

# ASTRID

UNE FILIÈRE NUCLÉAIRE À HAUT RISQUE ET COÛT EXORBITANT

**Bernard Laponche – 11 février 2015**

*The sodium-cooled and plutonium-fuelled fast breeder reactor is by far the most dangerous and expensive technology ever devised by man for producing hot water.*

*Anonymous*



[www.global-chance.org](http://www.global-chance.org)

# ASTRID

## UNE FILIERE NUCLEAIRE A HAUT RISQUE ET COUT EXORBITANT

Bernard Laponche – 11 février 2015<sup>1</sup>

\*

*The sodium-cooled and plutonium-fuelled fast breeder reactor is by far the most dangerous and expensive technology ever devised by man for producing hot water.*

*Anonymous*

\*

Les promoteurs de la filière des surgénérateurs ont très vite compris l'effet de "communication" du choix d'un nom séduisant pour leurs futures machines. C'est ainsi que dans son ouvrage « *Superphenix pourquoi* » publié en 1997, G. Vendryes, ancien directeur et patron des réacteurs à neutrons rapides au CEA écrivait à propos de la décision de construire le premier prototype de la filière, baptisé « Rapsodie » : « *Les vertus musicales de ce nom (...) agissent sur les instances supérieures, qui prirent plaisir à l'utiliser et à le répandre. De ce jour, comme par enchantement, le projet prit corps et il nous devint plus facile d'obtenir les moyens de le poursuivre* ». Il faut bien reconnaître aussi l'habileté des choix de Phenix et Superphenix pour les exemplaires qui suivirent.

ASTRID procède de la même veine mais cette fois-ci l'acronyme est un peu tiré par les cheveux car il signifie « *Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration* ». Il eut été plus correct de parler de « *Advanced Sodium Plutonium Reactor for Industrial Demonstration* », mais alors ASPRID n'aurait rien eu de séduisant.

Mais quelle erreur de choisir le prénom d'une grande reine au destin tragique. Vision prémonitoire ?

\*

### Table des matières

<b>INTRODUCTION</b> .....	<b>2</b>
<b>1. LE FONCTIONNEMENT D'UN REACTEUR A NEUTRONS RAPIDES</b> .....	<b>2</b>
<b>2. LA SURGENERATION</b> .....	<b>3</b>
<b>3. LES COMBUSTIBLES AU PLUTONIUM</b> .....	<b>4</b>
<b>4. LE SODIUM</b> .....	<b>4</b>
<b>5. ELEMENTS DEFAVORABLES DE SURETE DES REACTEURS</b> .....	<b>5</b>
<b>6. LA QUESTION DE LA PROLIFERATION DES ARMES NUCLEAIRES</b> .....	<b>6</b>
<b>7. INTERROGATIONS ET DEMANDES DE LA SURETE NUCLEAIRE</b> .....	<b>6</b>
<b>8. L'ECONOMIE DU PROJET ASTRID ET DE LA FILIERE DES REACTEURS RAPIDES SODIUM</b> . 8	
<b>CONCLUSION</b> .....	<b>10</b>
<b>ANNEXE 1</b> .....	<b>11</b>
<b>ANNEXE 2</b> .....	<b>14</b>

---

<sup>1</sup> Avec la contribution du GSIEN (voir Annexe 2)

## INTRODUCTION

Extraits de la présentation par le CEA<sup>2</sup> des réacteurs de la quatrième génération et du prototype ASTRID :

« Selon l'AIE (Agence internationale de l'énergie) et l'AEN (Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE), les réserves mondiales d'uranium identifiées s'élèvent à 5,5 millions de tonnes<sup>3</sup>... Dès 2050, les réacteurs devraient être amenés à utiliser des réserves d'uranium fortement spéculatives<sup>4</sup> ».

Cet argument de la limite des réserves connues d'uranium<sup>5</sup>, constitue le fondement de la justification du développement des réacteurs surgénérateurs, dits de quatrième génération, utilisant le plutonium comme combustible fissile principal et le sodium comme fluide caloporteur et dont le projet de prototype français serait le réacteur ASTRID de 600 MW<sup>6</sup>. Argument discutable comme tout ce qui concerne l'estimation des réserves à un moment donné mais aussi parce que cette limite dépend du développement ou non des réacteurs nucléaires dans le monde ainsi que des rendements de ces réacteurs.

Ce projet de développement a joui jusqu'ici d'un soutien public important<sup>7</sup>.

Cette note a pour objet de présenter les principaux aspects des questions posées par un tel projet.

Notons que, dans cette même présentation, le CEA n'envisage pas le déploiement industriel de cette filière avant 2040. Dans un document plus récent<sup>8</sup>, le CEA lui-même, promoteur de cette filière, se montre beaucoup plus prudent et parle plutôt de la fin du siècle (voir 8.).

### 1. LE FONCTIONNEMENT D'UN REACTEUR A NEUTRONS RAPIDES

Dans un réacteur nucléaire à neutrons rapides, la fission et la réaction en chaîne se produisent sans que les neutrons issus de la fission soient ralentis par un modérateur (l'eau dans les réacteurs actuels à uranium enrichi, les REP). Il faut alors une quantité plus importante de matière fissile<sup>9</sup> : on peut utiliser de l'uranium à un taux plus élevé que dans les REP (25% au lieu de 3 à 4%) mais le plutonium est plus intéressant du point de vue physique (plus de neutrons produits par fission dans le Plutonium 239 que dans l'uranium 235) et permet d'envisager une filière de « surgénérateurs ».

Le réacteur ASTRID est étudié comme futur nouveau prototype de réacteur à neutrons rapides<sup>10</sup>, à combustible mélange d'oxyde d'uranium appauvri (issu de l'enrichissement, donc

---

<sup>2</sup> CEA : « *Quatrième génération : vers un nucléaire durable* », 31 mars 2010.

<sup>3</sup> En 2008, la puissance installée électronucléaire mondiale s'élevait à 375 000 MWe. A raison d'une consommation annuelle de 200 tonnes d'uranium naturel par GW, cela représente une consommation annuelle totale de 74 000 tonnes.

<sup>4</sup> Ressources supplémentaires à découvrir et ressources non conventionnelles extraites des minerais de phosphate.

<sup>5</sup> De l'ordre du demi-siècle au rythme de consommation actuel, soit à peu près comme le pétrole, avec un niveau de contribution à la consommation mondiale d'énergie primaire beaucoup plus faible puisque l'uranium contribue pour 6% à la consommation d'énergie primaire mondiale contre 33% pour le pétrole.

<sup>6</sup> MW : million de Watts. Il s'agit de la puissance électrique de la « tranche nucléaire » constituée du réacteur (qui produit de la chaleur) et du turbo-alternateur (qui produit de l'électricité). On trouve fréquemment l'utilisation de l'unité MWe (mégaWatt électrique) pour désigner (de façon impropre) la puissance du réacteur .

