

分置

「研究用施設としてのスーパーフェニックスの能力評価のための諮問科学委員会報告書」

(検討用仮訳)

技術資料		
開示区分	レポート No.	受領日
T	N1510 96-003	1996. 8.21
<p>この資料は技術管理室保存資料です            閲覧には技術資料閲覧票が必要です            動力炉・核燃料開発事業団 技術協力部技術管理室</p>		

1996年8月

動力炉・核燃料開発事業団

図 1. 本報告書の目的は、原子力発電所の安全確保と、原子力発電所の運転管理の向上を図ることにあり、そのための技術的支援を目的として、本報告書の発行を計画している。本報告書の発行は、原子力発電所の運転管理の向上を図ることにあり、そのための技術的支援を目的として、本報告書の発行を計画している。

本報告書の発行は、原子力発電所の運転管理の向上を図ることにあり、そのための技術的支援を目的として、本報告書の発行を計画している。本報告書の発行は、原子力発電所の運転管理の向上を図ることにあり、そのための技術的支援を目的として、本報告書の発行を計画している。

本報告書の発行は、原子力発電所の運転管理の向上を図ることにあり、そのための技術的支援を目的として、本報告書の発行を計画している。本報告書の発行は、原子力発電所の運転管理の向上を図ることにあり、そのための技術的支援を目的として、本報告書の発行を計画している。

本報告書の発行は、原子力発電所の運転管理の向上を図ることにあり、そのための技術的支援を目的として、本報告書の発行を計画している。本報告書の発行は、原子力発電所の運転管理の向上を図ることにあり、そのための技術的支援を目的として、本報告書の発行を計画している。

本報告書の発行は、原子力発電所の運転管理の向上を図ることにあり、そのための技術的支援を目的として、本報告書の発行を計画している。

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。  
〒107 東京都港区赤坂1-9-13 動力炉・核燃料開発事業団 技術協力部 技術管理室  
Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to: Technical Evaluation and Patent office, Technology Management Division, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, 9-13, 1-chome, Akasaka, Minato-ku, Tokyo, 107 Japan.

スーパーフェニックスは、1992年6月のベレゴボワ首相の運転再開延期決定の後、新たに設置許可を取得することが必要になり、公聴会及び首相決定で運転再開の条件とされたナトリウム火災対策工事等に関する原子力施設安全局の安全審査の手続きを経て、1994年7月に設置許可を取得し、同年8月に運転許可を得て再起動した。

また、1994年2月には、スーパーフェニックスを発電を主目的とするのではなく、研究及び技術の実証のために使用するとした首相コミュニケが発表され、1994年4月には、NERSA社、フランス電力公社（EDF）、フランス原子力庁（CEA）から成る管理委員会がスーパーフェニックスにおける研究計画（知識獲得計画）を提案し、設置許可政令発令前に研究大臣により承認されている。

1994年8月の再起動後、コミッショニング試験の各段階の試験として、低出力、出力30%までの試験を行い、現在出力60%までの試験段階にある。

本報告でまとめた「研究用施設としてのスーパーフェニックスの能力評価のための諮問科学委員会報告書」は、1995年5月に発足した新政権（A. ジュッペ首相）が、スーパーフェニックスの運転が安全性だけでなく、産業、社会、国際社会、財政、科学など多くの側面と密接に関わっており、スーパーフェニックス問題を再度検討すると決定した（Nucleonics Week July 13, 1995）後、1995年10月に政府により任命され、政府の管理とは独立した上記委員会（R. カスタン委員長）が、《1994年7月の政令によって与えられた計画及び目的が現実的に具体化され得るものであるかを知るために、研究の道具として機能することについてのスーパーフェニックスの能力について、意見を提出する》との諮問に応じて作成したものである。

スーパーフェニックスの知識獲得計画は、CEAが進めている高速炉におけるプルトニウムの燃焼研究計画（CAPRA計画）及びマイナアクチニドの燃焼研究計画（SPIN計画）と密接に関わっており、上記の報告書が今後のフランスの高速炉開発の動向に大きな影響を与えると判断されることから、上記報告書の「検討用仮訳」をとり急ぎ作成したものである。従って仮訳の一部に不正確な点があることを予めお断りしておく。

本報告には以下が収録されている。

1. 「研究用施設としてのスーパーフェニックスの能力評価のための諮問科学委員会報告書」(検討用仮訳)
2. 「研究用施設としてのスーパーフェニックスの能力評価のための諮問科学委員会報告書」(原文)
3. 報告書公表時の政府コミュニケ(仮訳)
4. 参考資料
  - (1) 「スーパーフェニックスの能力評価のための諮問科学委員会報告書の概要」(動開本部作成)
  - (2) スーパーフェニックスの経緯

動力炉開発推進本部

# 報告書

研究用施設としてのスーパーフェニックスの  
能力評価のための諮問科学委員会

1996年6月20日

## 目 次

主な所見と勧告	1
技術的詳細報告	11
はじめに	11
第1章 序説	14
第2章 予定されている計画を成功に導くためのスーパーフェニックス の適性	21
第3章 PAC1の研究プログラム	27
第4章 PAC2の研究プログラム	34
第5章 PAC3の研究プログラム	43
付帯資料：付帯資料リスト	
I 当委員会の設立根拠書類	49
II M.SENEの辞表	54
III 聴聞対象者氏名	57
IV 世界の産業界の状況及び欧州のプログラム	59
V PACと材料	68
VI スーパーフェニックスにおけるアメリシウムの照射	74
VII 用語解説	75

## 主な所見と勧告

1994年7月11日付の政令は、原子炉の開発は、安全性及び知見の獲得を最優先するという条件のもとに、研究及び実証のためであることを明確にした上で、NERSA社による1200MWe高速中性子炉のクレイ - マルヴィル原子力発電所の設置許可を更新するものである。このために、3つの補完的目的が本件に与えられている：すなわち、高速中性子炉の実用レベルでの発電能力の実証、プルトニウムの純粋な消費炉としてのこの型の原子炉の機能性の評価、及び長寿命放射性廃棄物の処理の可能性の研究である。

委員会は2名の外国人を含んで構成されており、研究用施設として運転されるスーパーフェニックスの能力についての意見を提出するために任じられた。すなわち、前述の政令によって与えられた研究計画並びに目的が真に実現可能か否かについての知見を関係省庁に提供するためである。

付帯資料Iには、委員会の委員長宛の諮問状の写しを掲載している。

委員会は、1994年の再開許可へと導いたスーパーフェニックスの安全性に関する研究についての詳細な分析が、その使命の範囲に含まれないため、着手するべきでなかったものと分析したことが記録されている。

