleurs, dans le cadre de collaborations internationales. Les résultats d'un tel programme pourront certainement être très utiles dans d'autres configurations que Superphénix, par exemple dans un réacteur sous-critique refroidi au sodium (voir la proposition de JAERI).

Pour aller dans le sens d'une recherche à possibilités multiples, il semblerait judicieux d'élargir le programme CAPRA, pour prendre en compte d'autres environnements de réacteur, voire d'autres cycles, que celui des RNR-sodium. Pour ne citer qu'un exemple, CAPRA pourrait étudier la thermohydraulique liée à l'insertion d'autres assemblages chargés au plutonium sur divers supports dans un caloporeur au plomb.

La deuxième phase du PAC 2 concerne pour sa part un type de réacteur donné pour lequel on recherche la qualification industrielle rapprochée d'assemblages spécifiques ; elle s'inscrit bien à ce titre dans l'objectif qui a été assigné à Superphénix par le décret de 1994. Il serait toutefois regrettable que, dans l'hypothèse où se poserait un problème d'allocations de ressources, une priorité absolue accordée à la qualification industrielle poussée d'une solution donnée vienne interdire à Superphénix de contribuer à un programme CAPRA à caractère plus générique.

Compte tenu de l'échéance relativement lointaine de 2050 et à la lumière des perspectives nouvelles qui se sont récemment fait jour, il semble bien qu'il sera temps d'élargir les objectifs initiaux du PAC en assignant à Superphénix un rôle plus diversifié. Sous réserve bien entendu que Superphénix fonctionne comme réacteur industriel dans des conditions de sûreté totalement satisfaisantes (voir PAC 1), il pourrait par exemple être considéré :

- dans un contexte nouveau d'élargissement à d'autres solutions, comme un outil d'irradiation de longue durée, dont l'intérêt et la flexibilité devraient être appréciés en comparaison avec les autres moyens d'irradiation mentionnés ci-dessus (voir chapitre 5) ;*
- dans le contexte même du PAC, comme un outil spécifique offrant des espaces disponibles importants pour des essais, qui seraient nécessairement de longue durée, d'incinération "en un seul passage" d'actinides mineurs tels que l'américium et le curium (voir chapitre 5) ;*

- comme une source offrant une plus grande disponibilité en neutrons qu'un REP pour des essais d'incinération de produits de fission à longue durée de vie en spectre thermalisé (voir chapitre 5) ;

- plus généralement, comme un outil, éventuellement ouvert à des laboratoires extérieurs, pour toutes études en neutrons rapides, dans le cas où Phénix serait temporairement ou définitivement indisponible.

La Commission considère qu'il serait important de donner à tous ces points la priorité sur la démonstration industrielle du passage à la sous-génération.

CHAPITRE 5 - Le programme de recherche PAC 3

5.1 Description du PAC 3

Le troisième volet du PAC s'inscrit dans les études portant sur la transmutation des actinides mineurs, qui sont menées, pour ce qui concerne le CEA, dans le cadre du programme SPIN. D'une manière plus précise, le PAC 3 concerne la qualification semi-industrielle d'assemblages contenant des actinides mineurs destinés à être placés dans le cœur d'un réacteur à neutrons rapides du type Superphénix ou EFR. Il est conçu dans la continuité des irradiations d'aiguilles à forte teneur en neptunium et américium, qui ont été ou sont menées à Phénix, depuis 1986 et 1995 respectivement, dans le cadre de SUPERFACT 1 et SUPERFACT 2(*) .

A ce jour, le PAC 3 se limite pour l'essentiel à l'étude du recyclage homogène du neptunium, à une teneur de l'ordre de 2%, correspondant à environ 2 kg par assemblage, dans des assemblages standard ou CAPRA :

- . dans le cœur 1, au début de 1997,-il est prévu d'insérer un assemblage standard de 271 aiguilles, appelé NACRE ;
- . dans le cœur 2, deux autres assemblages dits NACRE/CAPRA à 30% en plutonium ;
- . dans le cœur 3, dix assemblages NACRE/CAPRA à 35% de plutonium.

S'agissant de l'américium, on peut noter d'ores et déjà que les problèmes d'irradiation posés par sa manipulation au cours des divers recyclages sont tels qu'ils incitent à préférer le mode de recyclage dit hétérogène(*). Celui-ci consiste à fabriquer des cibles, dont la teneur en américain seraient supérieure aux 2% généralement admis pour le recyclage homogène(*), que l'on place dans le réacteur, en général en périphérie du cœur, pour être irradiées sur de longues durées, indépendamment des opérations de chargement et déchargement du cœur. On peut éventuellement, au terme d'une telle irradiation, atteindre des taux de transmutation suffisamment élevés pour justifier la mise directe aux déchets des cibles en fin d'irradiation (incinération "en un seul passage").

Toutefois, compte tenu des difficultés rencontrées, notamment avec la fabrication de cibles représentatives, il ne semble envisagé, dans le cadre du PAC 3, que d'introduire dans le seul troisième cœur quelques aiguilles spécialement chargées en américain, notamment sur matrice inerte (réf. document présenté par NERSA, lors de son audition du 12 octobre 1995). Ceci est confirmé par le CEA dans sa note technique 95-002 du 4 janvier 1996 sous la rubrique "Programme d'irradiation SPIN" (figures 7.1 et 8.1), qui fait toutefois état à la dernière page (figure 8.2) d'assemblages "ACRE-1" (présent dans le cœur 1) et "ACRE-2" dont les chargements seraient prévus respectivement dans le cœur 1 en 1996 et dans le cœur 2 en 1999. Quoi qu'il en soit, il ne s'agit là que d'aiguilles d'un combustible "vieilli" du cœur, contenant une faible proportion d'américium.³

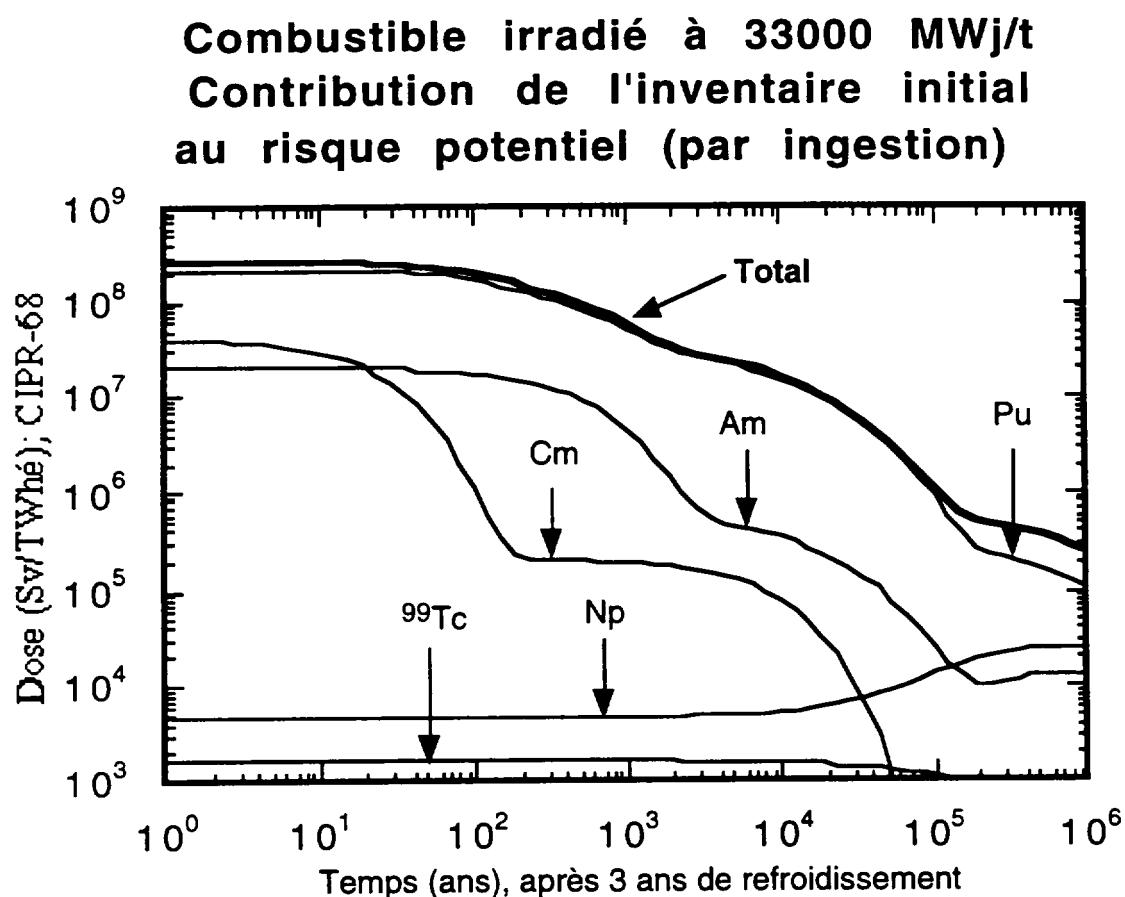
Rien n'est prévu par ailleurs dans le PAC 3 pour ce qui concerne l'incinération du curium, dont la manipulation est encore plus pénalisante.

³ La Commission a pris connaissance, lors de sa réunion du 30 mai 1996, du projet nouveau du CEA d'irradier une aiguille spécialement chargée en américain dans le cœur 2 de Superphénix dès 1999.

5.2 - Justification du PAC 3

L'intérêt du recyclage des actinides mineurs apparaît dès lors que le plutonium est lui-même recyclé, ce qui a pour conséquence d'augmenter, par rapport au cycle ouvert, les quantités d'actinides mineurs produits par TWhé. Cela est surtout vrai en neutrons thermiques pour lesquels la capture, comparée à la fission, est plus importante sur les isotopes pairs du plutonium qu'en neutrons rapides.

La transmutation des actinides mineurs concerne au premier chef l'américium, qui est, après le plutonium, le responsable principal de la radiotoxicité à long terme des combustibles irradiés. L'importance de sa contribution augmente avec le taux de combustion et avec l'intervalle de temps qui sépare la fin de l'irradiation en réacteur de la séparation chimique ; l'isotope principal ^{241}Am provient en effet de la décroissance de ^{241}Pu . Vient ensuite le curium (après les premières décennies de refroidissement), puis à très long terme (au-delà de 100 000 ans) le neptunium provenant pour l'essentiel de la décroissance de ^{241}Am . Ces diverses contributions sont représentées sur la figure ci-dessous.