<sup>7</sup> 650 millions d'euros issus de l'emprunt national de 35 milliards d'euros ont été alloués à la R&D sur ce projet (dont le niveau d'investissement serait de plusieurs milliards).

<sup>8</sup> CEA : « *Les réacteurs nucléaires à caloporteur sodium* », Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives, monographie de la Direction de l'énergie nucléaire, éditions Le Moniteur.

<sup>9</sup> Il y a moins d'interactions neutron-noyaux (fission ou capture) avec des neutrons rapides qu'avec des neutrons lents.

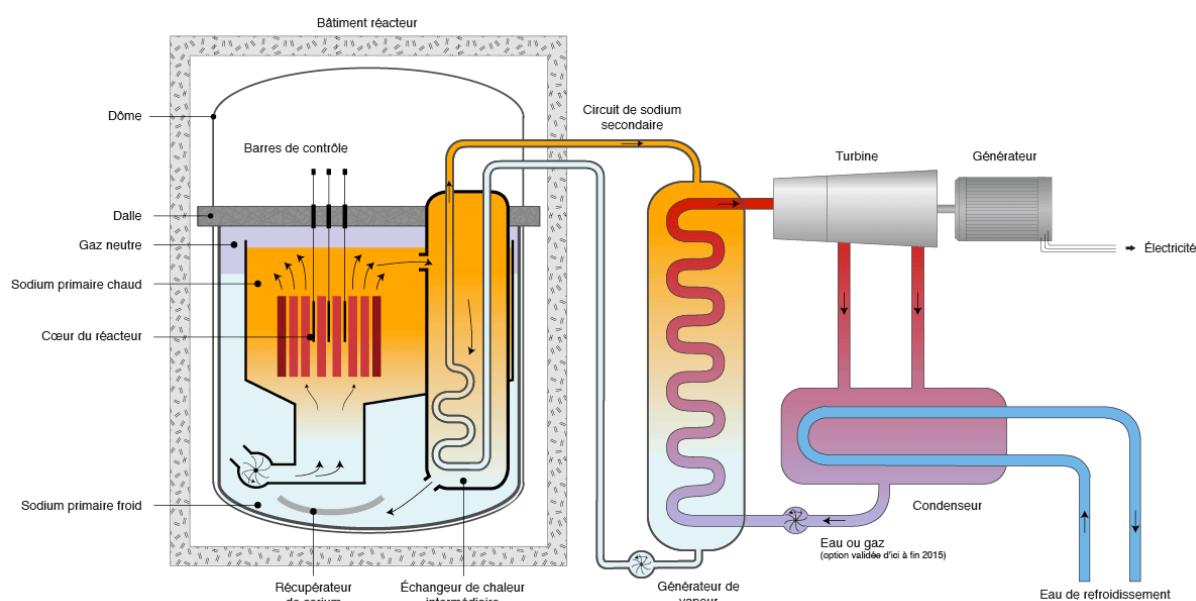
<sup>10</sup> Trois réacteurs à neutrons rapides ont déjà fonctionné en France et ont été définitivement arrêtés : le réacteur expérimental Rapsodie, Phénix (250 MW) et Superphénix (1240 MW).

contenant environ 99,7% d'uranium 238) et d'oxyde de plutonium (issu du retraitement des combustibles irradiés) dans une proportion d'environ 20 à 25%.

L'élément fissile de base du combustible est donc le plutonium. Parallèlement, une fraction d'uranium 238 se transforme en plutonium au sein de ces combustibles. Si la quantité de plutonium ainsi fabriqué dans le réacteur est supérieure à celle qui est détruite par les fissions, on dit que le réacteur est « surgénérateur ».

Comme dans un réacteur REP, la chaleur produite dans le combustible doit être récupérée afin de produire de la vapeur, puis de l'électricité. La solution développée dans le monde et choisie pour le prototype ASTRID est le refroidissement par sodium liquide. Ce caloporteur répond en effet à deux impératifs imposés par ce type de réacteurs : un transfert de chaleur par ce métal liquide très supérieur à celui de l'eau (n'ayant pas de modérateur, les cœurs des réacteurs à neutrons rapides ont un très petit volume) et ralentir le moins possible les neutrons.

La puissance électrique du prototype ASTRID serait de 600 MW.



Principe de fonctionnement du réacteur ASTRID (d'après CEA)

## 2. LA SURGENERATION

L'utilisation du plutonium comme élément fissile de base implique le développement, outre celui des réacteurs, des opérations de production du plutonium par le retraitement des combustibles irradiés de la filière actuelle (REP) et, ensuite, l'extraction du plutonium des combustibles irradiés des réacteurs surgénérateurs eux-mêmes afin d'alimenter les rechargements du réacteur concerné et des réacteurs suivants.

Au-delà de la vision théorique de l'utilisation de l'ensemble des ressources en uranium 238, le paramètre qui permet d'apprécier l'intérêt réel de la surgénération est le temps nécessaire à un surgénérateur pour produire la quantité de plutonium nécessaire au démarrage d'un nouveau réacteur et au bouclage de son cycle du combustible.

***Ce paramètre dépend des performances du réacteur mais aussi de la durée de stockage des combustibles usés avant retraitement, du retraitement lui-même et de la fabrication des nouveaux combustibles.***

Le raccourci de la présentation du surgénérateur comme la technique permettant l'utilisation « illimitée » de l'uranium masque la réalité et la complexité des opérations que cela implique et donc les coûts et les risques de l'ensemble des techniques à mettre en œuvre.

Dans la monographie récente du CEA (note de bas de page n°8) il est précisé sur cette question :

*« Bien que les centrales à neutrons rapides du futur puissent avoir vocation à être surgénératrices, ASTRID sera « isogénérateur », compte tenu de la situation actuelle sur les matières nucléaires, et devra démontrer la possibilité de la surgénération. ASTRID devra démontrer la faisabilité industrielle du multi-recyclage du Plutonium ».*

Les deux morceaux de phrase que nous avons écrits en gras montrent d'une part que l'argument principal en faveur de ce type de réacteur, le tarissement des ressources en uranium, n'est plus considéré comme essentiel, ce qui limite considérablement l'intérêt du projet et, d'autre part, que la faisabilité industrielle du multi-recyclage du plutonium est en fait une question centrale qui dépend d'ailleurs de bien d'autres facteurs que le seul réacteur ASTRID : c'est toute la chaîne du retraitement des combustibles irradiés de ce réacteur et de la fabrication des combustibles qui doit être analysée.

### 3. LES COMBUSTIBLES AU PLUTONIUM

Le plutonium est un métal lourd (densité de 19,8) de symbole chimique Pu et de numéro atomique 94. Cet élément n'existe que sous forme de traces infimes dans la nature.

Le plutonium produit dans les réacteurs nucléaires est constitué d'un ensemble d'isotopes. Les uns, les plutoniums 239, 240, 241, 242, 243 sont produits à partir de la capture d'un neutron par un noyau d'U238, tandis que l'isotope Pu238 est produit à partir de l'U235.