委員会は、PAC1、PAC2及びPAC3の3つの部分について、これらの件に関して意見を表明する使命を有する所管機関である、NERSA社、EDF（フランス電力公社）及びCEA（フランス原子力庁）によって提案された知見獲得計画の枠組みの中で規定されている実験の安全性に対して生じ得る影響について問い合わせた。

委員会は一般論として以下のことを勧告する：

1. スーパーフェニックス原子炉の機能性と安全性を改善することを最優先の課題としたPAC1の範囲において作業を進めること、及びその作業は、技術的可能性、及び他のエネルギー生産手段に対し経済性についての競争力に関する能力の向上を図る研究に着手すること
2. PAC2及びPAC3における運転試験は安全性に重大な影響を与えないこと
3. これらの試験は、高速炉の工業的發展は2050年より先に持ち越されるとの想定は、現在のところ妥当性があると考えられることを考慮に入れ、時期尚早である技術の選択に産業的な優先権を与えることを目的としたものではない
4. 様々な材料（燃料、燃料被覆材及び構造材）の管理に関する計画は、単なる技術的有効性についての試験に限られるものではなく、重要な基礎研究についての努力、すなわち、実験と理論、固体の熱力学、変形力学、腐食及び放射線の影響、に依拠すべきこと

このことは、委員会が、研究用施設としてのスーパーフェニックス原子炉の機能は、研究の範囲で運転されることに適しているだけでなく、対象とされる目的全体についての研究の用にも供せられるべきものであると考えていることを意味している。

この点に関し、同委員会は、1991年に制定された法律の基本方針1(\*)<sup>1)</sup>に対応した研究は、かかる研究に専用の原子炉について、より満足の行く条件にたどり着き得ることについて自信を深めている。同委員会は、例えば、新たな「フェニックス」が緊急に建設されるべきであるとの勧告を行うこともできる。しかしながら、建設が直ちに着手されたとしても、このような実証炉は、同法に規定されている2006年を期限として予定されている審議を明確にし得る結果をもたらすための施設として取得されるには遅すぎるのである。

委員会は、さしあたって以下のことを勧告するにとどめるものとする：

- 1991年12月30日に制定された高レベルで寿命の長い放射性廃棄物についての研究に関する法律の基本方針1において規定される諸実証研究は、核種変換方法のフィージビリティを立証するために不可欠で、且つ他の現存する施設においては容易に、また、廉価には得ることができない知見を、同法に規定される2006年以前に獲得することを最優先の目的とすべきこと

今後、スーパーフェニックスを研究施設とする変更は、他のすべての研究所や研究センターと同様、スーパーフェニックスで実施される研究が妥当性及び科学的水準を備えていることを外部から監査することを規定した。

委員会は以下のことを勧告する：

- スーパーフェニックスで実施される科学技術的活動を評価する任にあたる科学技術評議会を設立すること。評議会は、PACの関係者以外のメンバーを最低半数は含むべきものとする。評議会は、計画されるべきプログラム及び習得されるべき経験についての意見を上申するものとする。
- 毎年、PACの研究報告書が当科学技術評議会の意見書と共に、1991年の法律によって組織された国家評価委員会に対して提出されるべきものとする。

クレイ・マルヴィルに建設された原子炉は、事実上西側諸国において産業用に開発された唯一の大型高速炉であり、国際的に重要な役割を果たすこととなる。この観点に関しては、スーパーフェニックスは同様の施設の潜在的な弱点の改善、技術及び安全性の向上のために必要な経験の習得に重要な貢献をすることができる。

委員会は以下のことを勧告する：

- 研究の全体について、海外のパートナーの積極的な参加を図ること

委員会は、開発者等によって提案された知見獲得計画の対象となる研究を成功させるために、第一に、以下の面について、スーパーフェニックスの技術的能力について検討した。

- ・ PACの3つの構成部分の間の整合性についての観点
- ・ 当該原子炉の運転に関する諸条件についての観点

<sup>1)</sup> 当報告書の全編にわたって、\*印の用語は、用語集の中に定義されていることを示す。



委員会は、その外に、1991年12月に制定された放射性廃棄物に関する法律に規定された期日に関連して、直面している研究計画の一貫性 - 特にPACの第3部分に関しての一貫性 - について、検討した。法律に規定された期日は、ある種の優先順位を示唆し、他方では、どのような方法でスーパーフェニックスが現在のPACの目的の拡大に貢献できるかを探ることに導く。

一般的方法で、委員会によって行われた考察は、知識獲得計画は実行されるためだけに位置するのではなく、それによって得られた結果を適用すべき産業界の状況を、委員会の行うべき検討が、無視することができないということを確認させた。

省察の最後に当たって、その精神において、知的及び財政的な多大な投資の教訓をできる限り活かそうと希望することは正当であると考え。スーパーフェニックスへの投資は、その実現のために既に合意されたものであり、また、得られる知識はスーパーフェニックス炉の評価に限定されるものでなく、できる限りの方法によって、より普遍的な視野を備えたものであるべきとする。

\*

\*\*

## PACの第1部

第1部の本質的な目的は、高速炉の産業レベルでの発電能力を証明することにある。我々が使用し得る唯一の実用規模の高速炉であるスーパーフェニックスは、このような証明を試みることのできる施設であることは自明である。委員会は、既に投資され、回収不能の出費を考慮に入れて、PAC1で目標とされている諸知識は、計画全体の立場を再び問題にする自由にならない新聞記事を除けば、許容可能な範囲内の費用で得ることができると評価している。

委員会は、PAC1と、他の2つのPACの部分との間のインターフェースについて調査した。これらの3つの部分は、当然、相互補完的なものである。第2部及び第3部を実施するためには原子炉が運転されることが必要であり、それは第1部の基礎であるが、同時に対立関係にもある。第2部及び第3部の諸目的の観点からの原子炉の使用は、原子炉の産業的実用性の証明に影響をあたえることになる。

委員会は、この点に関し、知識獲得の目的は、意思決定のための指針を示し得るものでなくてはならないことを強調している。十分な柔軟性は、PAC各部のすべてを良好に展開するために必要な要素であるが、それは手段であって、目的ではない。

つまり、PAC1の知見の獲得のための原子炉の使用に関して、委員会は、一連の聴聞会を通して以下の諸点を了承した：

- ある時点において、高速炉の実用化が再び現実的になるであろう将来（50年単位のスパンで？）を視野に置いて、ナトリウム炉形式が良い選択であるか否かを見極めること
- 国際的協力を含む、より継続的な発展という展望に立って開発を推進すること
- 最後に、より広い技術的分野、とりわけ他の型式の原子炉の開発に有効な知識の獲得を図ること