(Référence : Thèse de S. SALA, Université de Provence, 26 juin 1995)

Du point de vue physique, les spectres de neutrons rapides sont plus efficaces que ceux de neutrons lents pour détruire ces corps (meilleur rapport fission/capture (*) et plus grande disponibilité de neutrons).

Aussi le PAC 3 est-il justifié par l'objectif général de réduction très significative de la radiotoxicité des déchets par incinération, non seulement du plutonium, mais également des actinides mineurs. Examinons à cet égard les diverses stratégies envisageables pour la gestion de ces actinides mineurs.

5.2.1 - Les stratégies possibles de gestion des actinides mineurs

La gestion des actinides mineurs peut être considérée selon trois stratégies. La première est celle qui consisterait à ne recycler ni le plutonium (que l'on laisserait soit "sur étagère" après retraitement, soit dans les combustibles irradiés eux-mêmes dans un stratégie de "cycle ouvert"), ni a fortiori les actinides mineurs ; elle aboutirait à laisser les actinides mineurs formés dans les réacteurs de la filière REP standard, soit dans les combustibles irradiés, soit dans les verres de retraitement, l'ensemble étant destiné à un stockage définitif en couches géologiques profondes. Comme l'indique le Tableau 2, page 33, cette solution présente l'avantage de produire relativement peu d'actinides mineurs, puisque le plutonium n'est pas recyclé.

Dans la seconde, on ne recyclerait que le plutonium, suivant les divers modes décrits au Tableau 2. Cette option se traduirait par une production accrue d'actinides mineurs, proportionnelle à l'électricité produite (contrairement au cas du plutonium).

Tableau 3 : Deux modes de recyclage du plutonium et des actinides mineurs
Référence : Audition du CEA (A. Zaetta) par la CNE (8 février 1996)

Scénarios :	-----MIX 1-----		-----FAST-----	
Type de réacteur :	N4-UOX	CAPRA	EFR	EFR
TCT (MWj/t)	55 000	140 000	140 000	140 000
N° du cycle	1	Équilibre	1	Équilibre
Chargement :				
Comb. métal lourd :				
Teneur en ^{235}U (%)	4,5			
Teneur en plutonium (%)	0	52	18	20
Teneur en neptunium (%)	0	1,4	0	0,1
Cibles hétérogènes :				
Teneur en américium (%)	0	32	0	7,8
Teneur en ^{245}Cm (%) (a)	0	1,0	0	0,2
Bilan massique (kg/TWhé) :				
Plutonium	+27,9	-63,1	0	0
Total actinides mineurs	+4,1	-7,6	?	0
Parc de 60 GWé :				
% dans le parc	70	30	100	100
Inventaire cycle Pu(tonne)		390		744
Inventaire cycle actinides mineurs (tonne)		71		48

(a) Ceci suppose dans la pratique que le curium soit entreposé pendant une centaine d'années afin de laisser décroître ses autres isotopes, à vie courte, vers des isotopes du plutonium que l'on sépare ensuite et que l'on recycle avec le flux général de plutonium, le curium restant (essentiellement du ^{245}Cm) étant pour sa part recyclé avec l'américium.

Dans la troisième enfin, on recyclerait à la fois le plutonium et les actinides mineurs. A titre d'exemple, ces derniers pourraient être chargés dans des RNR, le neptunium en mode homogène, mélangé aux combustibles MOX, et l'américium dans des cibles placées en couverture radiale. Le Tableau 3 décrit à cet égard deux scénarios possibles fondés soit sur un parc mixte, comprenant des REP standard et des incinérateurs d'actinides de type CAPRA (MIX 1), soit sur un parc constitué uniquement de réacteurs de type EFR, fonctionnant en régénérateur de plutonium (FAST). On atteint ainsi un inventaire global d'actinides stabilisé au bout d'une cinquantaine d'années. Les résultats de MIX 1 ne sont pas significativement différents si l'on remplace le tiers des RNR par des REP MOX recyclant une fois le plutonium seul.

Contrairement au cas du plutonium, les actinides mineurs sont difficilement valorisables dans un parc de production nucléaire, si ce n'est peut-être comme poisons consommables(*) dans des REP. Une telle valorisation est en cours d'étude au CEA ; elle permettrait de considérer la gestion d'une partie ou de la totalité de ces corps dans un parc de REP, sans recours à des RNR. Il semble toutefois que les réacteurs à neutrons rapides soient pratiquement irremplaçables pour la destruction massive des actinides mineurs, ou simplement pour la stabilisation de l'inventaire d'un parc électronucléaire, comme l'indique le Tableau 3. On observe cependant que le scénario MIX 1 conduit à un inventaire d'équilibre de 71 tonnes, correspondant à la production, cumulée pendant plus de 40 ans, d'un parc équivalent UOX standard de 60 GWé, dont la production annuelle serait de l'ordre de 400 Twhé. La durée de mise à l'équilibre de la production des actinides mineurs serait plus brève et leur inventaire d'équilibre un peu plus réduit avec le scénario FAST, qui suppose cependant une période transitoire de parc mixte, destinée à constituer l'inventaire de 744 tonnes de plutonium nécessaire à son fonctionnement à 100% en RNR.

En supposant des facteurs de décontamination(*), pour le plutonium et les actinides mineurs respectivement, de 1000 et 100, on arrive avec ces scénarios à réduire la radiotoxicité des déchets produits dans ces recyclages d'un facteur se situant globalement, au-delà de 10 000 ans, entre 70 et 100 par rapport au cycle ouvert.

Il faut toutefois noter que le recyclage des actinides mineurs dans un parc à l'équilibre suppose leur réintroduction dans le réacteur à chaque recyclage. Or la présence du curium pose de telles difficultés pour la fabrication des cibles qu'il est envisagé de le laisser "refroidir" une centaine d'années pour décroissance des curiums 243 et 244 en plutonium, qui serait recyclé avec le flux standard de plutonium ; seul le curium résiduel serait recyclé avec l'américium dans les cibles. Cette très forte contrainte pourrait être au moins en partie évitée par une véritable incinération (et non une simple transmutation) "en un seul passage", déjà évoquée plus haut et sur laquelle nous reviendrons. Il est possible toutefois que cela requière des "incinérateurs" spécialement consacrés à cette tâche.

Les performances d'incinération pourraient être améliorées par le recours à des systèmes spécialisés, fortement chargés en actinides (plutonium et actinides mineurs), capables de se rapprocher de la limite théorique de consommation de 110 kg d'actinides par Twhé produit par le réacteur (voir chapitre 4). L'introduction de tels systèmes dans un parc REP à la place des RNR permettrait en principe d'atteindre des inventaires d'équilibre moins importants en des temps plus courts. Une autre stratégie consisterait à gérer indépendamment le plutonium, comme indiqué au Tableau 2, page 33, et à disposer dans le parc de quelques unités fortement incinératrices d'actinides mineurs. La faisabilité technique et la sûreté de tels systèmes, dont la conception serait différente de celle des RNR actuels et qui seraient vraisemblablement sous-critiques, restent encore à démontrer.

5.2.2 - Observations concernant le PAC 3

L'objectif du PAC 3 est d'évaluer, dans la ligne de l'axe 1 de la loi du 30 décembre 1991, les performances possibles des RNR U-Pu-Na en matière de destruction des actinides mineurs. Il ressort des études systèmes évoquées ci-dessus que les spectres à neutrons rapides apparaissent indispensables pour la transmutation des actinides mineurs et que la priorité doit être accordée à celle de l'américium, voire du curium.

On peut regretter à cet égard la maigreure du programme prévu pour Superphénix. Ce programme, comme nous l'avons déjà noté (voir § 5.1)

. se borne à peu de chose près à l'étude de l'incinération du neptunium ; cet actinide est certainement plus facile à se procurer et pose beaucoup moins de problèmes pour la confection d'assemblages destinés à une incinération en mode homogène ; mais l'intérêt de son élimination, dans le cadre général de la réduction de la nuisance potentielle des déchets, reste relativement faible si on n'incinère pas aussi la "source de neptunium" que constitue l'américium 241 (voir figure page 40) ;

. n'a prévu, faute semble-t-il de moyens adéquats de chargement d'aiguilles en americium, que quelques irradiations d'aiguilles à faible teneur en americium provenant du coeur 1 et de quelques "éléments riches en americium" dans le coeur 3. Ces irradiations ne pourraient guère apporter, pour l'échéance de 2006 prévue par la loi de 1991, d'éléments d'appréciation bien nouveaux par rapport à ceux que l'on peut tirer des expériences déjà réalisées dans SUPERFACT ;

. ne prendrait vraiment d'intérêt que si un effort prioritaire était porté sur des essais d'incinération, dite "en un seul passage", d'aiguilles d'americium sur matrice inerte, visant à le détruire à plus de 90 % en une seule incinération prolongée, de telle sorte que le résidu serait susceptible d'être directement envoyé aux déchets. De tels essais devraient dans toute la mesure du possible être abordés dès la mise en place du coeur 2, sur des aiguilles protégées par une "surgaine" appropriée (voir Annexe VI).

La Commission recommande qu'un effort prioritaire soit porté sur le chargement en americium de telles cibles, en vue de les introduire, si la sûreté le permet, dans la région à haut flux du coeur 2 de manière à obtenir des résultats significatifs à l'échéance de 2006 prévue par la loi de 1991. L'urgence impliquerait, si toute collaboration avec un laboratoire extérieur venait à être exclue, l'aménagement de moyens internes.

Sur le plan purement financier, des moyens pourraient être dégagés si nécessaire en différant les expériences NACRE, à tout le moins la fabrication, qui apparaît moins prioritaire, des dix assemblages NACRE-CAPRA prévus pour le coeur 3.