Tous les isotopes et composés du plutonium sont toxiques et radioactifs. La radioactivité d'une quantité de plutonium dépend de sa composition en différents isotopes, chacun ayant une « durée de vie » différente et un type différent d'émission de particules<sup>11</sup>.

Si des particules de plutonium sont inhalées ou ingérées, elles irradient directement les organes où elles se sont déposées : le poumon dans le cas d'une inhalation et dans le cas d'une ingestion le foie et les surfaces osseuses notamment. La période biologique du plutonium est très longue car l'élimination de 50% de la charge de l'organisme nécessiterait 100 ans environ. Il peut donc affecter l'ADN et provoquer des cancers.

Pour ces raisons, les installations industrielles traitant du plutonium (usines de retraitement, usines de fabrication de combustibles au plutonium, transports de plutonium) nécessitent des barrières de protection épaisses (béton, hublots épais...), pour se protéger des émissions de rayonnements « gamma » et « neutrons » (neutrons qui proviennent des réactions nucléaires dans l'oxyde de plutonium qui est la matière ouvragée).

En termes de radioprotection, la limite de dose annuelle, fixée par les autorités de radioprotection pour le public, se traduit pour un adulte à l'inhalation d'une quantité de 1 millième de microgramme de plutonium.

### 4. LE SODIUM

Le sodium présente de graves inconvénients qui se sont manifestés dans la plupart des accidents de surgénérateurs :

- Le sodium liquide réagit violemment avec l'eau pour former des oxydes de sodium, de la soude et de l'hydrogène.

---

<sup>11</sup> Le Pu239 a une « demi-vie » (temps au bout duquel la moitié de la quantité initiale de cet isotope s'est transformée) de 24 110 ans, tandis que celle de Pu241 est de 14,4 ans et celle de Pu238 de 87,7 ans.

Dans le plutonium couramment produit dans les réacteurs des centrales nucléaires, la radioactivité provient surtout de Pu241 (émetteur « bêta », électrons) et de Pu238 (émetteur « alpha », noyau d'hélium). De plus, le Pu241 se transforme en américium 241, émetteur « alpha » de 433 ans de demi-vie. L'activité massique très élevée du Pu238 produit, par absorption des « alpha » dans le combustible, un fort dégagement de chaleur.

Cette réaction exothermique peut se produire en particulier au niveau des générateurs de vapeur (accident de Chevtchenko en URSS<sup>12</sup>).

- Le sodium liquide brûle spontanément dans l'air, d'où il résulte des risques d'incendie (accident de Monju au Japon<sup>13</sup>).

- Le sodium primaire présente une forte radioactivité.

- Le sodium présente des propriétés corrosives : il peut désagréger le béton.

Le document CEA déjà cité (note de bas de page n°8,) indique bien que le cahier des charges du réacteur ASTRID contient en particulier : « *La diminution des risques liés à l'affinité du sodium avec l'oxygène : feu de sodium et réaction sodium-eau* ».

Le mot « diminution » paraît nettement insuffisant mais la reconnaissance du risque est bien confirmée.

## **5. ELEMENTS DEFAVORABLES DE SURETE DES REACTEURS**

- Le coefficient de vide de sodium est positif dans certaines régions du cœur : c'est-à-dire que tout accident conduisant à un assèchement du combustible après ébullition du sodium dans ces régions se traduit par une augmentation de réactivité et donc de puissance.

- Les grandes densités de puissance (5 fois celle d'un REP) et la compacité du cœur le rendent très sensible aux défauts locaux de refroidissement. Un sous-refroidissement important d'un assemblage combustible pourrait conduire à sa fusion.

Cela implique une surveillance très étroite du cœur, y compris au niveau de chaque assemblage, par des systèmes de détection diversifiés et redondants qui déclenchent automatiquement des actions de sûreté (baisse des barres de contrôle, baisse de la puissance, arrêt des réacteurs).

- Contrairement à la plupart des autres types de réacteurs (REP par exemple), le cœur n'est pas dans sa configuration la plus réactive (celle qui accélère au mieux la réaction en chaîne). Cela veut dire que si, pour une raison quelconque (secousse sismique par exemple) les assemblages combustibles se rapprochaient les uns des autres ou si, à la suite d'une fusion partielle, les combustibles se rassemblaient dans une région du cœur, il y aurait une possibilité de formation de masses critiques conduisant à une accélération de la réaction en chaîne (excursion nucléaire) libérant une grande quantité d'énergie sous forme explosive. Un tel accident conduirait, en cas de rupture de l'enceinte de confinement, à la diffusion d'aérosols de plutonium hautement toxiques dans l'atmosphère.

Notons enfin que, dans la note de présentation du prototype ASTRID<sup>14</sup> par le CEA (Commissariat à l'énergie atomique), on lit : « *Une sûreté améliorée<sup>15</sup>, au moins identique à celle d'un réacteur de 3<sup>ème</sup> génération de type EPR et prenant en compte les spécificités des réacteurs à neutrons rapides* ».

La deuxième partie de cette phrase paraît une évidence, la première partie ne nous rassure pas sur les progrès en matière de sûreté, au vu de la situation actuelle de l'EPR.

---

<sup>12</sup> En septembre 1973, explosion sodium-eau dans le surgénérateur BN-350 (350 MW de puissance électrique) de Chevtchenko (Kazakhstan, URSS).

<sup>13</sup> Monju (Japon), réacteur surgénérateur de 280 MW électriques (équivalent de Phenix) démarré en août 1995, a subi en décembre 1995 un accident de fuite importante de sodium suivie d'un incendie par contact sodium-air.

<sup>14</sup> CEA : « *Quatrième génération : vers un nucléaire durable* », 31 mars 2010.

<sup>15</sup> Par rapport aux surgénérateurs précédents.

## 6. LA QUESTION DE LA PROLIFERATION DES ARMES NUCLEAIRES

Le plutonium 239 est fissile. A l'état métallique (et sous forme de sphère), sa masse critique est de l'ordre de 6 kilos (sa densité étant de 19, le volume est faible).

Deux considérations sont à prendre en compte :

- a) La facilité du développement de l'arme nucléaire à partir de programmes civils incluant la production du plutonium à des fins de fabrication de combustibles nucléaires pour des réacteurs civils.
- b) La tentation de détournement de combustibles neufs contenant du plutonium pour la fabrication de bombes artisanales (le plutonium de qualité « réacteur », c'est-à-dire extrait des combustibles irradiés, permet de fabriquer une bombe dite rustique, moins efficace que les bombes militaires sophistiquées, mais cependant redoutable).

## 7. INTERROGATIONS ET DEMANDES DE LA SURETE NUCLEAIRE

La position des organismes responsables de la sûreté sur le projet de prototype ASTRID est exprimée dans trois documents datant de juin 2013 :

- La synthèse de l'analyse de l'IRSN du DOrS de juin 2013<sup>16</sup>.
- L'avis sur le DOrS du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires de l'ASN<sup>17</sup>.
- La position de l'ASN transmise par lettre de son directeur général à l'administrateur général du CEA<sup>18</sup>.