委員会は、向こう数年間の内に、PAC 1の知識を伝達する手段を用意する必要があると考えている。

## PACの第2部

第2部の目的は、増殖または非増殖の調整、すなわち、プルトニウムの生産または消費の能力に関する高速中性子-ナトリウム炉の柔軟性を評価することである。

TWhe当たり36 kgのプルトニウムを生産する現在のスーパーフェニックスの炉心構成を、段階的にすべての親物質をスチールに変えていくことで、相対的に低いプルトニウム生産の炉心構成に発展させることを予定している。この取替計画は、未だ研究段階ではあるが、2004年の第3炉心の装荷時期までに完成されるものとし、年間100 kg程度のプルトニウム燃焼、すなわち、現在稼働している全発電炉の生産量のおよそ1%に相当する、TWhe当たり15 kg程度の消費を実現することを目標としている。

CEAによって始められたCAPRA（高速炉内でのプルトニウム消費の増加）の目的は、ウラニウム濃度の低い燃料を開発することにより、プルトニウム消費を更に前進させることにある。例えば、TWhe当たり75kgのプルトニウム消費を可能とするプルトニウム富化度が45%のU-Pu燃料を、また更に優れた性能のウラニウムを含まない燃料の開発を予定している。

このような燃料の導入が原子炉の運転性及び安全性に大きな影響を与えないことを実証する必要があり、少なからぬ量の補完的研究が必要とされる。

PAC2の根幹的部分は、このような背景において、CAPRA燃料集合体の産業レベルでの性能実証を行うことにある。安全性に影響を与えないことが判明した場合、1997年初頭にも炉心1にプルトニウム富化度31%の燃料集合体が、1999年から2000年には炉心2に35%の燃料集合体が、そして最終的には2004年の炉心3に40%の燃料集合体約20本からなるブロック及びウラニウムを含まない数本の燃料ピンを装荷する予定である。

委員会は、一方では、予定されている作業が実施される産業界の動向について、他方では現在直面している、或いは直面するであろうプルトニウムの管理政策に照らして、PACの第2部の枠組みの中で予定されている作業に検討を加えた。

実施している聴聞により、これらの作業は実質的に中期的なものではあり得ないと確信す

るに至った。すなわち、現在からおよそ15年間の内に全盛を迎える全面的または部分的な稼働中の原子炉の代替時期に、少なくとも政策決定が純粋に経済的評価のみに基づいて行なわれるのであれば、とりわけ高速炉が日の目を見ることになるということである。いずれにせよ、研究の道具としての役割を果たすことができるとのスーパーフェニックスの現在の評価は、新型の原子炉はほぼ間違いなく軽水炉であるとの仮定を前提として成り立っている。

委員会は、濃縮ウラニウムの利用が経済的に見合う状態にとどまる限り、当面、「棚ざらし」の備蓄\*を避けるためのプルトニウムの管理方法は、燃焼可能な使用済燃料すべてを貯蔵のために地層の奥深くへ直接埋蔵（「開放サイクル」のシナリオ）することを別とするならば、すべて軽水炉を介在させる他の幾つかのシナリオに依存することとなるであろうと評価している。

その他の多くの可能性の内、一例として、プルトニウムのMOX燃料への単純な非均質リサイクリングとその後の処理を施さない暫定的な保管という現行のタイプの処理方法を数年間実施した後は、MOX燃料に濃縮ウラニウムを供給すると同時に若干のプルトニウムを加えることによって均質な無限のリサイクルが可能な原子炉で100%構成される「平衡発電所」を確立することが可能で、従って数サイクル後には在庫を安定させることが可能になる。

プルトニウムの量は不可避免的な消失によって減量されるが、サイクルの様々な処理によって生じる損失は極めて微量である。再処理されないまま保管されているUOX燃料に「凍結」されているプルトニウムの無制限な増加を避けるために、より大量のプルトニウムを一時的に流用することによって、実際的に回避する他はない。

世界市場でのウラニウム不足の様相がはっきりとしてくることによって状況が好転するであろう。さらに将来的には、増殖或いは消費を調整することが可能で、プルトニウム及びマイナアクチニドのリサイクルが可能な高速中性子炉を平衡発電所へ導入することは、以下の可能性を開くものと思われる：

- a) 増殖または非増殖の高速中性子炉に柔軟に供給することにより、プルトニウム貯蔵のより良い解決をはかることによってU-Pu体系を継続、更に開発を図ること
- b) 例えばトリウム等の、他の利用可能な資源を使用した他の発電用核分裂炉によってU-Pu体系の段階的な代替を図ること。発電所内に現存するプルトニウムの在庫は、新たな燃料体系の段階的な投入のために使用することが可能であり、前掲の条件を崩すのはあまり適切ではない。数十年にわたって拡大されてきた燃料体系の変更を契機に、プルトニウムを排除することは重大な不都合ではなくなり、それは原子力計画の追求に組み込まれることになる。
- c) 他のエネルギー発生方法に移行することによって核分裂の放棄を図る。稼働している発電所の在庫は、CAPRA原子炉の焼却炉としてのモードによって焼却される。

この様に、少なくともプルトニウムの管理に関して、増殖或いは消費の調整が可能な高速中性子炉の利用可能性は、次の両極端な状況以外では実質的な経済的価値はないものと思われる：すなわち、現在の原子力開発の続行、或いはその逆に、すべての原子力計画の中止<sup>1)</sup>。

プルトニウム及びマイナアクチニドについて、高速中性子炉を含む平衡発電所が提案されている。発電所の活用が継続される期間がどのようなものであれ、プルトニウムの貯蔵は、現時点以降フランスでは我々が認める一定量の水準に制限される。しかし、この安定的な量は、上に示したようにウラニウムが容易に入手できる期間においては、プルトニウムのみの均質的なリサイクルが機能することによって軽水炉から生産される量より多いものとなる。これに対し、高速中性子炉の導入は、マイナアクチニドの在庫に関して優れた性能を提供することとなる。キュリウムに関しては、そのリサイクルまで数年間保管ことを目指すという目標を設定することについて広範な検討を要する問題を提起し、数世紀にわたるそれらの開発の継続を除き、プルトニウム及び各種のマイナアクチニドに関して「平衡発電所」としてのこれらの資格は再検討を要する。

換言すれば、これらの発電所に集められた備蓄は、同等の能力を有するUOXの発電所が生産する10年分のプルトニウム及びマイナアクチニドに匹敵する。

近未来或いは遠い将来において、すべての原子力発電計画を永久に停止するという決定をすることになるかもしれない我々の子孫は、かかる発電所の在庫の抱える問題を解決していることであろう。現在利用可能な技術の枠内では、以下の2つの選択の可能性が存在するといえる：