ANNEXES

ANNEXE I

Pièces constitutives de la Commission

- **Composition de la Commission**
- **Lettre de mission**
- **Nomination des membres**

Composition de la Commission

Président : Raimond CASTAING, Membre de l'Académie des Sciences

Membres :

- Français

Guy AUBERT	Directeur Général du CNRS
Georges CHARPAK	Membre de l'Académie des Sciences Prix Nobel de Physique, C.E.R.N.
Jacques FRIEDEL	Membre de l'Académie des Sciences
Yves QUÉRÉ	Membre de l'Académie des Sciences Professeur à l'Ecole Polytechnique
Jean-Paul SCHAPIRA	Directeur de Recherche au CNRS Institut de physique nucléaire d'Orsay

- Etrangers

Alec BAER (Suisse)	Président d'un groupe d'experts de l'Agence Internationale de l'Energie Atomique
Adolf BIRKHOFER (Allemagne)	Directeur, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS)

- Rapporteur

Michel LAVÉRIE	Directeur Général de l'Institut National de l'Environnement Industriel et des Risques (INERIS)
----------------	---

Monsieur Raymond SENÉ, Physicien CNRS au Laboratoire de physique corpusculaire du Collège de France, nommé membre de la Commission lors de sa création, a adressé au Président le 6 mai 1996 une lettre de démission dont on trouvera copie en Annexe II.

République française

Le Ministre de l'Industrie

Le Ministre de l'Environnement

**Le Ministre de l'Education
Nationale, de l'Enseignement
Supérieur, de la Recherche et de
l'Enseignement Professionnel**

Le Secrétaire d'Etat à la Recherche

Monsieur le Président,

Le Gouvernement a décidé de mettre en place une Commission chargée d'évaluer la possibilité réelle de faire de la recherche avec SUPERPHENIX.

Le Gouvernement souhaite que le collège d'experts qui la constitue et qui comporte des scientifiques de différentes nationalités, travaille en toute indépendance pour éclairer son jugement.

Au montent où vous acceptez de présider cette commission, nous souhaitons préciser le cadre de son intervention et le champ de sa mission

Par décret du 11 juillet 1994, le Gouvernement a renouvelé l'autorisation de création, par la société NERSA, d'une centrale nucléaire à neutrons rapides de 1200MWe sur le site de Creys-Malville. Cet acte réglementaire précise que l'exploitation du réacteur, dans des conditions privilégiant exclusivement la sûreté et l'acquisition des connaissances, a pour finalité la recherche et la démonstration.

A cet effet, trois objectifs complémentaires lui ont été assignés : démontrer la capacité d'un réacteur à neutrons rapides à produire de l'électricité à un niveau industriel, évaluer le fonctionnement de ce type de réacteur en consommateur net de plutonium, étudier ses possibilités de destruction des déchets à vie longue.

**Monsieur Raymond CASTAING
60, Avenue Langevin
92260 FONTENAY-AUX-ROSES**

Les recherches qui sont conduites dans SUPERPHENIX font l'objet d'un programme d'acquisition de connaissances, qui donne lieu à un compte-rendu semestriel adressé au Gouvernement par la société NERSA, et précisant le calendrier prévisionnel du programme, son déroulement et les difficultés éventuelles rencontrées. Les expériences concernant la réduction des déchets font l'objet d'un rapport annuel transmis pour examen à la Commission Nationale d'Evaluation mise en place dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991 sur la gestion des déchets radioactifs à vie longue. Les documents disponibles vous seront communiqués.

Nous souhaitons que la Commission aux vous acceptez de présider nous adresse son avis sur la capacité de SUPERPHENIX à fonctionner en outil de recherche, afin de savoir si le programme et les objectifs assignés par le décret du 11 juillet 1994 rappelés ci-dessus peuvent être réellement concrétisés.

Vous pourrez vous rapprocher de la Commission Nationale d'Evaluation des recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue, évoquée précédemment

Nous souhaitons pouvoir disposer d'un rapport à la fin du premier semestre de l'année 1996. Le Gouvernement le rendra public. Vous bénéficierez en tant que de besoin, du concours des administrations placées sous notre responsabilité.

Nous adressons copie de la présente lettre au Président du conseil de surveillance de la société NERSA, au Président de la Commission Nationale d'Evaluation, ainsi qu'aux responsables des organismes qui seront vos principaux interlocuteurs.

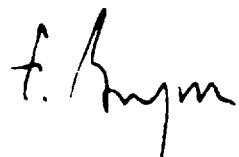
Nous vous prions de croire, Monsieur le Président, à l'assurance de nos sentiments les meilleurs.

- 4 OCT. 1995

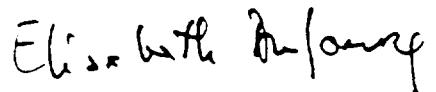
Yves GALLAND

Corinne LEPAGE

François BAYROU



Elisabeth DUFOURCQ



République française

Le Ministre de l'Industrie

Le Ministre de l'Environnement

Le Ministre de l'Education
Nationale, de l'Enseignement
Supérieur, de la Recherche et de
l'Enseignement Professionnel

Le Secrétaire d'Etat à la Recherche

Par décision conjointe, les Ministres de l'Industrie, de l'Environnement, de l'Education Nationale, de l'Enseignement Supérieur, de la Recherche et de l'Enseignement Professionnel et le Secrétaire d'Etat à la Recherche sont nommés membres de la Commission chargée d'évaluer la possibilité de faire de la recherche avec SUPERPHENIX :

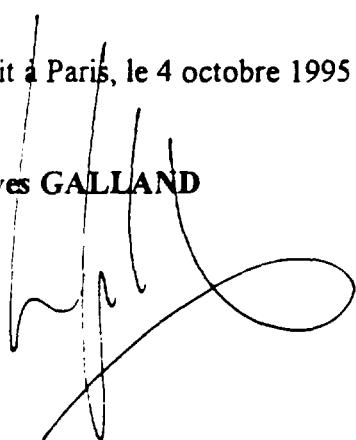
Président : Raymond CASTAING

Membres : Guy AUBERT
Jean BAER
Adolph BIRKHOFER
Georges CHARPAK
Jacques FRIEDEL
Yves QUERE
Jean-Paul SCHAPIRA
Raymond SENE

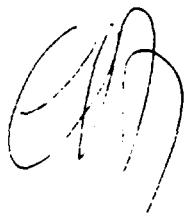
Rapporteur : Michel LAVERIE

Fait à Paris, le 4 octobre 1995

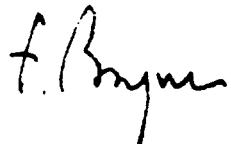
Yves GALLAND



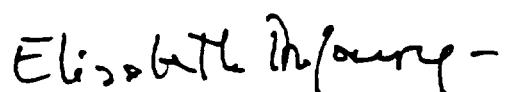
Corinne LEPAGE



François BAYROU



Elisabeth DUFOURCQ



II - Lettre de démission de M. SENÉ

Monsieur le Professeur Raimond CASTAING
Président de la Commission scientifique
chargée d'évaluer les capacités de
Superphenix comme outil de recherche

Raymond SENÉ
2 rue François Villon
91400 ORSAY

64 bis Avenue Paul Langevin
92260 FONTENAY AUX ROSES

Orsay le 6-05-1996

La lecture du projet de sommaire, contenant les résumés de conclusion, que vous avez rédigé ne fait que confirmer mon embarras et ma perplexité.

Si nous avons un accord sur un grand nombre d'idées générales, nous sommes en désaccord sur les moyens de les mettre en oeuvre.

Je partage, en grande partie, vos préoccupations relatives aux générations futures mais je crains fort que les modèles technologiques, énergétiques, économiques que notre société a développés, soient des impasses.

En ce qui concerne le sujet précis de la mission qui nous a été confiée, il m'apparaît clairement que, sur de trop nombreux points, nous sommes en désaccord. La dernière audition que nous avons effectuée n'a pu que confirmer mon analyse qui porte sur les points suivants :

. La seule préoccupation de la NERSA (au demeurant parfaitement légitime) est de produire de l'électricité afin de récupérer une partie de son investissement. et c'est aussi considéré par la DGEMP comme la première priorité,

. Tout l'habillage "recherche" n'était destiné qu'à se mettre en accord avec lignes directrices définies par le rapport Curien. Ce rapport était cependant très prudent en soulignant que SuperPhénix ne pouvait servir qu'à valider industriellement des voies explorées à l'aide de Phénix, sachant qu'en tout état de cause les travaux de recherche fondamentale en amont demanderaient plusieurs décennies. La machine qui pouvait permettre cette exploration est Phénix dont l'arrêt inéluctable à très court terme va imposer une révision complète des orientations.

. Je ne crois pas à la logique industrielle des "Réacteurs à Neutrons Rapides - Sodium - Uranium - Plutonium" (RNR). Elle conduit à une machine beaucoup trop complexe pour avoir une fiabilité industrielle en accord avec les exigences de sûreté. Elle impose la voie du retraitement des combustibles irradiés et produit des quantités de transuraniens à vie longue dont l'hypothétique destruction est problématique.

. Les problèmes d'inventaire du Plutonium et des actinides me semblent être dans une impasse avec ce type de filière. En suivant cette voie, notre souci de ne pas léguer aux générations futures une situation irréversible conduit à ce qu'au moment où une civilisation techniquement plus évoluée déciderait d'arrêter l'utilisation de cette filière ou même de ne plus avoir recours au nucléaire, elle serait obligée de faire fonctionner tout un parc de RNR pendant environ un siècle pour résorber partiellement l'inventaire de ces produits radiotoxiques.

Ce n'est pas la première fois qu'un développement se fourvoie dans une impasse en France ou dans d'autres pays du monde . Il faut du courage politique et du réalisme pour décider de le stopper. La considération de l'énormité des capitaux déjà dépensés (30 milliards de francs admis aujourd'hui, sans compter les deux coeurs, les "à coté" et les antécédents qui doivent faire monter ce chiffre à plus de 50 milliards) n'est pas une raison en soi pour justifier la poursuite de l'utilisation de cet appareil. Nous avons heureusement arrêté la construction des abattoirs de la Villette (sans parler du financement de la recherche sur les avions renifleurs !) et stoppé le programme "Concorde". L'analyse des conséquences de cette dernière décision courageuse et impopulaire montre qu'elle a permis de dégager des moyens humains, financiers et techniques qui ont rendu possible le programme Airbus qui situe aujourd'hui le groupe Airbus Industrie dans les toutes premières places mondiales.

Le maintien en fonctionnement de Superphénix n'apportera d'enseignements que pour lui-même car je pense qu'il sera une réalisation sans suite.

. Sur le plan de la métallurgie, la recherche peut s'effectuer avec d'autres moyens (échantillons placés dans une capsule neutrons rapides dans un réacteur à neutrons thermiques, sources de neutrons de spallation,...). Les travaux préliminaires à la construction de Rapsodie se sont fait en l'absence de ce type de réacteur et se sont réalisés.