Il faut noter que ces documents ne portent que sur la sûreté du réacteur lui-même et ne traitent pas des problèmes de risques liés au combustible : production du plutonium par le retraitement, transports de plutonium, usines de fabrication des combustibles, traitement des combustibles irradiés, production de déchets radioactifs...

Notons ici les points les plus importants des « *demandes à prendre en compte pour la poursuite du projet* » de l'ASN.

### 7.1 Niveau des exigences de sûreté :

Il est clair pour l'ASN que le prototype ASTRID n'est pas seulement un prototype industriel dont l'objet serait de vérifier le bon fonctionnement d'un réacteur de puissance à neutrons rapides en tenant compte des expériences précédentes (Phenix, Superphenix<sup>19</sup>), mais qu'il doit également présenter des dispositifs de sûreté d'un niveau bien supérieur.

#### ***Demande n° 1 : rôle de démonstrateur de sûreté***

*« L'ASN estime nécessaire que la quatrième génération de réacteur apporte un gain significatif de sûreté par rapport à la troisième génération. ASTRID doit donc permettre de tester effectivement des options et dispositions de sûreté renforcées. Je vous demande, au stade du dossier d'options de sûreté (DOS), de me faire part de vos propositions sur ce point ».*

#### ***Demande n° 2 : objectifs de sûreté***

*« Les objectifs généraux de sûreté du réacteur ASTRID, qui seront précisés au stade du DOS, doivent assurer un niveau de sûreté au moins équivalent à celui des réacteurs de type EPR, et tenir compte des enseignements tirés de l'accident de Fukushima, avec les adaptations nécessaires aux réacteurs de type RNR-Na ».*

<sup>16</sup> [http://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports\\_gp/Documents/Reacteurs/IRSN-Synthese-GPR\\_Astrid\\_06-2013.pdf](http://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_gp/Documents/Reacteurs/IRSN-Synthese-GPR_Astrid_06-2013.pdf)

<sup>17</sup> <http://www.asn.fr/L-ASN/Appuis-techniques-de-l-ASN/Les-groupes-permanents-d-experts/Groupe-permanent-d-experts-pour-les-reacteurs-nucleaires-GPR>

<sup>18</sup> ASN : CODEP-DRC-2013-062807

<sup>19</sup> Voir en Annexe l'historique du fonctionnement de Superphenix.

***Demande n° 3 : essais de transmutation d'actinides mineurs***

*« Je vous demande de préciser, au stade du DOS, si vous envisagez la mise en œuvre d'essais de transmutation d'actinides mineurs et d'évaluer l'impact de ces essais sur les objectifs généraux de sûreté ».*

**7.2 Prise en compte des agressions extérieures**

***Demande n° 10 : situations de fonctionnement***

*« Afin que les agressions externes n'augmentent pas significativement le risque de fusion du cœur, je vous demande de spécifier les agressions et cumuls d'agressions à prendre en compte respectivement pour le domaine de « dimensionnement de référence » et pour les aléas au delà de ce domaine ».*

***Demande n° 11 : agressions externes au-delà du « dimensionnement de référence »***

*« Je vous demande :*

- de définir, au stade du DOS, la liste des structures, systèmes et composants (SSC) nécessaires à la gestion des situations au-delà du dimensionnement de référence de façon à éviter les rejets précoces importants,*
- de considérer les situations au-delà du dimensionnement de référence comme des situations normales pour le dimensionnement de ces SSC et d'adopter des critères adaptés à leurs exigences fonctionnelles ».*

***Demande n° 12 : démarche de prise en compte des agressions***

*« Conformément à l'article 3.2 de l'arrêté du 7 février 2012 modifié, je vous demande de considérer les agressions retenues pour dimensionner l'installation pour l'ensemble des états possibles de l'installation, qu'ils soient permanents ou transitoires ».*

**7.3 Risques liés au sodium**

***Demande n° 14 : risques spécifiques liés aux RNR-Na***

*« Je vous demande, dans le DOS, de démontrer des gains de sûreté significatifs par rapport aux précédents réacteurs RNR-Na concernant :*

- les risques d'interaction sodium-eau (notamment dans un générateur de vapeur),*
- l'inspectabilité et l'inspection en service des équipements en particulier ceux sous sodium,*
- la tenue, en cas de séisme, des équipements dont l'épaisseur est relativement faible ».*

***Demande n° 15 : effet de vide locaux***

*« Le concept de cœur dit « hétérogène » décrit dans le DOrS et visant à limiter l'effet de réactivité positif d'une vidange accidentelle du sodium du cœur (« effet de vide ») devrait entraîner une modification sensible de la phénoménologie accidentelle, difficilement modélisable par les outils actuellement disponibles. Cette réduction de l'effet de réactivité positif de la vidange globale du cœur ne permettant de renforcer la prévention et la limitation des conséquences que pour certains accidents, je vous demande d'examiner également les effets de vide locaux ».*

***Demande n° 16 : évacuation de la puissance résiduelle***

*« Concernant l'évacuation de la puissance résiduelle (EPuR), vous avez retenu la mise en place de circuits diversifiés dédiés, capables de fonctionner en cas de fusion du cœur. Je vous demande de viser à ce que les situations résultant d'une perte définitive de la fonction EPuR soient « pratiquement éliminées ».*

***Demande n° 17 : barrières de confinement***

*« Je vous demande, concernant le confinement des substances dangereuses, de décrire*



*précisément les barrières de confinement pour lesquelles j'ai noté que vous visiez à limiter les risques de bipasse ».*

***Demande n° 18 : séparation des zones***

*« Je vous demande de développer, dans le DOS, les dispositions de séparation des zones de l'installation présentant des risques radiologiques de celles qui contiennent du sodium non radioactif, dans l'objectif d'éviter l'agression de l'enceinte de confinement par un feu de sodium provenant d'un circuit intermédiaire ».*

Le moins qu'on puisse dire est que l'ASN ne paraît guère enthousiaste sur le projet ASTRID.