- すべての在庫を廃棄処分する
- この在庫を軽水炉または高速中性子炉内で焼却する、但し、在庫を単純にファクター10まで低減するのに要する核の減少期間は50から200年である。かかる焼却を開始し、付随するリサイクルを実施するためは、優に1世紀以上の期間を要する。その上、多少の危険も伴う。

しかしながら、危険が存在するとしても、我々の遠い子孫に極く最小限の公害しか残さぬように配慮を払って行動するという倫理的構想は、原子力エネルギーを享受する世代にとって、たとえ多少のリスクの増加や費用の増加を伴うとしても、より近未来の子孫に対しても最小限の不利益しか残さぬような配慮を払って行動することを要する。

かかる視点に立って、一方で、平衡的発電所のプルトニウムの在庫を（マイナアクチニドのケースはPAC3で言及する）、他方で、この在庫の焼却に必要とされる期間をあらゆる可能な手段を講じて減少させることは必要不可欠なことであり、危険に関する利益 - 不利益の

<sup>1)</sup> 高速中性子炉増殖炉は、ウラニウム不足からは完全に無関係に、資源を温存することを優先させることを目指す政策的枠組みの中で有益となり得る。

分析の対象とすべきものと思われる。

委員会は、高速中性子炉の発電所を配備する前に少なからず経過してしまうことが避けられない貴重な期間を単に準備活動に限定するのではなく、とりわけ発電所を閉鎖するための期間を著しく短縮できる特別な焼却炉の研究開発のために利用することを勧告する。

PAC2の最終期限日は、既に予定されていた期限より1年以上も遅れており、大量のプルトニウムの消費を可能にする運転形態を開発するためのスーパーフェニックス型の高速中性子炉の能力の実効的な実証は、10年以内にはさして行われまいであろう。しかしながら、かかる実証の緊急性は、PAC3によって目標とされる枠内でマイナアクチニドの燃焼に関する結果を得ることに比べて小さいものである。

### PACの第3部

第3部の目的は、1991年12月30日制定の法律の基本方針1に規定されるマイナアクチニドの燃焼について、高速中性子炉に求められる性能を評価することにある。この点に関して、NERSAから委員会に提出された書類に示されているスーパーフェニックスで予定されている計画が、貧弱であることは残念である。

この計画は、

- ・ ネプチニウム（注）の焼却の研究のために用意されているものはたいしたものはない。このマイナアクチニドは、確かに、入手することは相対的に容易であり、均質な焼却を目指した燃料集合体の製造には大きな問題は存在しない。しかし、放射性廃棄物の有害性を低減させるための一般的枠組みの中で、「ネプチニウム源」を構成するアメリシウム241を同じように焼却しないのであれば、これを消滅するメリットは相対的に小さなものとなる。
- ・ 誤りでなければ、アメリシウムの燃料ピンの適切な装荷方法については、アメリシウムを若干含んだ炉心1の「古い」燃料ピンの照射、及び、炉心3への若干の「アメリシウムに富んだ燃料要素」の類のみの装荷しか検討している様子はない。これらの照射からは、1991年12月30日制定の法律で予定されている2006年の期日に向けて、SUPERFACT (\*) で既に実現されている実験から引き出されるものと比べて本当に新しいと評価できる要素はもたらされ得ないように思える。キュリウムの焼却に関しては、PAC3に予定されているもの以外には何もない。
- ・ 優先的配慮が、照射期間を長くするだけでアメリシウムの90%以上を焼却することを目指し、不活性マトリックス上のアメリシウムの燃料ピンに関する「単一工程だけによる」(\*) 焼却であるとするならば、それによって残留物は直接廃棄処理に回し得るというメリットしか本当に得るものがない。かかる試験は、本来であれば、炉心2の開始と共に、取り得るあらゆる方策によって、適切な「被覆管」によって保護され

た燃料ピンについて実施されねばならないはずである。<sup>1)</sup>

委員会は、かかる目標値を有しているアメリカシウムの装荷について、1991年制定の法律に予定されている2006年の期日までに有意義な結果を得る方法で、炉心2の高中性子束の領域に、安全性が確保されるならば、アメリカシウムの燃料ピンを装荷することを目指して優先的努力が払われねばならないことを勧告する。海外の研究所とのすべての協力が成立しないこととなるならば、国内施設の整備が緊急のものとなる。

純粋に財政的な計画に関して、NACREの試験を減額することが必要な場合には、優先順位が相対的に低いように見うけられる炉心3に予定されている10本のNACRE-CAPRA燃料集合体の製造は、少なくとも予算から割愛することは可能である。

### その他の解説

PACの第2部及び第3部に立ち反って、委員会は、スーパーフェニックスのように、臨界型の高速中性子炉以外にも、マイナアクチニドをプルトニウムと同様に焼却するための方法が存在することを付記して置く。80年代の終わり頃から、加速器によって補助された未臨界のシステムを基にした提案が興味深い性能を示していた：

- 溶融塩と熱中性子によって、在庫が減少するシステムを実現 (Los Alamosの計画)
- 高速中性子と溶融塩によるもの (日本JAERI (日本原子力研究所) の計画)
- 固形燃料、高速中性子及び鉛冷却によるもの (CERN (欧州合同原子力研究所) の計画)

これらのシステムのマイナアクチニドの焼却に関する重要な特徴は、未臨界(\*)の度合いである。これらのシステムは、ウラニウムを少量しか、若しくはまったく含まない燃料と共に臨界型の原子炉をより柔軟に利用するために開発することができる。また、他の特徴は、同様に未臨界から派生し、実質的に代替不能な、中性子捕獲によって長寿命の核分裂生成物の相当な量を消滅させるために熱中性子スペクトルを利用する、中性子経済の良さである。

これらのすべての提案の弱点は、概念研究の域を出ていないこと、及び高速中性子・ナトリウム炉によって得られたものと同程度の実験の恩恵を被っていないことである。しかしながら、2050年頃と予想される相対的に遠い第2世代のREPの代替期を考慮に入れるならば、そのころまでには、より有効であると証明されることができ、そしてスーパーフェニックス型の高速中性子・ナトリウム炉より良いと評価され得た提案について、幾つかの予備的実験を実施することが可能であると考える。

---

<sup>1)</sup> 委員会は、1996年5月30日の総会において、1999年のスーパーフェニックスの第2炉心にアメリカシウムを特別に詰めた1本の燃料ピンを照射するというCEAの新計画を十分に検討した。