. Sur le plan de la thermohydraulique, du comportement des assemblages ... etc, il existe au CEA de nombreux équipements (boucles d'essai, réacteurs d'essai tel CABRI ...) qui permettent de mener à bien des études multiples sans avoir à subir la lourdeur d'une installation de taille industrielle non conçue pour cet usage.

. Sur le plan de la physique de la transmutation / incinération, les travaux sont au stade de la recherche et non de la validation. Et ce n'est pas l'irradiation pendant 5 à 6 cycles de 12 ans de quelques kilogrammes d'Américium qui apporteront des réponses en matière de physique fondamentale. Avant de passer à ce stade il y a des décennies de recherche de laboratoire à mener à bien.

. Sur le plan des nouvelles filières, des voies de recherche séduisantes semblent se dessiner, comprenant en particulier l'amplificateur d'énergie (Thorium, Plomb) de Rubbia. L'énormité des moyens absorbés par Superphenix et son auto justification dans son unicité ne peuvent que gêner, voire bloquer l'émergence de nouveaux concepts.

. Le maintien de Superphenix en activité exige la présence d'équipes importantes et compétentes pour que la sûreté du réacteur reste à un niveau équivalent à celui des réacteurs à eau légère malgré les problèmes rencontrés. Ceci grève le développement d'autres voies où ces équipes pourraient apporter leur savoir-faire.

En conclusion, ma réponse à la question contenue dans notre lettre de mission :

"SPX peut-il satisfaire aux trois points du programme d'acquisition de connaissance"
est clairement non.

Seul le premier point du programme d'acquisition de connaissance pourrait avoir un début de réalisation. En effet si Superphénix ne tombe pas en panne (seul l'avenir pourrait le dire si on décidait de ne pas l'arrêter et le passé ne rend guère plausible cette hypothèse de non-panne), il

pourrait, alors, produire de l'électricité, unique objectif de ses promoteurs.

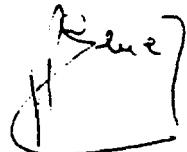
Le travail au sein de cette commission fut très enrichissant tant en raison des sujets abordés que des rapports humains avec ses membres.

Mais je pense qu'il ne serait pas honnête de ma part de vous faire perdre votre temps en discutant point par point, en essayant d'amender un texte auquel je ne pourrai pas m'associer.

Dans ces conditions je vous fais part de mon intention de me retirer de votre commission.

Je vous prie de croire, Monsieur le Professeur,...

Raymond SENÉ

A handwritten signature in black ink, appearing to read "Raymond SENÉ". The signature is somewhat stylized and includes a small circle or bracket-like shape to the left of the main name.

III - Personnalités auditionnées

12 octobre 1995

- EDF M. Rémy CARLE, Directeur Général Adjoint d'EDF
M. Bernard GIRAUD, Président du directoire de la NERSA
M. Pierre SCHMITT, Chef de mission RNR
M. Bernard MAGNON, Chef de la centrale de Creys-Malville

17 novembre 1995

- CEA M. Bertrand BARRÉ, Directeur des réacteurs nucléaires
M. Noël CAMARCAT, Directeur du cycle du combustible
M. Philippe BERGEONNEAU, Assistant du Directeur des réacteurs nucléaires
M. Pascal ANZIEU, Responsable de la cellule technique RNR, chef de projet PAC
M. Massimo SALVATORES, Directeur de recherche à la DRN
M. Jacques LECLERE, Responsable du Segment 6 à la DRN

15 décembre 1995

- EDF M. Paul CASEAU, Inspecteur Général d'EDF
M. Gérard MENJON, Directeur des études et recherches
M. Pierre SCHMITT, Chef de mission RNR

8 janvier 1996

M. Robert DAUTRAY, Haut Commissaire à l'Energie Atomique

26 janvier 1996

M. Paul REUSS, Professeur à l'Institut National des Sciences et Techniques Nucléaires

8 mars 1996

- DSIN M. André-Claude LACOSTE, Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires
Mme Michèle ROUSSEAU, Adjoint au Directeur

- IPSN M. Daniel QUÉNIART, Directeur délégué à la sûreté
M. Marc NATTA, Chef du service d'évaluation de la sûreté

CERN M. Carlo RUBBIA

22 mars 1996

M. Claude DÉTRAZ, Directeur de l'IN2P3 du CNRS

2 mai 1996

M. Xavier OUIN, Chef du service des affaires nucléaires à la direction générale de l'énergie et des matières premières

M. Nicolas TERRAZ, Chef de division à la direction du gaz, de l'électricité et du charbon

IV - Contexte industriel mondial et programme européen

1 - Historique du développement industriel des réacteurs à neutrons rapides dans le monde

Dès le début du développement de l'énergie nucléaire, certaines caractéristiques propres aux réacteurs à neutrons rapides ont attiré l'attention des chercheurs, en particulier :

- leur aptitude à consommer l'uranium 238 par fission directe et surtout par transmutation en plutonium ;
- l'absence de modérateur et la possibilité d'atteindre des puissances volumiques très élevées.

C'est ainsi que le premier réacteur à neutrons rapides ayant produit de l'électricité dans le monde fut le réacteur EBR 1 qui démarra sur le site d'Idaho Falls, aux Etats-Unis, dès 1951.

1.1 - Au total, dans le monde, dix-huit réacteurs à neutrons rapides, dont Superphénix est évidemment le plus important, ont été construits. Près de la moitié sont encore en activité. On trouvera dans le tableau ci-après les principales caractéristiques de ces réacteurs. Les pays y sont classés selon la chronologie du démarrage de leur premier réacteur à neutrons rapides. Les Etats-Unis, suivis de la Grande-Bretagne et de l'URSS, ont été les premiers à s'intéresser à cette filière. A l'inverse, si l'on regarde les réacteurs encore en service aujourd'hui, on observe que seuls la Russie, la France et le Japon ont encore actuellement plus d'un réacteur en activité.

Plus précisément, la situation dans les divers pays peut être caractérisée comme suit :

1.2 - Aux Etats-Unis la réalisation expérimentale la plus intéressante fut et est encore représentée par le réacteur EBR 2 où, dès l'origine, les développements relatifs au réacteur et à son cycle de combustible furent conduits simultanément. Le tournant majeur du programme américain sur les neutrons rapides fut pris cependant à l'occasion d'un projet de réacteur de démonstration de 300 MW_e, dont la construction était prévue sur le site de Clinch River, près d'Oak Ridge. Lancé au début des années 1970, ce projet fut l'objet de longues discussions aboutissant à son rejet définitif par le Congrès en 1983. Parmi toutes les raisons qui ont motivé cet abandon, il y avait d'abord le sentiment que le besoin économique ne justifiait pas le développement de cette nouvelle filière, mais il y eut surtout le refus catégorique, affirmé par le Président Carter dès 1977, de tout cycle de combustible fondé sur l'utilisation du plutonium. En cohérence avec cette attitude, les Etats-Unis n'ont aucune installation civile de retraitement des combustibles usés : ceux-ci restent stockés, en eau puis à sec, dans des installations intérimaires de surface.

1.3 - En Europe

La **Grande-Bretagne** a réalisé son programme de développement sur le site de Dounreay dans l'extrême nord de l'Ecosse, où ont été construits les deux réacteurs et l'atelier de retraitement associé. Le prototype PFR, aux caractéristiques proches de celles de Phénix, n'a pas eu le même succès initial de fonctionnement, en raison d'incidents multiples dans les générateurs de vapeur. La Grande-Bretagne s'est associée, au début des années 1980, au programme de développement mené en commun par les autres pays européens. En 1994, le réacteur PFR a été arrêté définitivement, ce qui mettait un terme à l'ensemble du programme britannique.

En Allemagne les efforts de recherche et de développement se sont poursuivis de 1960 à 1993. Ces activités, impliquant plusieurs centres de recherche et des partenaires industriels, étaient animées par le Centre de Recherche Nucléaire de Karlsruhe (KfK). En 1971 le réacteur KNK 1, refroidi au sodium, démarrait avec un premier cœur fonctionnant en neutrons thermiques. De 1977 à 1991, KNK 2 a été équipé d'un cœur à neutrons rapides.

Les réacteurs à neutrons rapides dans le monde

Pays	Nom	Caloporteur	MWth	MWé	Type ⁽¹⁾	Combustible	Démarrage	Arrêt
Etats-Unis	EBR 1	NaK	1,2	0,2	Loop	U-Zr	1951	1983
Etats-Unis	EFFBR	Na	200	66	Loop	U-Mo	1966	1972
Etats-Unis	EBR 2	Na	62	20	Pool	U-Mo	1964	-
Etats-Unis	FFTF	Na	400	-	Loop	UO ₂ -PuO ₂	1980	1992
Gde Bretagne	DFR	Na	61	15	Loop	U-Mo	1959	1977
Gde Bretagne	PFR	Na	600	270	Pool	UO ₂ -PuO ₂	1975	1994
Russie	BR 5/BR 10	Na	5 puis 10	-	Loop	PuO ₂ /PuC	1960	-
Russie	BOR 60	Na	60	12	Loop	UO ₂ /UO ₂ PuO ₂	1973	-
Russie	BN 600	Na	1470	600	Pool	UO ₂ /UO ₂ PuO ₂	1980	-
Kazakhstan	BN 350 ⁽²⁾	Na	700	150	Loop	UO ₂ /UO ₂ PuO ₂	1973	-
France	Rapsodie	Na	24 puis 40	-	Loop	UO ₂ -PuO ₂	1967	1983
France	Phénix	Na	563	254	Pool	UO ₂ -PuO ₂	1974	-
France	Superphénix ⁽³⁾	Na	3000	1240	Pool	UO ₂ -PuO ₂	1986	-
Allemagne	KNK 2	Na	60	21	Loop	UO ₂ -PuO ₂	1978	1991
Allemagne	SNR 300 ⁽⁴⁾	Na	730	327	Loop	UO ₂ -PuO ₂	Démarrage non autorisé	
Japon	Joyo	Na	50 puis 140	-	Loop	UO ₂ -PuO ₂	1978	-
Japon	Monju	Na	714	280	Loop	UO ₂ -PuO ₂	1995	-
Inde	FBTR	Na	42	15	Loop	UC-PuC	en cours ⁽⁵⁾	

(1) *Loop* : les composants des circuits primaires sont implantés séparément et reliés par des tuyauteries.

Pool : tout le circuit primaire est implanté à l'intérieur d'une seule grande cuve.