Ce sentiment est encore renforcé par une demande assez étonnante qui met en évidence l'état très incomplet du dossier :

***Demande n° 19 : qualification et validation des outils de calculs***

*« Je note que vous avez identifié les domaines pour lesquels des programmes de recherche et développement sont nécessaires pour la conception du réacteur ASTRID mais les éléments fournis ne me permettent pas de me prononcer au stade actuel sur la suffisance, la cohérence et les délais de votre programme de R&D.*

*Néanmoins, conformément à l'article 3.9 de l'arrêté du 7 février 2012 modifié, je vous demande que les outils de calcul utilisés en support à la conception du cœur, y compris pour le domaine accidentel, fassent l'objet d'une qualification et d'une validation aussi complètes que possible ».*

En somme, il y a encore beaucoup de choses à faire pour la conception même du réacteur, ce que confirme l'IRSN par la dernière phrase de sa synthèse : *« Enfin, l'IRSN est conscient que les résultats des études en cours ou à venir sont susceptibles de remettre en cause certaines des orientations proposées dans le DOrS ».*

## **8. L'ECONOMIE DU PROJET ASTRID ET DE LA FILIERE DES REACTEURS RAPIDES SODIUM**

### **8.1 Le coût d'ASTRID**

Rien n'est dit à notre connaissance sur la question du coût d'ASTRID et de celui de la chaîne du combustible qui en est le complément indispensable et donc, *in fine*, sur le coût du kWh que produirait un tel réacteur. La monographie du CEA déjà signalée (note de bas de page n°8) se contente de mentionner que le cahier des charges du réacteur ASTRID précise que les réacteurs de cette filière devront faire des progrès significatifs dans le domaine de *« la compétitivité par rapport aux autres sources de production d'électricité à service rendu égal ».*

### **8.2 L'économie des réacteurs rapides sodium**

La même monographie du CEA consacre son dernier chapitre à *« L'économie des réacteurs rapides sodium ».* Ce chapitre est beaucoup plus bref que ceux consacrés aux questions techniques. Il traite assez rapidement du coût d'investissement d'un réacteur, des ressources et du prix de l'uranium ainsi que, très brièvement, du coût du plutonium.

#### ***Le coût d'investissement d'un réacteur***

On raisonne par comparaison aux réacteurs à eau, sans qu'il soit précisé le type de réacteur :  
- *« De par sa conception, un RNR-Na<sup>20</sup> présente des caractéristiques qui conduisent à un surcoût d'investissement initial ».*

---

<sup>20</sup> RNR-Na : Réacteur à neutrons rapides et caloporteur sodium (Na).

Suivent quelques explications sur les causes de ce surcoût : sodium, manutention des assemblages, etc.

- « *En conclusion, on prendra pour le reste des études présentées un surcoût de 30% de l'investissement pour un RNR, par rapport à un réacteur à eau classique, tout en notant les très fortes incertitudes sur cette valeur* ».

La deuxième partie de la phrase est la bienvenue : on se souvient en effet du triplement du coût d'investissement de l'EPR de Flamanville par rapport aux premières estimations officielles (qui se réduirait dit-on à un doublement pour d'hypothétiques exemplaires futurs).

### **Les ressources en uranium**

Approche beaucoup plus prudente que dans les premiers documents de promotion de cette filière :

- « *On connaît donc mal les ressources potentielles d'uranium disponibles et exploitables à des coûts réalistes, d'autant plus que l'arrêt de la prospection ne permet pas d'avoir une vue globale* ».

- « *On peut retenir<sup>21</sup> qu'au moins 7 millions de tonnes d'uranium<sup>22</sup> sont disponibles à des coûts inférieurs à 260 \$ par kilo* ».

- « *Le parc mondial actuel, très majoritairement constitué de réacteur à l'eau, consomme aujourd'hui environ 68 000 t d'uranium naturel par an* ».

Cela signifie des réserves de plus de cent ans, au niveau de consommation actuel et avec les techniques existantes.

### **Prix de l'uranium**

Le marché de l'uranium est un marché mondial. La plupart des échanges se font par des contrats à long terme. Le marché spot de l'uranium représente environ 10% des échanges. En 2014, le prix sur le marché se situait à environ 70 \$ le kilo.

L'évolution du prix de l'uranium va dépendre directement de l'évolution du parc nucléaire mondial, actuellement en décroissance.

### **Compétitivité économique des réacteurs RNR-Na**

- « *La balance de compétitivité entre les réacteurs à eau et les réacteurs rapides sodium dépend du coût de l'uranium naturel et du surcoût d'investissement des rapides. Dans l'hypothèse simpliste d'un prix de l'uranium naturel constant sur toute la durée d'exploitation d'un parc de réacteurs et d'un taux d'actualisation nul, les RNR-Na compensent un handicap de surcoût à l'investissement de 30% pour un coût de l'uranium supérieur à 200 € par kilo* ».

- « *Des calculs plus récents tenant compte de l'augmentation du coût du kW installé des réacteurs à eau et d'un taux d'actualisation non nul<sup>23</sup> amènent ce chiffre autour de 700 € par kilo (coût de l'uranium naturel actualisé sur la durée de vie du réacteur)*.

Ici encore on ne fournit pas le coût du kW installé des réacteurs à eau pris comme référence. Ce n'est qu'à partir de scénarios contrastés d'évolution du parc nucléaire mondial que l'on peut alors cerner une période de compétitivité. Le document CEA présente quatre scénarios. Dans l'hypothèse dite « moyenne », la compétitivité serait atteinte dans environ un siècle.

---

<sup>21</sup> Sur la base des données du « Livre rouge » : « *Uranium 2011 : Resources, Production and Demand* » publié en 2012 conjointement par l'AIE (Agence internationale de l'énergie, OCDE) et l'AEN (Agence de l'énergie nucléaire, OCDE).

<sup>22</sup> En réalité, il s'agit de tonnes (ou de kilos) de l'oxyde d'uranium U3O8 issu du minerai d'uranium.

<sup>23</sup> La valeur du taux d'actualisation prise pour ce nouveau calcul n'est pas indiquée dans le document CEA.

**Le coût du kWh produit se situerait, en ne prenant en compte que les réacteurs, et en fonction des connaissances actuelles sur le coût d'investissement de l'EPR<sup>24</sup>, à un niveau de l'ordre de 150 € par MWh, ce qui est totalement rédhibitoire.**

**Et ces calculs ne tiennent pas compte des coûts de l'industrie du combustible.**

### ***La part du coût du plutonium sur la compétitivité des RNR***

En France, actuellement, la fourniture du plutonium est assurée par le traitement (à La Hague) des combustibles irradiés des réacteurs à eau et le coût du plutonium est considéré comme nul (ce qui est discutable).

Mais l'implantation d'une filière RNR-Na dans un autre pays imposerait que celui-ci se fournisse en plutonium et donc se munisse d'une usine de traitement des combustibles des réacteurs à eau (si tant est qu'il en possède).

Et dans un cas comme dans l'autre, il faudra des usines de traitement des combustibles irradiés des réacteurs RNR afin d'en récupérer le plutonium.

La monographie du CEA nous dit alors :

*« Une façon simple serait de financer la construction de l'usine de traitement et son exploitation qui serait « payé » par les RNR, **renchérissant le coût du kWh produit par les RNR et retardant leur compétitivité économique** ».*

Quel que soit le poste considéré, la compétitivité économique des réacteurs RNR par rapport aux autres techniques de production de l'électricité et notamment des techniques à partir des énergies renouvelables paraît bien, malgré les hypothèses (forcément « optimistes ») du CEA d'ores et déjà compromise : le jeu n'en vaut pas la chandelle.

## **CONCLUSION**

Il apparaît nettement que les problèmes majeurs de sûreté du projet ASTRID sont liés à l'utilisation du sodium comme fluide caloporteur. Le problème n'est pas nouveau et on peut très fortement douter de la capacité technique à éviter en toutes circonstances des réactions sodium-eau qui seraient catastrophiques.