委員会は、この点に関し、そのような予備的実験の枠組みにおいてスーパーフェニックス自体が一時的に果たし得る役割について自問してみた。例えば、新たな炉形式の開発のために、以下の証明を得ることを目指した研究を予想することができたであろうか：

- ・ 同軸二重被覆管の中間に、必要に応じて交換可能な鉛の薄片を有し、トリウム・プルトニウム混合燃料を収納する鋼製被覆管の放射線損傷
- ・ 照射線量の増加に伴うこのような一連の燃料ピンについての、トリウム燃料体系の燃料を模擬した混合組成の評価方法、特に、プルトニウム及びマイナアクチニドのバーナとして機能するかしないかのトリウムによる燃焼炉について

現実には、実験炉としての柔軟性を確認することなく、特に照射設備の整備及び多くの施策によって、フェニックスにおける実験を裏付けるために、さらに、フェニックスが一時的或いは恒久的な利用不能となった場合にはフェニックスを代替するために、スーパーフェニックスにより広範な要請がなされ得る可能性を示していることを記して置く必要がある。

委員会は、一般論として、スーパーフェニックスに、より多様な役割を課することによって、PACの主要目的を拡大することが適切であると考え。勿論、安全性が完全に満たされるという条件の下で産業用原子炉としての運転を行った上で、例えば、以下の役割が可能であると考えられる：

- 他の種々の解決方法が拡大された新たな背景において、他の利用可能な照射法との比較で利点と柔軟性が高く評価されるはずの、長期の照射の道具として
- PACと同じ背景において、長期的観点に立って必要とされるであろうアメリカウムやキュリウム等のマイナアクチニドの「単一工程による」焼却についての種々の試験に利用可能な重要なスペースを提供するための道具として
- 長寿命の核分裂生成物の熱中性子スペクトルによる焼却試験のために、REPより大量に供給可能な中性子供給源として
- より一般的に、フェニックスが一時的に、または恒久的に利用不能となった場合に、すべての高速中性子炉の研究のために海外の研究所に一時的に開放された施設として

スーパーフェニックスがフェニックスの利用不能な場合の代替手段として使用されるかもしれない条件では、この様なPACの拡大は、2004年頃に現在計画されている第3炉心の運転開始に遅れが発生した場合にもたらされ得る。しかしながら、この第3炉心の開発は、既に1991年の法律によって期日が2006年に予定されている審議のための判断材料を適切な時期にもたらし得るためには間に合わなくなっているものと思われる。このような状況においては、現存する炉心における多様な経験を利用することによって、かかる遅れを甘受する他はないように思われる。

\*  
\*\*

委員会によって、昨年の11月に実施された聴聞の際に表明され、その後の会議で確認された希望に対し、スーパーフェニックスにおける実験の可能性、その範囲を非常に広範囲に拡大するという目的に沿って自発的に再検討したことを通知する1996年5月22日付の書状をCEAの原子力局から委員会が受け取ったことを最後に記しておく。この書簡に添付されていた提案の中の第1の計画に記されている幾つかの活動は、前記の諸勧告の趣旨と同一であり、我々が設立を要請した科学技術委員会に提出されるものとする。

Le Président de la Commission

R. Castaing



## 技術的詳細報告

### はじめに

この報告書が位置する背景を明らかにするために、エネルギーを生産する1つの原子力発電体系の存在により提起される諸問題に対応するために検討され得る様々な戦略、その開発の可能性、更にこのような発電体系の中断または新しい発電体系による置き換えを想定した「過去の監査」について再び述べることは無駄にはならないと思われる。これらの諸問題のうち、第1番に位置付けられるのは、当然のことながらの2つの両極端の戦略として提起される使用済燃料の管理である。

- ・ 現在の通常の型の原子炉によって全面的に構成される原子力発電所の場合の「開放サイクル」と呼ばれるものに相当する、使用済燃料の深地層への直接埋設及び永久的埋蔵

この「受動的」な戦略は、埋設された放射性核種が生物界に再帰することを防ぐ、とりわけ貯蔵場所から地質的に隔離することを確実にする各種の障壁を設けることで、将来の世代に対し、貯蔵により実在（または「残存」）するリスクの「確実性」に価値判断を限定することで成り立っている。この実在するリスクは将来のすべての時代について推定され得るということを暗黙の条件としている。すべての放射性核種のリスク係数(\*)が既知であることを唯一の条件として、埋蔵の時点とを起点とするすべての時点について、貯蔵物の放射線毒性が、初期の放射性核種の量と時間経過による放射線の減少とから計算され得るという、この条件は、更に不確実である。この初期の埋蔵量はそれ自体、与えられた体系に関しては、「原子力時代」の全期間を通して、その発電体系から生産されるエネルギーに比例する。現在の技術の範囲で、埋設した廃棄物、-ここでは使用済み燃料-の千年単位にわたる収納が確保できるという条件下では、この戦略は、原則的に、我々の同時代人及び我々から30代目の人々までを放射線障害から保護することを可能にし、世界の原子力産業の大部分のみならず、かなりの環境主義者にとっても好ましいものと理解されている。しかしながら、これらの点は議論的であることが指摘され得る：

- 1) 数式モデル化が可能な封入環境の持続性は、埋設されたある種の放射性核種の寿命に対しては相対的に短い数万年以上にわたって実証されることはまずないという事実
  - 2) とりわけ天然資源の探査の際に、存在が忘れられていた貯蔵所への不慮の、或いは、プルトニウムまたはその他の価値のある物質の「鉱山」の開発のために故意に人間が介入する危険性
- ・ これとは反対に、有害放射線がほぼ完全に消失するまで密閉保存することができることを保証できる程に寿命の十分に短い放射性物質しか、そのサイクルの最後の廃棄物として許容しない「理想的」な戦略

そのサイクルにおいて生産された長寿命の放射性核種は、残存期間が短い非放射性の廃棄物に「核分裂処理」されるか核種変換される。概念を明確にするために、30年以下の寿命の核分裂生成物とは、それらの放射線毒性が600年後には少なくとも $1/10^6$ に、900年後に $1/10^9$ にまでなるものを意味する。これらの物質の、1000年以上の挙動が保証されている隔壁内での密閉保存は、深地層への貯蔵所をそれに伴う不確実性と共に放棄することを原理的に可能にする。

この「理想的」な戦略は、現在の世代をその処理に伴う危険から保護するための経済的費用を甘受しても、遠い将来の我々の子孫に、たとえ僅かなものであっても、如何なる障害をも残してはならないという、倫理的命題への懸念に応えるものである。現在の世代にとっての利益は-すべてが費用対効果の観点から取るに足らないものと判断され得るものでもない-、「地上に受け取られたときと同じ状態で地中に戻す」ことによって試される彼らの良い意識によりのみ制限されている。