(2) BN 350 produit également de la vapeur pour le dessalement de l'eau de mer.

(3) Superphénix a été construit en association avec l'Italie et l'Allemagne.

(4) SNR 300 a été construit en association avec la Belgique et les Pays-Bas. Le projet a été définitivement abandonné en 1991.

(5) L'Inde, qui a construit un réacteur inspiré de Rapsodie, a voulu rester indépendante pour la conception et la fabrication du cœur. Cela a conduit au choix original d'un combustible de type "carbure", qui s'est avéré difficilement maîtrisable.

La construction à Kalkar du prototype SNR 300 a débuté en 1973 en collaboration avec la Belgique et les Pays-Bas. A son achèvement en 1985, toute l'installation fut mise en sodium et les essais non nucléaires furent réalisés. Toutefois l'autorisation de charger le premier coeur fut refusée par le gouvernement de Rhénanie du Nord-Westphalie, pour des raisons essentiellement politiques, malgré de longues négociations avec le gouvernement fédéral. Celui-ci annonça la fin du projet, en 1991, après consultation des partenaires industriels qui ont refusé de supporter une part plus importante du coût de ce projet, dont les perspectives économiques leur paraissaient trop incertaines.

Ces décisions britanniques et allemandes ont également accompagné en 1993 la fin du projet européen EFR (European Fast Reactor), qui sera examiné au § 3.

1.4 - Dans les pays de l'ex-Union Soviétique

Le programme de développement de réacteurs à neutrons rapides a démarré très tôt (fin des années 1950) et se poursuit. Jusqu'à la fin des années 1980, les combustibles de ces divers réacteurs utilisaient de l'uranium enrichi, et non le couple uranium-plutonium : un manque de maîtrise de la fabrication des combustibles MOX et la priorité militaire donnée à l'utilisation du plutonium expliquent sans doute cette particularité. Lors de l'écroulement de l'URSS, un nouveau réacteur de 800 MWé (BN 800) était en début de construction. Officiellement, celle-ci n'est pas abandonnée mais elle paraît au moins provisoirement stoppée. Un projet plus important (BN 1600) est toujours à l'étude. Dans les programmes de l'URSS des années 1980, en effet, la filière "BN" devait, dès avant l'an 2000, tenir une place significative dans la production d'électricité, à côté des VVER et des RBMK. Aujourd'hui, les contraintes économiques ont totalement changé. Certaines équipes de recherche travaillent, comme dans les pays occidentaux, sur divers aspects de la transmutation des radionucléides, mais leurs moyens sont évidemment limités.

1.5 - Le Japon s'est engagé tardivement mais très activement dans le développement des réacteurs à neutrons rapides. Le réacteur expérimental Joyo a démarré en 1978 à la puissance de 50 MWth, augmentée jusqu'à 140 MWth durant les années suivantes. Le prototype de démonstration MONJU, du type "loop" comme le réacteur allemand SNR 300, a été mis en service en 1995. En décembre, une fuite de sodium sur un circuit secondaire a nécessité sa mise à l'arrêt pour plusieurs mois. Des projets de réacteur de grande puissance sont à l'étude. Ces projets et réalisations s'insèrent dans le contexte particulier du Japon : absence de ressources énergétiques, volonté de développer les technologies de pointe, souhait de maîtriser l'ensemble du cycle des combustibles au plutonium (retraitement, fabrication des MOX). Ces orientations n'empêchent pas le Japon d'être également le pays le plus engagé, au travers du programme OMEGA, sur les problèmes de partition-transmutation des radionucléides à vie longue, lancé dès 1985. De nouvelles réflexions sont engagées pour redéfinir la place et le rôle des réacteurs à neutrons rapides dans les programmes futurs ; les conclusions officielles ne sont pas encore tirées.

2 - Les réacteurs à neutrons rapides dans le contexte international actuel ; leur place dans les programmes de séparation-transmutation des radionucléides à vie longue

2.1 - En conclusion de ce panorama de l'évolution des réacteurs à neutrons rapides dans le monde, un constat s'impose : les caractéristiques particulièrement attrayantes que semblaient avoir ces réacteurs il y a 40 ans ont conduit tous les grands pays nucléaires à s'engager dans cette voie durant les années 50, 60 ou 70; depuis les années 1980, cependant, un retrait très sensible s'est opéré et des pays tels que les Etats-Unis, la Grande-Bretagne et l'Allemagne ont mis un terme, au moins provisoire, à ce développement. Les principales raisons de ce changement d'attitude peuvent être attribuées :

- . à l'évolution du contexte énergétique mondial, actuellement caractérisé par l'abondance des ressources et par une faible croissance de la demande d'énergie primaire dans les pays à économie développée ;
- . à l'apparition sur les réacteurs en fonctionnement de divers problèmes techniques, qui n'affectent généralement pas leur sûreté, mais conduisent à douter de leur capacité à fonctionner de façon fiable sur de longues périodes ;
- . aux problèmes d'acceptation par le public de l'énergie nucléaire en général, et aux craintes plus particulières liées à l'utilisation du plutonium.

2.2 - Ces conclusions se traduisent par un consensus assez général sur l'idée que les réacteurs à neutrons rapides ne seront pas appelés à jouer un rôle économique significatif avant au moins plusieurs décennies.

2.3 - Parallèlement, les difficultés rencontrées un peu partout pour faire accepter par le public les solutions relatives à la fin du cycle, en particulier les stockages profonds de déchets à vie longue, ont éveillé dans pratiquement tous les pays un intérêt nouveau pour les recherches relatives à la séparation-transmutation de ces radionucléides à vie longue.

2.4 - Parmi tous les pays, c'est le **Japon** qui a, dès 1988, lancé un programme de recherche national très important sur cette question. Ce programme **OMEGA** (Options Making Extra Gains from Actinides and fission products) se divise en deux grands volets:

- la recherche de méthodes de séparation, par voie sèche ou humide, du plutonium, des actinides mineurs et des produits de fission à vie très longue;
- l'inventaire des trois voies de transmutation que sont les réacteurs à eau légère, les réacteurs rapides et les accélérateurs.

Durant ce programme décennal, le réacteur expérimental JOYO est évidemment utilisé à la fois pour effectuer des irradiations d'échantillons et pour irradier des aiguilles entières chargées en actinides mineurs.

Le réacteur MONJU, encore en cours de démarrage, n'est pas mis à contribution durant cette phase décennale du programme OMEGA.

2.5 - Dans les autres pays étrangers, les travaux de laboratoire sur la séparation sont complétés par des irradiations d'échantillons mais n'impliquent pas encore d'irradiation d'aiguille complète dans un réacteur à neutrons rapides.

3 - Le programme européen EFR 1988-1993

3.1 - Historique

On peut distinguer dans l'histoire du réacteur européen à neutrons rapides (EFR : European Fast Reactor) trois périodes. La première commence en 1973, avec la signature de l'accord entre compagnies d'électricité française (EDF), italienne (ENEL) et allemande (RWE) pour l'achat et l'exploitation conjoints de deux "Superphénix" (SPX 1 et 2) et un SNR 300. Cette période, qui ne nous intéresse pas directement ici, se termine en 1987 avec la décision de construire un seul EFR en commun.

La deuxième période va de 1987 à 1993. C'est la durée du projet EFR proprement dit. Elle commence par la décision de l'industrie (EFRUG : European Fast Reactor Utilities Group) d'abandonner les projets de SPX 2 et SNR 2 et de se concentrer sur un générateur commun, l'EFR, qui devait, au départ, être financé pour un tiers par la France, le Royaume-Uni et la République fédérale allemande respectivement. Dès 1988, cependant, le gouvernement du Royaume-Uni réduisait de 80 % le financement prévu et ne devenait plus, financièrement parlant, qu'un partenaire mineur.

La planification de EFR a commencé en 1988. Elle prévoyait quatre phases, dont seules les deux premières ont été réalisées. Faute de soutien financier tant de la part des gouvernements que de l'industrie, le projet a été interrompu en décembre 1993, à la fin de la deuxième phase.

La troisième période, à partir de 1994, est marquée par le maintien de quelques activités en France et un strict minimum de travaux de recherche en Allemagne et au Royaume-Uni.

3.2 - Le lancement

Les accords signés à Bonn le 16 février 1989 prévoyaient la construction d'un réacteur à neutrons rapides devant entrer en service en 2005.

Cinq conditions avaient été posées :

- EFR devait utiliser des systèmes de sûreté passifs partout où c'était possible et devait être homologable dans tous les pays partenaires ;
- la conception devait être "robuste", particulièrement pour les générateurs de vapeur, et devait permettre un accès facile pour l'entretien et la réparation ;
- le concept devait être "flexible", c'est à dire pouvoir fonctionner avec un cœur à divers taux de plutonium ;
- le coût et la disponibilité devaient devenir comparables à ceux des REP autour de l'an 2010 ;
- les gouvernements respectifs devaient appuyer le projet et y contribuer par d'importants travaux de recherche exécutés par les organismes gouvernementaux.

Le plan prévoyait de tirer parti de l'expérience acquise sur les générateurs européens existants et de construire une installation de 1500 MW_e, les industriels ne témoignant aucun intérêt pour une construction modulaire d'unités plus petites. Le projet comportait quatre phases :

- développement du concept (1988-1990)
- validation du concept (1990-1993)
- choix et aménagement du site (1993-1997)
- construction (1997-2005).

3.3 - Première phase: développement du concept

Les points principaux du concept étaient les suivants:

Le cœur:

- . deux zones d'enrichissement avec couvertures surgénératrices axiale et radiale, recharge bisannuelle ;
- . évaluation de deux modèles de cœur, homogène et axialement hétérogène ;
- . taux de combustion(*) visé de 20 at.% ;
- . deux systèmes d'arrêt indépendants.

Le circuit primaire

- . six échangeurs intermédiaires et trois pompes primaires.

Le circuit secondaire

- . une configuration à six boucles.

Chaleur résiduelle

- . éliminée par six échangeurs air-sodium logés dans des cheminées à circulation d'air et convection naturelle de sodium.

Environ 500 ingénieurs ont travaillé au projet pendant deux ans.

3.4 - Deuxième phase: validation du concept

Les études de cette deuxième phase ont porté surtout sur des questions de sûreté et de coûts.

La hauteur du cœur a été modifiée (100 cm au lieu de 140 cm) pour optimiser les coefficients de réactivité(*), ce qui a eu l'avantage de diminuer le volume de sodium requis, mais le désavantage de nécessiter une recharge annuelle et non plus bisannuelle.