Il est probable que cette opinion est partagée par nombre de responsables de la sûreté et on peut se demander pourquoi une telle aventure se poursuit alors que la menace sur le tarissement des ressources en uranium n'est vraiment plus à l'ordre du jour au vu des orientations actuelles des programmes nucléaires mondiaux et surtout que, comme l'a souligné à différentes reprises le président de l'ASN<sup>25</sup>, d'autres filières de réacteurs sont étudiées par ailleurs dans le cadre de la Génération IV, dont il considère que certaines sont nettement plus favorables sur le plan de la sûreté.

D'autre part, comme nous l'avons déjà signalé, les implications d'un projet ASTRID sur les activités liées au combustible nucléaire devraient être évaluées de la même façon que la sûreté du réacteur, en premier lieu par l'IRSN. Les industries du plutonium (production par retraitement, fabrication du combustible, transports de plutonium et de combustibles neufs et irradiés, gestion des combustibles irradiés et leur retraitement...) sont loin d'être sans risques ni sans coûts et certaines techniques sont encore à développer sur le plan industriel (notamment le retraitement des combustibles irradiés d'un surgénérateur).

C'est bien sur l'ensemble « réacteur-industrie du plutonium » que doit porter le jugement global sur la filière ainsi proposée, sur les plans technique, de sûreté et de sécurité, comme sur le plan économique. Sur ce dernier point, les éléments fournis par le CEA ne font que confirmer le sentiment d'une filière à la fois dangereuse et extrêmement coûteuse. Il y a mieux à faire avec l'argent public, denrée rare.

---

<sup>24</sup> La seule référence pour un EPR de série étant le coût de production du kWh négocié entre EdF et le gouvernement britannique pour la construction de deux réacteurs à Hinkley Point.

<sup>25</sup> Notamment dans ses auditions par la Commission d'enquête parlementaire sur les coûts de la filière nucléaire.

## ANNEXE 1

### LE FONCTIONNEMENT DE SUPERPHENIX

\*

Le fonctionnement de Superphénix a été marqué par de nombreux accidents techniques. Si aucun de ces accidents n'a été considéré comme grave sur le plan de la sûreté nucléaire, leur succession a montré des faiblesses inquiétantes sur le plan de la fiabilité industrielle.

C'est ainsi que, dès les premières années de fonctionnement, la centrale qui devait être la « tête de série industrielle » est devenue, dans le langage officiel, un « prototype » pour lequel il était admis des « erreurs de parcours ».

Dans la période entre 1985, année de son démarrage et 1998, année de son arrêt définitif, deux sous périodes doivent être distinguées : entre 1986 et 1992, les difficultés de fonctionnement sont essentiellement imputables aux accidents techniques ; entre 1993 et 1998, les difficultés administratives et les hésitations sur les décisions à prendre ont été prépondérantes.

#### **Première période : septembre 1985 - juin 1992**

La divergence de Superphénix, première réaction en chaîne dans le cœur du réacteur, a eu lieu en septembre 1985, la premier couplage au réseau en janvier 1986 et la pleine puissance a été atteinte en décembre 1986.

En mars-avril 1987, une fuite de sodium<sup>26</sup> est détectée sur la cuve interne du « barillet », cuve située à l'intérieur de l'enceinte de confinement (et l'extérieur de la cuve du réacteur) et destinée au stockage intermédiaire des éléments combustibles, au chargement ou au déchargement du réacteur.

Dans l'échelle de gravité des accidents et incidents adoptée à partir de 1988, **cette fuite sera placée au niveau 2** : « incident susceptible de développement ultérieur ».

Le réacteur est mis à l'arrêt le **26 mai 1987** par décision du ministre de l'industrie<sup>27</sup>.

L'origine de cette fuite est attribuée à la qualité de l'acier de cuve du barillet (différent de celui de la cuve du réacteur) : le barillet sera vidangé et la décision sera prise de ne plus l'utiliser ; le déchargement devra se faire directement, donc à un rythme beaucoup plus lent.

Il s'agit d'un défaut de conception qui aura une conséquence spectaculaire et coûteuse. Le barillet qui devait permettre l'extraction et l'entreposage du combustible se révèle défailant et irréparable. Il faudra donc construire une installation de remplacement, l'atelier de transfert du combustible. L'arrêt dure 10 mois.

Les modifications et expertises durent jusqu'en septembre 1988 ; demande d'autorisation de démarrage de NERSA, décret d'autorisation de janvier 1989, démarrage le 12 janvier 1989.

Le réacteur fonctionne jusqu'au 7 septembre 1989, où intervient un arrêt programmé de 7 mois pour maintenance.

Redémarrage fin mai, puissance nominale atteinte en juin, jusqu'au **3 juillet 1990** : arrêt du réacteur à la suite de la pollution du sodium primaire engendrée par une entrée d'air « intempestive » dans le circuit d'argon du haut du réacteur. La purification corrélative du sodium (vidange de 400 tonnes du sodium du circuit incriminé) prendra **8 mois**.

Cet incident est à nouveau classé **au niveau 2 de l'échelle de gravité**.

**Le 13 décembre 1990**, le réacteur étant toujours à l'arrêt, une partie du toit de la salle des machines s'est effondrée sous le poids de la neige. Cet accident a entraîné la perte d'une des deux lignes de 400 000 volts du réacteur et endommagé la hotte spéciale de déchargement du combustible entreposé dans la salle. Le réacteur (les pompes de circulation du refroidisseur notamment) a été alimenté par deux groupes électrogènes de secours sur la ligne perdue, l'autre voie d'alimentation en 400 000 volts fonctionnant normalement. Le délai d'expertise et de remise en état de la hotte sera de quelques mois.

---

<sup>26</sup> Fuite de 20 tonnes de sodium liquide dans le barillet de stockage du combustible nucléaire. Ce barillet est une cuve cylindrique où on laisse refroidir le combustible usagé un certain temps, en attente de transfert soit vers le cœur soit vers l'extérieur. Cette fuite était due à un acier mal choisi, ce qui entraîna la fissuration de zones soudées et une fuite de sodium.

<sup>27</sup> Alain Madelin.

Compte tenu du secours aux groupes électrogènes, suite à la perte des sources électriques externes, cet incident a été classé **au niveau 1 de l'échelle de gravité**.

En mars 1991, **nouvel incident classé au niveau 1** de l'échelle de gravité, pour défaillances constatées dans l'organisation qualité du site relative à la gestion des pièces métalliques légèrement radioactives.

A la suite de ces incidents-accidents, les autorités de sûreté posent des questions (juillet 1991) puis demandent des mesures de protection contre les feux de sodium suite à un accident technique survenu à la centrale solaire espagnole d'Almeria (refroidie au sodium liquide). En juin 1992, le Directeur de la sûreté des installations nucléaires remet un rapport aux ministres de l'environnement et de l'industrie recommandant la réalisation de travaux contre les feux de sodium et un redémarrage de la centrale à 30% de la centrale.