述べてきたように、この戦略は、完全に理想主義的に見えるかもしれない。ある種の技術的進歩によって、長寿命の核種の「損失」は、「最終的」廃棄物が生じる様々なサイクルの過程で必然的に介入される。地上に最終的に投棄することが許されるレベルまでこれらの廃棄物の有害性を除去し得る重要な進展がない限り、使用済燃料の地中への貯蔵は不可欠である。

同様の廃棄物であっても、地層処分されるために既に製造され、調整「個化」された廃棄物等の場合には、当該廃棄物の浅地埋設が正当化され得るレベルまで汚染除去するための再処理は、作業員への照射量に関して不利益が大きすぎる。この過去からの荷物の深地層への最終貯蔵を認めるとするならば、我々は、他の動力炉の炉形式が実現し得るそれよりも低いレベルまで導く、最終的廃棄物の放射線毒性の大幅な低減を目的とし、画期的で、発電炉の炉形式の革新的な変更に基づく提案全体を慎重に検討することを要する。それは、トリウム炉の炉形式のように未臨界型原子炉と、破碎反応を維持するために必要な中性子の補足をもたらすプロトン加速器との組み合わせの上に基礎を置くものであり、幾つかの研究所、Los Alamos、そしてより最近ではCERNから提案されたものである。これらの炉形式の可能性の提案者による評価、特に燃料のリサイクルに必要な再処理について評価された性能は多少楽観的過ぎるよう見受けられるが、これらの提案は、既に指摘した「理想的」な戦略の支持者達に一つの展望を開くメリットがある。

我が国で現在とられている戦略は、使用済燃料中に存在するウラン及びプルトニウムの抽出に限定された再処理策である。軍用にプルトニウムを生産するという、その初期の動機は、高速中性子増殖炉に供給するという目的の中で、民生の発電目的に変更された。軽水炉ではアイソトープ235のみがより高い位置を与えられているウランの全体からエネルギーを取り出すことは、このように原理的に可能であり、その結果として、およそファクター60のレベルで、対応するエネルギー量を増加させる。

その以外に、フランスにおいて現在実用されている再処理では深地層処分のためにガラス個化された廃棄物に含まれてしまうマイナアクチニド（ネプチニウム、アメリシウム、キュリウム等）の分離の効果的手法が産業的に開発されるという条件で、一般原則として、これらの高速中性子炉は、これらのマイナアクチニドの燃焼に関して軽水炉よりも優れた予測をもたらす。従って、廃棄物の長期にわたる有害性を低減することを可能にするという条件において、それらは、原子力発電のサイクルを閉じる方法、また「理想的」な戦略へ近づくための方法の提供者として現れる。

それは、しかしながら、1963年にCEAが規定したように、我が国をプルトニウムを使用した高速中性子炉の炉形式の産業的開発の方向へと導く、1次資源の経済政策である。我々は、今日、その道程の何処にいるのだろうか。

# 第1章 序説

## 1.1 現状及びその原因の分析

### 1.1.1 高速中性子炉の原理的利点

高速中性子炉を評価し得る部分を含む原子力発電体系の開発に有利に作用する本質的理由を振り返ることとする。これらの原子炉は、原則的に、実用炉の開発対象とされている炉形式、即ち、ウラニウム・プルトニウム炉のみに限定するならば、以下のとおりである：

- ・ 低濃縮ウラニウムをエネルギー的に活用することによるウラニウム資源の最良の利用方法、その結果として
  - 天然資源の保存
  - 我が国のような国にとっての核物質の自給
- ・ プルトニウムの同位元素類及びマイナアクチニド類全体のリサイクルによって燃料のサイクルを本来の閉鎖系にし、更に長寿命の幾つかの核分裂生成物（FP）を焼却する

80年代末までは、幾つかの技術書に、上記の2番目の表現を見ることができはするが、1番目の論拠全体の主張が非常に優勢であった。

しかし、この1番目の論拠を決定付ける特徴は、以下の情勢により、その後徐々に勢いを失って行ったのである：

- ・ 今日では、高速中性子炉の発電についての経済的な利点は21世紀後半までは存在しないと多くの専門家により断言されているとおり、ウラニウムの貯蔵量及び市場に関連する経済的評価のため
- ・ 原形炉の設置の費用及び設置を実現させることの困難さのため、またその過程において幾つかの故障が発生したため
- ・ 社会的合意がまるで得られないため

第2の論拠は、サイクルの閉鎖系化に関して、90年代の初頭に、にわかに脚光を浴びるに至った。論調のめまぐるしい進展は、一時的な論拠との印象を禁じ得ない。しかし、この論拠は、長寿命の廃棄物を分離し、更に寿命の短い元素に変換する産業的

可能性を開発し評価することを求め、その検討の期日を2006年と定める、1991年12月30日の法律により規定される政策の一要素を形成しているといえる。

いずれにせよ、フランスを含む幾つかの国々は、高速中性子炉の炉形式を実用化するための開発のための措置についての努力を継続したのである。付帯書類IVに、この実用化のための開発の世界における推移の簡単な概略が示されている。

フランスでは、ラプソディの予備段階及びフェニックスの運転の成功を受けて、実証的原型炉であるスーパーフェニックスの段階への直接的な移行となった技術的飛躍へと至ったのである。

### 1.1.2 産業的実現可能性の実証において直面した問題

スーパーフェニックスの経験は、残念ながら、期待外れであることが判明するに至った。100%出力での短い運転の後、安全性に対する影響はなかったものの複数の故障によって、ほぼ連続的に利用不能に陥った。このような事故の多発は、当該原形炉にとっての若干の挫折要因となった。以下の原因に帰することができるように思われる：

- ・ フェニックスの規模から実用規模への直接的な移行によってもたらされ得る問題についてのある種の過小評価；
- ・ 産業的に疑義のある選択に関する構想：
  - 増殖の最大化の追求
  - 直接的に建設のシリーズ化へ移行するという見地において費用の低減を優先させたこと：例えば使用済燃料貯蔵槽を通常のスチール製としたことなど
  - モジュール化されない産業的目的の直接的な実現、そのことが諸種の制御を難しくし、諸種の干渉を非常に重大なものとした：例えば使用済燃料貯蔵槽の交換の諸種の難しさが、かかる機構を削除する決定をもたらし、そのことが炉心の交換作業に束縛を与え、遅れをもたらすこととなったこと
- ・ 製造の品質管理が不十分であったこと
- ・ 全般的に、産業的構成、とりわけ参加国の産業間の「配分」が十分に統御されなかったこと