Diverses solutions techniques visant à abaisser le coût ont été étudiées. Le coût final (sur la base d'offres industrielles) était estimé en 1993 à 1,8 milliards d' ECU; il descendait à 1,3 milliards d' ECU pour une petite série. Le coût de production du kWh devait correspondre à celui du courant produit par des REP .

3.5 - Résultats des travaux de recherche

Toute une série d'installations d'essai a été construite pour EFR. On notera par exemple, en France, JESSICA (pour étudier les thermocouples à la sortie du cœur) et MIRSA (étude de la phase argon), toutes deux à Cadarache.

On a validé les échangeurs air-sodium dans ILONA et la thermohydraulique du circuit primaire dans RAMONA en Allemagne.

En ce qui concerne la combustion dans le cœur, un taux de combustion(*) de 15 at.% a été validé expérimentalement et quelques aiguilles ont été testées à 20%, ce qui suggérait que le taux prévu de 20 at.% pourrait être atteint sans grande difficulté.

3.6 - La fin du projet

Le projet EFR a été formellement abandonné le 31 décembre 1993, à la fin de la deuxième phase. La cause immédiate en a été l'arrêt du financement des gouvernements allemand et britannique, mais le climat général était devenu défavorable depuis un certain temps.

En Allemagne, le démarrage du SNR 300, dont la construction était terminée depuis 1985, a été bloqué par des décisions politiques jusqu'en 1991, date à laquelle le vendeur et l'opérateur ont "jeté l'éponge" (ils entretenaient une équipe de 500 personnes depuis cinq ans et n'avaient pas de perspective de déblocage rapide).

En Grande Bretagne, le PFR (Prototype Fast Reactor), qui fonctionnait depuis 1975, devait être déclassé en mars 1994 ; le gouvernement refusait une demande de prolongation.

Par ailleurs, les partenaires industriels (EFRUG), qui voulaient tirer le meilleur parti possible du retour d'expérience d'un fonctionnement satisfaisant de Superphénix, voulaient repousser de deux ans le début de la troisième phase du projet (pré-construction) sans savoir pour autant comment financer le "trou" qui allait être ainsi créé. De plus, depuis 1991, ils s'inquiétaient du coût du projet, estimé alors supérieur de 50 à 70 % à celui d'un REP de type N4.

En mars 1992, le gouvernement allemand demandait aux partenaires industriels allemands de reprendre à leur compte une plus grande partie du financement, requête que ces derniers devaient refuser. Faute d'accord, le financement gouvernemental (80 à 100 MF par an) a alors été interrompu et la recherche correspondante à KfK (Karlsruhe) a été fortement réduite.

En novembre 1992, le gouvernement britannique annonçait lui aussi l'arrêt du financement de EFR à compter du 31 mars 1993. Enfin, le 11 février 1993, les partenaires industriels d'EFRUG, tout en se déclarant satisfaits des résultats techniques obtenus, renonçaient à poursuivre le financement du projet sans l'appui des gouvernements.

3.7 - La situation après 1993

Le projet EFR est abandonné depuis la fin de 1993, mais les contrats de coopération entre EFRUG (EDF, électriques anglais et allemands) et EFRA (EPR Associates, c'est-à-dire Siemens, Novatome, BNFL et les laboratoires nationaux) n'ont jamais été dénoncés. Il existe encore un certain effort de recherche conjointe dans ce domaine, mais le personnel, qui comprenait 250 ingénieurs en 1993, n'en compte plus que 30 (20 à Novatome, 5 à BNFL et 5 à KfK).

Le programme CAPRA, avec quelques collaborations japonaises, russes et suisses, s'apparente en partie aux études conduites dans le cadre de EFR.

Le cœur CAPRA respecte les exigences d'un cœur EFR et il est compatible avec le reste de l'installation EFR. Il faudrait cependant accélérer la manutention du combustible du cœur CAPRA pour garantir encore le maximum de 33 jours d'arrêt annuel prévu pour EFR (80% de disponibilité).

La "réversibilité" du cœur (soit surgénérateur, soit consommateur de plutonium) rejoint certains objectifs du projet EFR. En effet, le cœur EFR prévoyait un taux de surgénération pouvant varier de - 0,20 à + 0,15 (0 correspondant à un cœur "neutre"). Le coût du kWh produit par le cœur CAPRA serait cependant nécessairement de quelques pour cent plus élevé que celui du cœur EFR.

3.8 - Conclusion

EFR a été abandonné pour des raisons financières certes, mais surtout pour des raisons politiques et économiques. Le début des années 90 coïncide dans la plupart des pays de l'OCDE (sauf la France et le Japon) avec un désengagement massif des gouvernements quant au financement de la recherche et du développement de nouvelles filières nucléaires, tendance amplifiée en Allemagne par le mouvement antinucléaire.

Du point de vue économique, on notera la révision à la baisse de toutes les prévisions de croissance de la consommation d'électricité en Europe, l'abondance relative des ressources en uranium et la surabondance momentanée d'électricité sur le marché européen.

V - Le PAC et les matériaux

1 - Généralités

Le comportement des matériaux de réacteurs nucléaires a toujours constitué un des facteurs les plus sensibles de leur sûreté et de leur validité économique. Soumis à des contraintes multiples (gradients et cyclages thermiques, corrosion, évolution de la composition chimique, fatigue et, bien sûr, effets de l'irradiation neutronique), les matériaux subissent, en réacteur, d'importantes variations de comportement, de forme, de propriétés mécaniques.. Connaître dans le détail leurs propriétés initiales est nécessaire mais totalement insuffisant pour prévoir leurs propriétés après un an ou deux d'utilisation. Or c'est finalement souvent la métallurgie - au sens large - qui détermine les points critiques du fonctionnement des réacteurs (points chauds, ruptures de gaines...) et notamment le nombre accessible de JEPN(*) .

A titre d'exemples de phénomènes métallurgiques, le plus souvent non prévus, ayant marqué l'histoire des réacteurs, mentionnons ici :

- a) la *diffusion rapide* du plutonium au travers des gaines (à base de magnésium) des réacteurs graphite-gaz. Cette diffusion, polluant en plutonium le caloporteur, fut découverte "sur le tas" et imposa brutalement d'incorporer dans l'élément combustible, à la fabrication, une "barrière de diffusion" entre combustible et gaine ;
- b) la *croissance sous irradiation*, phénomène découvert, quant à lui, précocement et consistant en une déformation continue, due à l'irradiation, des matériaux de structure cristalline anisotrope. Ce phénomène, qu'on évite dans le combustible par l'emploi de cristaux cubiques (par exemple UO₂), se manifeste dans les gaines de structure hexagonale des REP ("zircaloy"). Modérée dans le domaine actuel des taux de combustion, la croissance du zircaloy peut devenir préoccupante si l'on veut augmenter ceux-ci ;
- c) le *gonflement* (*), soit du combustible par accumulation de bulles de gaz de fission, soit des gaines ou des éléments de structure par création de micro-cavités dues à l'irradiation, induit une diminution des sections de passage du caloporteur, provoque des contraintes mécaniques et crée les conditions d'une fragilisation qui peut être inquiétante notamment en cas de séisme.

Ces exemples illustrent la quasi-impossibilité de prédire, hors d'un effort de recherche expérimentale considérable, des phénomènes subtils et pourtant lourds de conséquences. Ainsi, pour a), où l'irradiation ne joue aucun rôle, on est en présence d'une diffusion anormalement rapide du plutonium dans le magnésium, que rien ne laissait prévoir (les expériences de diffusion de l'uranium n'avaient présenté aucun caractère inquiétant). Pour b), le détail du mécanisme, qui dépend des conditions de germination de petits défauts cristallins, n'est pas encore complètement élucidé à l'heure actuelle. Pour c), il a fallu un effort de recherche considérable pour découvrir par exemple les conditions de mobilité des bulles de gaz dans le combustible, et plus encore pour comprendre que l'origine des cavités était la conséquence d'un déséquilibre de capture des défauts d'irradiation par les dislocations.

Il est donc clair en particulier qu'aucun code de calcul ne pourrait suffire pour déterminer l'état et les propriétés d'une aiguille combustible après tel ou tel temps de fonctionnement. Il y a là une différence majeure avec d'autres paramètres d'un réacteur (carte du flux de neutrons par exemple) ou même du combustible. Ainsi, pour celui-ci, on calculera avec une grande confiance l'évolution dans le temps de sa radioactivité au cours du stockage grâce à un système d'équations différentielles couplées, aussi bien (ou mal) déterminées que les valeurs des constantes (par exemple les périodes radioactives) sont bien (ou mal) connues. Les solutions ne peuvent donc comporter ici que des erreurs numériques. S'agissant du comportement en réacteur d'un matériau, ce sont parfois certaines valeurs numériques (cas de l'exemple **a**), mais le plus souvent la nature même des phénomènes sous-jacents (cas **b** et **c**) qui sont insuffisamment connus, des variations infimes des propriétés chimiques, physiques, élastiques... du système pouvant faire bifurquer celui-ci sur une évolution inattendue et éventuellement dommageable.

De ce point de vue, le poids donné aux études "amont" de matériaux dans le PAC est trop limité. Cette remarque s'impose d'autant plus que les collaborations avec nos partenaires britanniques et allemands semblent se relâcher (Note EDF-RNR 95001, page 27).

Certes, le PAC affiche un programme "matériaux" important, "*l'obtention de taux de combustion élevés [étant] un impératif pour l'économie des RNR, tant pour les matériaux de gaine et de structure que pour les combustibles et les barres de commande et de sécurité*". Mais ce programme, qui est appelé "*surveillance des assemblages*" et "*surveillance des absorbants*", limite (en deux fiches : T22p et T23p) son ambition à l'examen des objets en "laboratoire chaud" après séjour en réacteur (Phénix et Superphénix).

Cet examen est évidemment indispensable et il faut à cet égard insister sur le nécessaire maintien - et probablement, ici ou là, sur la rénovation - des actuels moyens d'examen en cellules actives de Marcoule et de Cadarache. C'est là que l'on pourra observer les grandes tendances, valider certains choix (nuances d'acier, conditions de fabrication des pastilles...), établir des lois de déformation, ausculter les ruptures de gaines, etc.