La période de janvier 1986 (premier kWh produit) à juin 1992 (redémarrage techniquement possible) permet de juger le fonctionnement de Superphénix en dehors de toutes considérations juridiques et politiques, sur la base de son comportement technique :

- a) Pendant cette période de 6 ans et demi (78 mois) la centrale nucléaire a produit de l'électricité pendant 28 mois, à des niveaux de puissance divers, ce qui est très faible pour une centrale nucléaire de 1200 MWe considérée comme tête de série industrielle. Seules les années 1986 et 1989 ont connu un fonctionnement satisfaisant.
- b) Des arrêts très longs ont été causés par des incidents ou des accidents techniques dont deux sont placés au niveau 2 de l'échelle de gravité.
- c) Pendant cette période de près de six ans, la centrale nucléaire a produit environ 4 milliards de kWh, soit environ la moitié de la production d'une année à puissance maximale avec un taux de 80%.

Deux enseignements sont à tirer de cette période :

- i) La fréquence des incidents et accidents, sans atteindre des niveaux présentant des dangers pour les populations, ont alerté sur nombre de faiblesses du projet.  
Rien ne peut permettre d'affirmer que, malgré le bon fonctionnement de l'année 1996 (deuxième période), la série des incidents-accidents se serait interrompue si Superphénix avait continué à fonctionner après 1997 : l'expérience des six premières années tendrait plutôt à penser que le taux de production serait resté faible, sans négliger la probabilité d'accidents plus graves.
- ii) Les conséquences économiques : même si on laisse de côté les coûts d'investissement et de combustible, la vente d'électricité par la centrale (au prix moyen du parc de 25 centimes par kWh) a représenté sur la période environ 1,1 milliards de francs, alors que les frais directs de fonctionnement (hors combustible, hors frais financiers et hors réparation) ont représenté sur la même période de l'ordre de 4,2 milliards de francs.

Une deuxième période où les éléments juridiques et politiques vont s'ajouter aux aspects techniques commence alors par Superphénix.

## **Deuxième période : Juin 1992 - Février 1998**

### **1992-1994 : Superphénix attend et change d'objectif : la fin du projet de filière des surgénérateurs**

En juin 1992, le gouvernement annonce que le redémarrage sera subordonné aux travaux prévus pour faire face aux feux de sodium ; une enquête publique sera menée préalablement à ce démarrage (en effet l'installation n'a pas fonctionné pendant plus de deux ans, il faut donc une nouvelle enquête publique) ; un rapport est demandé à M. Curien, ministre de la recherche et de l'espace sur « l'incinération »\* des déchets et les conditions dans lesquelles Superphénix pourra y contribuer.

En octobre 1992, NERSA adresse une nouvelle demande d'autorisation de fonctionnement pour une centrale électronucléaire. L'enquête publique se déroule de mars à juin 1993. A la suite du rapport de

---

\* Terme impropre mais couramment utilisé. On peut parler de « transformation » des déchets, ce qui englobe des fissions et des transmutations des isotopes les plus dangereux à long terme (plutonium et autres actinides).

la commission d'enquête (septembre 1993) et de celui de la Direction de la sûreté des installations nucléaires (janvier 1994), tous deux favorables au redémarrage, le gouvernement annonce en février 1994 la décision de transformer Superphénix en réacteur de recherche et démonstration, de ne plus faire de la production d'électricité une priorité, d'abandonner l'objectif de surgénération et de définir un programme d'acquisition de connaissances sur la destruction des actinides (transmutation). Le décret d'autorisation de création est signé en juillet, l'autorisation de démarrage est donnée en août et le réacteur redémarre le 4 août 1994.

Cette période qui a vu une utilisation discutable des délais réglementaires, puis la recherche d'une justification scientifique d'une utilisation de Superphénix comme instrument de recherche dans le cadre de la loi de 1991 marque en fait **la véritable date de l'abandon de Superphénix comme centrale nucléaire et même prototype d'une filière de surgénérateurs** : c'est un véritable renversement d'objectifs qui se fait sans débat sur la filière elle-même et son intérêt économique et qui se pare d'un argumentaire scientifique qui n'est pas sans faiblesses. C'est très probablement alors que l'arrêt définitif de Superphénix, après les six années que nous avons décrites eut dû être discuté et décidé.

#### 1996 : une bonne année de fonctionnement

A partir d'août 94, les essais de montée en puissance se déroulent presque sans incident (fuite d'argon cependant) et la centrale est couplée au réseau fin décembre 1994 et immédiatement arrêtée (deux jours après) pour traiter le problème de la **fuite d'argon**. Après réparation, l'exploitant est autorisé à redémarrer fin août 1995. Les essais reprennent jusqu'à fin octobre 1995 où un arrêt d'un mois est nécessaire pour réparer une **fuite de vapeur**.

Le réacteur fonctionne ensuite sans problème de décembre 1995 à mai 1996 où intervient un nouvel arrêt programmé d'un mois et demi. Il redémarre en juillet et fonctionne jusqu'au 24 décembre 1996 où il est arrêté pour un ensemble d'opérations de maintenance, modification du cœur, épreuves.

En 1996, la centrale a bien fonctionné et a couvert à peu près ses frais de fonctionnement.

Mais un arrêt du conseil d'Etat de février 1997 annule le décret d'autorisation de juillet 1994, le motif étant que **l'enquête publique a porté sur une centrale nucléaire productrice d'électricité alors que le décret d'autorisation de juillet 1994 créait un réacteur de recherche**.

Entre refaire l'enquête ou refaire un décret d'autorisation, le gouvernement ne choisit pas : un décret d'autorisation approuvé en avril 1997 par la commission interministérielle des installations nucléaires de base (CIINB) n'a pas de suite.

Les élections législatives changent la majorité à l'Assemblée Nationale et, le 19 juin 1997, le Premier Ministre annonce l'arrêt définitif de Superphénix comme l'un des éléments de son programme de gouvernement.

Le gouvernement annonce le 2 février 1998 la décision d'arrêt définitif et de démantèlement de la centrale électronucléaire de Creys-Malville.

#### **Conclusion :**

Il est clair que, depuis 1992, les différents gouvernements se sont posés la question de l'arrêt définitif de Superphénix sur des bases économiques et techniques qui montraient l'impasse d'un programme d'équipement en surgénérateurs.

La transformation de Superphénix en instrument de recherche est apparu à beaucoup comme un faire semblant évitant de prendre des décisions : sans priorité de production d'électricité, le bilan économique de Superphénix risquait d'être encore plus dramatique.

## ANNEXE 2

### QUELQUES REMARQUES SUR LA MONOGRAPHIE DU CEA « LES REACTEURS NUCLEAIRES A CALOPORTEUR SODIUM » Groupement de Scientifiques sur l'Information Nucléaire (GSIEN) – Février 2015.

\*

#### 1. Introduction – Page 7

Le raccourci historique est un peu léger.