このような背景において、安全当局は、適正化及び改善についての一連の要求を表明した。さらに、当局は、とりわけ主容器 (cuve) 内の、制御及び介入の問題の影響を懸念し、その結果、就役が招来されるべきスーパーフェニックス型の高速中性子炉の運転及びそれに伴う保守管理の実現性を懸念していた。

第1.1.3項にはスーパーフェニックスの運転開始以来、経験した諸々の故障の簡潔な年譜が示されている。我々は、安全性に対する影響は限られたものであったが、これに対し、運転に対するそれらの影響は甚大なものであったことを強調するにとどめる。しかしながら、それは同時に、ある種の構成要素に対する信頼度、原子炉の安全性、立法措置等に対する補完的作業の反映としての、当該施設の出発の背景及び原型としての性格に起因するその他の原因にもよるものでもあるが、これらの停止期間は、間違いなく、故障後の修復措置の部分にその直接的責任があったことを記憶にとどめておくことが必要である。いずれにせよ、現在までに記録された稼働率は、かかる「原形炉」の有効性を示すにはあまりに不完全であり、これを判断基準と見做そうとする場合には、判断について楽観視することはできない。今日、完了したあらゆる補完的作業にもかかわらず、長期にわたる利用不能が再発した場合には、間違いなく厳しく戒められることとなるであろう。

### 1.1.3 スーパーフェニックスの運転の年譜概要

スーパーフェニックスの建設には8年を、すべての試運転には2年を、そして原子炉出力が1986年12月に最大に達するまでの段階的出力上昇に1年を要した。

1987年から1990年は、運転期間とそれに続く停止の時期であり、原子炉は幾つかの故障を記録し、内2件はフランスの原子力事故評価レベルのレベル2であった。

第1回目の故障は、1987年4月であり、使用済燃料貯蔵槽の内部容器のナトリウム漏えいの検出に関するものであった。この漏えいは、その損害は軽微であったものの、停止までに3週間を要し、約20トンのナトリウムが内部容器と安全容器との間のスペースに侵入した。このスペースは窒素が充填されており、ナトリウムの燃焼は発生しなかった。使用済燃料集合体の搬出システムは、漏えいが発生した当該容器が以後使用不能のため変更された。停止は20ヶ月間にわたった。原子炉は1989年1月に運転再開が許可された。

第2回目の故障は、1990年7月で、1次回路のナトリウムの汚染をもたらしたものであった。この故障は、装置類の故障に加えて、修復作業の遅れが過大であったと判断されたために、1987年4月と同様、レベル2に分類された。

原子炉は以後4年以上にわたって停止したままとなり、政府は、一方でナトリウム火災の予防及び防護策を改善することを、他方で施設の設置許可の新たな手続きを審査することを決定した。この手続きの発効にあたって、政府は、原子力施設安全局の報告書の安全性に関する事項を支持し、スーパーフェニックスの任務は、発電計画を2次的なものとし、研究及び実証を目指すべきものと規定し、当該原子炉の運転再開を利するものとして発表した(1994年7月11日の政令)。原子炉は出力を落とした状

態での運転の再開が許可された。

1994年には、7件の故障が記録され、すべての故障はレベル0であった。そのうちの3件は材料の欠陥によるものであり、続く下半期いっばいにわたる運転の停止をもたらした：

- 蒸気発生器の出口配管の上部に位置するヘッダの1枝管の気密性の失陥による蒸気漏えいであり、原子炉を1994年11月15日から12月7日まで停止させることとなった；
- 中間交換器の「シーリングベル (cloche)」のアルゴンガス供給装置の漏洩によって2件の故障を発生させた。1件は低出力試験の際にかかる漏出が間欠的に発生したものであり、特別監視を発令させた。かかる漏出の再発は、1994年12月25日から1995年8月22日までの間、部分的停止及び修理をもたらした。

1995年には5件の故障が数えられ、うち4件はレベル0に分類され、4つの遮蔽障壁のうち3つまでを同時に開くという手続き上のミスにより原子炉を停止させるに至った1件はレベル1に分類された。

1996年には、定格出力の60%まで引き上げる許可が2月1日に交付された。この時点から4件の故障が記録され、内3件はレベル0、燃料集合体の取扱い要領に関する原子炉の操作についての技術仕様に対する違反の1件がレベル1に分類された。その外、ターボポンプの供給系の起動失敗による緊急停止が4月23日に発生した。そして、5月4日より240JEPN (\*) の定期的な停止に入った。1996年の最初の5ヶ月間に、スーパーフェニックスは、様々な出力レベルで97.5%の時間稼動し（定期的停止期間を除く）、これは43JEPNに匹敵し、1.2 TWhを発電した。結局、この期間の炉心の使用に関するJEPNの数値は52.8%であった。しかしながら、低出力は電力生産の不足をもたらし、上記の2つの数値の差の説明となる。

#### 1.1.4 スーパーフェニックス、実用原形炉から研究炉へ

スーパーフェニックスの将来について重要な転換が決定された。1994年7月11日に成立した新たな政令では、とりわけ以下の点が示されている：

「第3条：当該施設の原形炉としての性格を考慮し、当該施設は安全性及び知識の獲得を明白に優先させる条件の下に、研究及び実証を目的として活用される。

その結果、原子炉の発電は電力網への給電命令に従うことができなくなった....

知識獲得計画が策定され適宜更新されるものとする；特に、環境、産業及び研究の各担当大臣には半期毎に予定、推移、及び問題に遭遇した場合にはその問題についての報告が為されるべきものとする。

当該原子炉が最初の核分裂反応に入る前に、かかる知識獲得計画は、研究大臣によって承認されるべきものとする；変更される場合には、必要があれば、目的は同様の方法によって承認されるべきものとする....