S'en tenir là, notamment pour les inconnues que comportent CAPRA et SPIN, serait toutefois insuffisant car on se limiterait alors à *observer*, sans guère pouvoir *comprendre*. On peut regrouper ces inconnues en trois grands domaines :

1/ Pour CAPRA (et aussi pour SPIN), l'ensemble des **données thermodynamiques** initiales relatives aux combustibles $(U, Pu)O_2$ riches en Pu, ainsi bien sûr qu'aux mélanges oxydes-actinides mineurs. Les diagrammes d'équilibre, les propriétés de transport, l'interdiffusion, les réactions oxyde/gaine, les réactions oxyde/sodium, sans compter les propriétés mécaniques, sont pratiquement inconnus. Faire fonctionner industriellement un réacteur dans ces conditions ne serait guère envisageable.

2/ Pour la recherche de **taux de combustion** nettement **accrus** (Point 1 du PAC : "*produire de l'électricité à un niveau industriel*", et point 3 du PAC : programme SPIN), la tenue à l'irradiation des matériaux, et notamment des gaines, nous fait entrer dans des domaines presque vierges.

. En ce qui concerne les gaines, on en connaît bien le comportement jusqu'à 115 dpa^(*)¹ (où l'acier actuel est "qualifié") et assez bien jusqu'à 130 dpa (qualification en cours). Passer à 200 ou 250 dpa repose le problème du gonflement (et donc en particulier celui de la fragilisation) en termes nouveaux. Les idées ne manquent pas pour cette étape ambitieuse (garder pour les aciers la structure cubique à faces centrées mais en augmentant la concentration du nickel au détriment de celle du chrome ; ou plus probablement passer à des structures cubiques centrées, voire martensitiques) mais un gros effort de recherche reste à faire (irradiations dans Phénix et dans Superphénix à diverses températures ; simulations, sur accélérateurs et microscopes électroniques à haute tension). En particulier, il faudra vérifier que le gain éventuel sur la capacité à gonfler n'est pas payé par une perte de résistance au fluage.

. De même, il conviendra d'étudier (sans doute par implantation ionique), l'influence d'un fort dépôt de produits de fission (notamment d'iode) dans les premiers microns de la face interne de la gaine, et plus généralement les réactions de l'oxyde (de nouvelle composition) avec la gaine.

. En ce qui concerne les aiguilles d'acier (où l'irradiation s'accompagnera de fortes variations de température, et donc de fortes variations du gonflement, du centre à la surface) et les tubes hexagonaux, il sera nécessaire d'étudier (dans Phénix et dans Superphénix) et de comprendre - ici encore par simulations expérimentales - les conditions de changements de forme.

. Le matériau absorbant (B4C) a été, jusqu'ici, beaucoup moins étudié que les aciers ou les oxydes combustibles. Or, il est soumis sous irradiation à un fort gonflement (bulles lenticulaires d'hélium) qui le rend fragile et friable. Comment "tiendra-t-il" à de fortes irradiations ? Il importe de pouvoir, ici encore, décrire mais aussi comprendre son comportement. Des études de nature fondamentale avaient été lancées au CEA il y a une dizaine d'années sur ce matériau de structure complexe et mal connue. Si d'aventure elles avaient été abandonnées, il serait indispensable de les reprendre.

. S'agissant du combustible, à côté des problèmes de gonflement, on doit simuler les variations des propriétés thermodynamiques (voir 1/) au cours de l'accumulation, dans l'oxyde, des produits de fission. En concentrations finales de plusieurs pour-cent (Cs, I, terres rares...), ceux-ci peuvent modifier très significativement les propriétés physico-chimiques des oxydes combustibles. Des expériences hors irradiation de "combustible irradié simulé" doivent être prévues.

3/ Si l'on souhaite explorer d'autres voies, et notamment celle d'une filière utilisant le plomb comme caloporteur, Superphénix peut être utilisé pour étudier la corrosion sous irradiation des gaines par le plomb. On peut ainsi imaginer d'irradier quelques aiguilles combustibles munies de deux gaines coaxiales entre lesquelles serait insérée une lame de plomb, bien sûr liquide durant l'expérience.

¹ A ce taux d'irradiation, le gonflement des gaines atteint déjà, dans certains cas, la valeur de 6%, ce qui réduit notablement la section de passage du sodium - d'où risque de points chauds - et donne lieu à une fragilisation significative.

Nous avons déjà noté que le PAC intègre, dans ses fiches T22p et T23p, des projets d'études importants dans le domaine des matériaux. Il traite l'ensemble des éléments solides du futur Superphénix sous-générateur (aiguilles combustibles, assemblages, barres de contrôle et de sécurité...) comme des sortes de "boîtes noires" dont la caractéristique quasi-unique serait d'être - ou de ne pas être - "qualifiées". Ceci est d'ailleurs cohérent avec la vocation initiale du PAC où n'est visée que la validation à l'échelle industrielle de solutions déjà reconnues comme "prometteuses".

On pourra cependant se rappeler que les démarriages de RAPSODIE et de Phénix avaient été précédés d'une très importante recherche "amont", et que ce n'est sans doute pas un hasard si ces réacteurs ont fonctionné sans problèmes majeurs s'agissant des matériaux, ou si un phénomène non prévu comme le gonflement des aciers a pu être, grâce à un programme de recherches fondamentales mené activement en Grande-Bretagne et en France, assez rapidement maîtrisé.

De la même façon, aujourd'hui, le lancement de programmes ambitieux comme CAPRA (où l'on vise à quasiment doubler les performances des éléments du cœur par rapport aux performances actuellement atteintes), devra être accompagné d'un effort important de recherche fondamentale.

Ce nécessaire accompagnement du PAC par une recherche fondamentale en thermodynamique des solides, en physique de la déformation, en corrosion et en effets des radiations (expériences, théorie, dynamique moléculaire...) peut être mené au CEA ainsi qu'à l'Université ou au CNRS. Des équipes de bonne qualité sont encore en place pour le faire, en relation directe avec le PAC. Il est à craindre, si le PAC démarre sans les associer, qu'elles aient en grande partie disparu quand, dans une dizaine d'années, on aura brusquement besoin d'elles.

2 - L'obtention de taux de combustion élevés

Le programme prévoit principalement de la métrologie des assemblages avant chargement et après déchargement, "*le problème principal à résoudre étant de réduire le gonflement et le flUAGE sous irradiation*". De tels essais sont évidemment nécessaires, mais ils ne suffisent pas. Les problèmes de matériaux qui se posent si l'on veut augmenter significativement les durées d'irradiation (afin de "*produire de l'électricité à un niveau industriel*") sont considérables et ne peuvent être résolus par une simple "*surveillance des assemblages*".

Les gaines sont actuellement "validées" jusqu'à une irradiation de 115 "déplacements par atome" (dpa)(*) et les tubes hexagonaux jusqu'à 100 dpa. Le saut économiquement intéressant nécessiterait sans doute de monter à 200 dpa. Or l'actuelle validation semble ne pas se situer très loin de certaines limites des alliages présentement utilisés, les "15-15-Ti", aciers à 15 % de nickel, 15 % de chrome, et additions de titane. Le gonflement(*) y atteint en effet dans certains cas la valeur de 6 %, produisant à la fois :

- une diminution sensible de la section de passage du sodium, avec risque de créer des points chauds,
- une tendance à la fragilisation qui, si elle augmentait, pourrait provoquer des ruptures de gaines en cas de choc (par exemple d'origine sismique).

En s'en tenant au gonflement (c'est-à-dire en négligeant certains autres problèmes comme la corrosion interne des gaines par les produits de fission), phénomène dont il faut souligner le caractère non-linéaire, on comprend qu'il n'est pas question de viser les 200 dpa souhaités sans lancer un programme important d'études d'aciers.

On peut pour cela :

- utiliser Phénix, en y prévoyant sans doute un dispositif d'irradiation refroidi afin que les irradiations aient lieu à la température de Superphénix ;
- placer dans Superphénix des pastilles ou des barreaux, d'aciers de nuances variées (notamment des aciers ferritiques) dans les assemblages inertes des couvertures radiales ;
- prévoir des irradiations en "convertisseur", un cylindre creux d'uranium permettant d'obtenir dans un réacteur thermique un spectre rapide de bonne qualité et d'irradier de très petits échantillons destinés à des examens de microscopie électronique ou de métrologie fine ;
- procéder à des simulations d'irradiation neutronique dans divers dispositifs autres que les réacteurs nucléaires (microscopes électroniques à haute tension, faisceau de protons ou d'ions lourds ...) à la manière de ce qui s'est beaucoup fait lors des études de matériaux pour Phénix.

Dans les deux premiers cas, les essais seront faits en "grandeur nature" et les mesures pourront être macroscopiques. Dans les deux derniers on s'attachera, sur de petits échantillons, à la compréhension des paramètres les plus significatifs (cristallographie, rôle des éléments d'alliage, structure des défauts, température...), qui est indispensable à la réalisation d'une bonne disponibilité et d'une bonne sûreté de fonctionnement. C'est dire qu'un effort important de recherche fondamentale est nécessaire en matière de matériaux de structure et de gaines.

La même remarque s'impose s'agissant du combustible, encore qu'elle concerne plus spécialement le second volet du PAC. Que sait-on du comportement d'oxydes enrichis en plutonium, notamment sous irradiation et en présence des éléments d'alliage que constituent progressivement les produits de fission ? Les démarrages de RAPSODIE et de Phénix ont été précédés d'un important effort de recherche en matière de chimie et de thermodynamique, de propriétés de transport, de corrosion, et de tenue à l'irradiation de ces composés et de leurs alliages. Modifier profondément la teneur du combustible sans faire un effort comparable peut mener à de graves déconvenues.

VI - Irradiation d'américium dans Superphénix

Compte tenu de l'intérêt d'une irradiation "en un seul passage"(*) d'aiguilles d'américium, il conviendrait d'en étudier avec soin la réalisation, notamment dans le domaine des matériaux.

Il faudra tout d'abord mener des recherches sur les propriétés thermodynamiques de l'alliage - ou plus probablement de la céramique - d'américium que l'on utilisera pour constituer l'aiguille (diagramme d'équilibre, cristallographie, chaleur spécifique, conductibilité thermique, réaction avec la gaine, avec le sodium...).