En 1939 Frédéric Joliot, Hans Halban, Lew Kowarski et Francis Perrin) ont déposé trois brevets :

K1 dispositif de production d'énergie (principe des réacteurs),

K2 procédé de stabilisation d'un dispositif de production d'énergie,

K3 perfectionnement aux charges explosives (bombes).

Il y a eu de plus deux dépôts de brevets en 1940 :

K4 perfectionnement aux dispositifs producteurs d'énergie (enrichissement),

K5 perfectionnements apportés aux dispositifs production d'énergie (défini quasiment les cœurs de réacteurs à cœur hétérogènes).

Les trois premières demandes ont été déposées à la Caisse Nationale de la Recherche Scientifique et les deux suivantes au CNRS (créé en octobre 1939).

Il y a eu un moratoire de quatre ans (du à la guerre).

Les brevets ont été valables jusqu'en 1964 : le CNRS a cédé ces brevets au CEA dès sa création.

Ces brevets ont permis au CEA (créé en 18 novembre 1945) de bénéficier de fonds attribués pour des bourses de chercheur dites bourses Joliot à partir de la fin des années 1950.

Joliot fut révoqué en 1950 suite à l'Appel de Stockholm.

#### 2. A propos de Superphenix – Page 8

*Il est assez cocasse de lire que Superphénix « sera arrêté une dizaine d'années plus tard après un fonctionnement chaotique parsemé de nombreuses et longues périodes d'arrêts administratifs dus à une constante opposition politique. »*

La fuite du barillet de chargement-déchargement a condamné ce dispositif indispensable pour un fonctionnement économiquement raisonnable.

Ce défaut de fabrication a conduit l'autorité de sûreté à exiger un examen approfondi de la cuve principale.

Le retour d'expérience de l'accident d'Almeria<sup>28</sup>, a imposé la mise en œuvre de mesures spéciales pour éviter une rupture de confinement en cas de fuite en jet pulvérisé dans une galerie technique.

De fait, Superphenix a vogué de pannes en pannes ; certaines nécessitant de longues périodes de remises en état.

Par ailleurs rappelons que le chef du Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires, (SCSIN) ancêtre de la DSIN puis de la DGSNR, puis de l'ASN née en 2006, avait donné un avis défavorable au redémarrage de Superphénix suite notamment à des problèmes liés à des sautes de réactivité non explicitées sur Phénix.

*« Entre 1989 et 1990, la centrale a été affectée par quatre arrêts d'urgence, dus à un phénomène dit "de réactivité négative", consistant en une baisse brutale et spontanée de la réactivité du cœur. Le caractère répétitif du phénomène, et l'absence d'explication ont conduit à interrompre, immédiatement après le quatrième de ces arrêts, survenu le 9 septembre 1990, la production d'électricité et les expériences d'irradiation en cours. »*

En juin 1991 Michel Lavérie persiste et met un veto au redémarrage : *« Il n'est pas question, dans l'état actuel des informations dont nous disposons, que nous autorisions un redémarrage de Superphénix. Nous ne sommes même pas sûrs que cela pourra se faire un jour, et en tout cas pas avant le dernier trimestre de cette année »*. Il s'agit toujours *« des incidents qui sont intervenus sur le petit surgénérateur Phénix (lui aussi arrêté) n'ont pas été expliqués, il est impossible de faire redémarrer son grand frère sans prendre de risques »*.

---

<sup>28</sup> Feu de sodium dans la centrale solaire thermodynamique d'Almeria, en Espagne, en 1986.

Michel Lavérie sera remercié suite à ses avis défavorables et sera remplacé par André-Claude Lacoste (1993).

De toute façon il aurait fallu redémarrer une enquête publique suite à un arrêt de plus de deux ans. Mais de plus cette enquête n'avait plus d'objet du fait du changement de finalité : transformation du prototype de surgénérateur prévu pour la production d'électricité en réacteur de recherche.

Quant à parler de MONJU (au Japon) qui n'a jamais redémarré suite à un incendie sur une boucle externe de sodium, incendie qui a endommagé le réacteur dès sa divergence, ce n'est pas sérieux. A chaque essai il y a eu des problèmes et le réacteur a dû être stoppé. Seul un « rafraîchissement » de l'autorité de sûreté japonaise pourrait permettre de tenter son redémarrage. Le CEA table sur cette machine pour tester certains matériaux indispensables à son programme de RNR.

### **3. Le recyclage de l'uranium de retraitement – Page 12**

Après un ré-enrichissement à Tomsk d'uranium de retraitement, les réacteurs de Cruas ont été chargés avec des assemblages à l'uranium de retraitement enrichi, mais cela a duré environ 3 ans. En effet, il a été interdit d'exporter ces matériaux et actuellement ce recyclage est stoppé.

### **4. On revient sur la transmutation – Page 15**

Transmutation qui ne peut s'appliquer qu'aux actinides mineurs neptunium, américium et curium. Mais le problème est l'extraction et la fabrication des combustibles.

On a mis en œuvre des procédés de laboratoire : l'extrapolation industrielle n'est pas testée.

### **5. Comment penser une production nucléaire quasi infinie – Page 16**

Rien n'est infini sur une boule finie

Par ailleurs où stockera-t-on les déchets ?

### **6. Et l'enceinte de confinement ?**

Il manque principalement dans la monographie du CEA la description de l'enceinte de confinement et sa conception pour éviter toute sortie de produits radioactifs.

Certes le réacteur n'est pas sous pression mais il faut tout de même contenir les incendies et accidents de criticité.

A la lecture du dossier et au vu des dessins, on n'est pas à même de dire s'il y a un dôme et une enceinte de confinement.

Rappelons que pour le projet EFR<sup>29</sup>, il était indiqué que pour permettre une diminution du coût de construction, donc du prix du kW, le réacteur ne serait pas surgénérateur. Dans ces conditions, il ne comportait pas de couverture fertile, et était prévu pour travailler avec un coefficient de réactivité plus bas. Les concepteurs estimaient donc que la structure d'une cuve de sûreté ancrée au béton avec une dalle de fermeture de cette cuve, autorisaient à s'affranchir du dôme de sécurité et de l'enceinte de confinement (bâtiment réacteur). Le réacteur était logé dans une structure légère voisine de celle des RBMK. Suite à l'accident de Tchernobyl, ce projet avait mis en sommeil, et la programmation de l'arrêt des UNGG accélérée (les UNGG n'avaient pas non plus d'enceinte de confinement).

Le dossier ASTRID se contente d'indiquer que le cœur du réacteur sera « *isogénérateur* ».

Par contre il y est dit *qu'il devra démontrer la possibilité de surgénération et la faisabilité industrielle du multirecyclage du Plutonium.*

Ces exigences nous semblent en contradiction avec la géométrie du confinement de sécurité.

---

<sup>29</sup> Projet EFR (*European fast reactor*). L'accord, signé en 1984 entre la France, la Grande-Bretagne, l'Italie et la République fédérale d'Allemagne, s'est concrétisé par le lancement des études du projet EFR. Ce projet n'a pas été concrétisé.