Il faudra également chercher dans quelle mesure un modérateur pourrait être incorporé à l'américium. Le modérateur CaH_2 , actuellement pris en compte dans certains calculs préliminaires relatifs à de telles irradiations, se dissocie à haute température ; il devrait semble-t-il être placé dans des aiguilles situées autour des aiguilles d'américium. Un autre modérateur supportant les hautes températures (oxyde de beryllium ou autre ?) serait-il envisageable ?

Il faudra ensuite définir le gainage. Si l'on veut atteindre des doses d'irradiation importantes (par exemple 150 dpa(*) dans Phénix, soit environ 10 ans en couverture radiale) en toute sécurité, il faudra envisager, tout au moins pour des essais préliminaires, un double gainage, la gaine externe ("surgaine"), refroidie par le sodium, étant susceptible d'être changée. Il va de soi que l'échange thermique nécessitera la présence d'un fluide entre ces deux gaines, probablement un métal liquide.

En choisissant comme fluide le plomb, on se donnera la possibilité d'étudier la corrosion sous irradiation par le plomb liquide de l'acier de gaine d'un combustible simulant celui d'une filière thorium. La surgaine serait pour sa part soumise à la corrosion par le plomb sur sa face intérieure, par le sodium sur sa face extérieure (elle ne serait pas soumise par contre à l'action du combustible) ; elle devrait être périodiquement renouvelée et des dispositions devraient être prises pour qu'une éventuelle rupture de la gaine interne renfermant le combustible puisse être rapidement détectée.

Une telle expérience serait utile dans une étude préliminaire de l'amplificateur d'énergie proposé par C. Rubbia, dont une des caractéristiques majeures est l'utilisation du plomb comme caloporteur. On aurait ainsi la possibilité d'avancer sur deux fronts à la fois : démonstration d'une incinération efficace des actinides mineurs dans Superphénix, et validation (ou non) de la solution "plomb".

VII - Glossaire

- Coefficients de réactivité : Mesure du rapport entre la variation de réactivité du réacteur et celle de certains paramètres importants tels que la température du combustible ou le vide (voir coefficient de vidange). Des coefficients négatifs vont généralement dans le sens d'une plus grande stabilité du réacteur.
- Coefficients de risque : Il existe deux façons d'exprimer le risque radiologique d'un produit radioactif. Le risque potentiel par incorporation est celui auquel serait exposée une personne qui ingérerait (ou inhalerait) la totalité de ce produit, tandis que le risque résiduel (ou réel) est celui qui subsiste lorsque l'on interpose entre le déchet et cette personne des barrières artificielles et naturelles, comme dans le cas du stockage en profondeur. Le risque potentiel est mesuré par la radiotoxicité du déchet, qui est la somme des radiotoxicités de chacun des radionucléides contenus dans ce déchet. La radiotoxicité d'un radionucléide donné est proportionnelle à son activité (exprimée en becquerel) et à un certain coefficient de risque (par ingestion ou inhalation) exprimé en sievert par becquerel. Ce coefficient prend en compte divers paramètres physiques (nature et énergie des rayonnements émis) et biologiques (métabolisme, sensibilité des organes exposés...).
- Coefficient de vidange : Mesure l'effet sur la réactivité de l'apparition d'un "vide" dans le fluide caloporteur (sodium par exemple). Ce vide peut être créé par une vidange partielle du caloporteur, ou par une ébullition, ou encore par entraînement de bulles de gaz (par exemple d'argon). Si ce coefficient est positif, la création d'un "vide" a pour conséquence une augmentation de la réactivité. Ce peut être le cas dans le cœur de Superphénix.
- Concept de dilution pour un incinérateur à neutrons rapides : Un assemblage standard d'un réacteur à neutrons rapides du type Phénix ou Superphénix est constitué d'aiguilles identiques, contenant des pastilles d'oxyde mixte uranium-plutonium, à une teneur en plutonium variant entre 15 et 20%. En revanche, l'incinération du plutonium nécessite que l'on augmente cette teneur jusqu'à environ 50% (assemblage de type CAPRA). Afin de limiter l'inventaire en plutonium, on est amené à diluer cette matière combustible, au niveau de la pastille (présence d'un évidement central), de l'assemblage (présence d'aiguilles inertes) et du cœur (présence d'assemblages inertes).
- dpa: Sigle pour "déplacements par atome". Dans un solide (acier par exemple) irradié par des particules rapides (neutrons...), les atomes sont déplacés de leur site si l'énergie qu'ils reçoivent par choc dépasse une certaine valeur seuil (environ 25 eV). Le nombre de déplacements atomiques divisé par le nombre d'atomes, évidemment proportionnel à la fluence de neutrons, est un paramètre commode pour désigner la "dose d'irradiation" reçue. Ce nombre de dpa est, pour un réacteur donné (avec son spectre de neutrons) et pour un matériau donné, proportionnel au taux de combustion exprimé en MWj/t. Ainsi, pour l'acier de Phénix, 120 dpa correspondent approximativement à 100 000 MWj/t.
- EVEREST : Nom d'une étude de migration de radionucléides stockés en profondeur dans des milieux argileux et granitiques, et des doses délivrées à l'exutoire à diverses époques du futur. Cette étude menée par l'IPSN prend en compte des scénarios d'évolution normale et altérée, et comporte également une étude de sensibilité.
- Facteur de décontamination : Il mesure le rapport entre la partie extraite et la partie non extraite d'un produit donné dans un autre (par exemple plutonium ou actinide mineur dans un déchet).

- Gonflement : Les chocs des particules sur les atomes d'un solide (voir "dpa") créent, entre autres, des "lacunes" (une lacune correspond à l'absence d'un atome sur un site cristallin). Sous certaines conditions, ces lacunes peuvent se rassembler et former des micro-cavités (par exemple de diamètre 10 nanomètres pour environ 10^5 lacunes agglomérées). La présence de ces cavités augmente bien entendu le volume total, et en particulier le diamètre d'une gaine cylindrique, d'où le nom de "gonflement" donné à ce phénomène.
- Incinération en un seul passage : Mode d'incinération consistant à placer des cibles, contenant les corps à transmuter, dans le cœur d'un réacteur pendant de très longues durées, de façon à atteindre une destruction la plus complète possible. Cela autorise qu'au terme de cette irradiation les cibles soient mises directement aux déchets (par exemple en stockage géologique profond) sans recyclage.
- JEPN : Sigle pour "Jour Équivalent à Puissance Nominale".
- Loi de 1991 : Loi votée par le Parlement le 30 décembre 1991 fixant les modalités des recherches à mener dans le domaine des déchets à haute activité et à vie longue.
- MELOX : Usine de fabrication de combustibles mixtes d'oxydes d'uranium et de plutonium (combustible dit MOX) d'une capacité de 120 tonnes par an, située à Marcoule.
- Plutonium "sur étagère" : Terme utilisé pour décrire la situation dans laquelle le plutonium, séparé chimiquement des combustibles usés à l'usine de retraitement, ne peut être recyclé en réacteur, et doit donc être entreposé sous forme de poudre d'oxyde "sur étagère". Cette situation est à éviter en raison des risques de prolifération et également pour des raisons techniques car la qualité de ce plutonium se dégrade dans le temps, en raison de l'accumulation d'américium 241 due à la décroissance du plutonium 241 (diminution de la proportion d'isotopes fissiles, augmentation de l'irradiation gamma).
- Poisons neutroniques consommables : Il s'agit de corps absorbant fortement les neutrons (bore, gadolinium...), qui sont consommés en début d'irradiation pour compenser l'excès de réactivité initiale. Ils disparaissent au fur et mesure que la réactivité diminue durant l'irradiation.
- Processus de fission et de capture : Dans un réacteur, il existe deux interactions principales d'un neutron avec un noyau atomique: la fission, qui consiste à casser le noyau en deux morceaux (produits de fission), en général de période courte, et la capture, qui consiste à transmuter le noyau en son isotope directement supérieur. Dans le premier processus, il y a production d'énergie et de neutrons supplémentaires utilisables. Cela n'étant pas le cas de la capture, on est donc toujours "gagnant" lorsque le rapport entre le nombre de fissions et de captures est le plus élevé possible dans un réacteur. C'est un des avantages des réacteurs à neutrons rapides, par rapport aux réacteurs à neutrons lents.
- Rapport de modération : Dans un réacteur à eau, rapport entre le volume d'eau (qui ralentit les neutrons) et celui de combustible. En augmentant ce rapport, on favorise la fission par rapport à la capture des neutrons par ^{238}U , qui conduit à la formation de plutonium. Il y a donc production moindre de plutonium, et donc d'actinides mineurs, par unité d'énergie produite. Dans un réacteur standard, le rapport de modération est de 2 ; il devient égal à 3 dans un réacteur dit à "modération accrue".
- Recyclage hétérogène : Les produits à transmuter sont insérés dans des aiguilles particulières, à des teneurs en général plus élevées que dans le cas du recyclage homogène.

- Recyclage homogène : Les produits à transmuter sont dilués dans l'ensemble des assemblages.

- SUPERFACT : Nom d'un programme d'irradiation d'échantillons de neptunium et d'américium, mené auprès du réacteur Phénix. Il comporte deux parties : SUPERFACT 1, qui a démarré en 1986 et est terminé, SUPERFACT 2, qui a démarré en 1995 et est en cours.

- Système sous-critique : Les réacteurs classiques ont un coefficient de multiplication supérieur à 1 qui peut être ramené à la valeur 1 (criticité), grâce à des barres de contrôle ou à l'injection de bore dans l'eau (pour les réacteurs à eau). En revanche, un réacteur sous-critique a un coefficient de multiplication inférieur à 1 et ne peut donc entretenir par lui-même une réaction en chaîne. Cette dernière est alors assurée par l'injection permanente de neutrons externes, produits dans une cible constituée d'un élément lourd (plomb par exemple) et bombardée par des protons délivrés par un accélérateur de puissance élevée (1000 MeV, 10-100 mA).

- Taux de combustion : Mesure de la quantité d'énergie thermique extraite d'un combustible durant une irradiation en réacteur. Le taux de combustion (TCT) peut être exprimé en MWj/t, c'est-à-dire par la quantité d'énergie thermique extraite par tonne de métal lourd (U, Pu) composant le combustible irradié, ou en pourcentage d'atomes fissionnés (% at.). Sachant que la fission d'un noyau libère approximativement 200 MeV d'énergie, quel que soit ce noyau, il est facile d'établir les correspondances suivantes :

- 1g de matière fissile brûlée libère environ 1 MWj
- 10 000 MWj/t correspondent environ à 1% at. brûlé.