寿命の長い廃棄物の燃焼の分野において実施される実験は、1991年12月30日の法律によって設置された国家評価委員会に提出される年次報告書の対象とされる。」

当該政令の発令に先立って、知識獲得計画（PAC）は1994年4月29日発行の NERSA社-EDF-CEAの参考資料に掲載された。

かかる文書に記載されたPACは、研究大臣による承認に先立って、Dautray及び Detraz両氏の検証に委ねられたものである。かかる承認は設置を承認する新たな政令の発令に先立って為されたものである。

PACは、従って、規定的性質を有し、その実施については、産業、環境及び研究の、関係大臣に宛てた半期ごとの報告書を提出するものとし、科学委員会によって年に1回評価が行われるものとし、同委員会自身はまた、前述の法規によって設置された国家評価委員会に報告するものとする。

知識獲得計画は、原子炉の運転を必要とする。同計画は相互補完的な3つの部分を含む：

- プルトニウムの管理、長寿命の放射性廃棄物の低減（量及び放射毒性）に貢献しつつ産業レベルで発電する高速中性子炉の能力についての実証、
- 高速中性子炉のプルトニウムの使用についての柔軟性の研究及び、プルトニウム



の純粋な燃焼炉としての当該タイプの原子炉を機能させることを可能にさせることを目指した研究プログラムの枠組みにおいて開発されたナトリウム技術の検証（CEAのCAPRAプログラム、プルトニウムの「燃焼炉」）、

- このようにスーパーフェニックスに研究及び知識獲得のための道具としての使命を与えること。新しい利用方法についての能力を評価することが委員会に与えられた使命である。

### 1.1.5 委員会に課された問題

政府は「スーパーフェニックスの研究の道具としての能力の評価のための科学委員会」を設置することを決定した。

委員会の議長に宛てられた1995年10月4日付けの書簡によれば、産業、環境及び研究の各担当大臣は、「1994年7月11日の政令で与えられたプログラム及び諸目的は現実に完結し得るのか否かを知るため」に意見を求めた。

示された様に、委員会は高レベル且つ長寿命の放射性廃棄物の管理に関する諸研究の評価のための国家委員会に接触した。これら2つの委員会によって収集された情報は多くの点で共通していた。

委員会は20回の会合を開催し、付帯資料Ⅲに示されるリストに記載される23名について聴聞を実施した。

## 1.2 委員会はどのようにその使命を理解しているか？

委員会に課された要求は、繰り返すならば、1994年7月11日の政令で与えられた知識獲得計画及び諸目的の枠組みにおいての、スーパーフェニックスの研究道具としての運転能力についての意見を提示することである。

委員会は、研究の道具としてのスーパーフェニックス原子炉の運転ということの意味は、研究環境としての適格性があるということに限定せず、追求されるべき諸目的全体の一環として有益な研究を受入れることが唯一可能、或いは適切なものであることを意味するものと見做すこととした。

1991年12月30日の法律の第1基本方針の枠組み内に位置する実験にとって「有益」とは、本法律によって2006年と定められた期日までに結果を得ることができものを意味する。そのことは、同時に、他の現存する施設において、より簡単に、またより廉価で結果を得ることができないものを意味する。

委員会は、従って、核分裂エネルギーに依存することに依拠した実現可能な様々な施策の枠組みにおけるプルトニウム及びマイナアクチニド類の管理について、増殖または非増殖モードでの高速中性子炉の貢献に関する当プログラムの第1、2及び3部の妥当性を検証することが必要であると判断した。

とりわけPAC3に関して、委員会は、現在予定されている実験の補完としてもたらされる、ある種の実験を提示することの利益、及びスーパーフェニックスがこれらの実験にたまたまもたらすことができる貢献についての疑問を呈している。

これに対し、スーパーフェニックスの再開の許可によって、1994年に着手された安全性についての研究についての詳細な分析は、その任務の範囲外であると彼らには思われた。委員会は、そもそも、かかる広範な責務に着手することはできなかったのである。ただ、委員会は、PAC1、PAC2及びPAC3の3つの部分においてNERSA社、EDF（フランス電力公社）及びCEA（フランス原子力庁）、これらは勿論この件に関して彼らの意見を与える使命を有する所管機関ではある、によって提案された知識獲得計画の枠組みの中で規定されている実験の安全性に対して生じ得る影響について問い合わせたにとどまる。

## 第2章 予定されている計画を成功に導くためのスーパーフェニックスの適性

研究のための道具としてのスーパーフェニックスの能力の考査についての一般的使命の範囲内で、委員会は、まず最初に、それが提案された状態での、知見獲得計画の目的とされる研究を成功に導くための適性について検討を加えた：

- ・ PACの第1から3部の間の整合性の観点から；
- ・ 当該原子炉の運転条件の観点から。

委員会は、その他、当該プログラムと、PACの拡張された現在の目的の枠組みの中で、どのような方策で、道具としてのスーパーフェニックスが有益な貢献をもたらすことができるかを探ることを、委員会に命じた放射性廃棄物に関する1991年12月の法律との整合性について検討を加えた。

この章において示されている評価は、当該プログラムの内容の妥当性についても、転換のための高速中性子・ナトリウム炉の一般的利用の妥当性について予断を下してはいない：これらの点は、当報告書の更に後で論じられることとする。ここでは、成功のためのスーパーフェニックスの適性を検討するために出資者から提案されたものに従ったPACの論理に依拠することとする。

### 2.1 PACの第1から3部の間の整合性

PACを成功に導くスーパーフェニックスの適性についての質問は、PAC1を典拠としているか、或いは他の2部であるPAC 2及びPAC 3を典拠としているかに従い、非常に様々なテーマについて提起されている。

PAC1に関しては、「プルトニウムの管理、長寿命の放射性廃棄物の低減に貢献しつつ産業レベルで発電する高速中性子炉の能力（即ち、より正確には適性）を実証する」という目的をテーマとしている。我々が利用できる唯一の実用レベルの高速中性子炉であるスーパーフェニックスは、それ自体についての実証を試みることのできる道具であることはいうまでもないことである。この点に関し、実用レベルの原形炉としてのスーパーフェニックスの運転は、未だ満足行く状態には程遠いが、産業レベルでの発電に関する、第1の目的を達成するために必要な条件である。このような実証は、確かに、炉形式を完全に統御する技術、及び多数の原子炉の数年にわたる運転を通して得られる産業的経験の反復のみによって輪郭を定めることができる経済性についての知見を必要とする。60年代初頭以来の軽水炉形式の産業的開発の歴史が、そこには想起される。

そのことは、産業レベルでの発電の実証とPACの他の2つの部分との間の整合性が取れ

ているかということについて疑問に思うことは正当であるということをお話している。

非増殖への移行の端緒についてのPAC2の部分が想定するPAC2での非標準的な燃料集合体の使用は、スーパーフェニックスの運転を統御する目的の一部を構成するPAC1の炉心に関する研究の実行を難しくする。MOX燃料集合体に移行する前の、濃縮度が段階的に増大した標準的なウラン燃料集合体（N4の段階で4.5%）と共に、軽水炉の産業的成熟が、高速中性子炉の現在のそれより遥かに先の段階まで進展していることを想起されたい。

かかる観察は、燃焼のより進んだ段階への移行、そして、とりわけ非常に画期的な第3炉心を装荷するプロジェクトに関連するものである。これに対し、スーパーフェニックスの運転の安全性を損なうことがないことを条件に、PAC2及び3に予定されている非標準的な燃料集合体や燃料ピンの数量の不足が表面化していない時に、照射実験が「実用レベルでの高速中性子炉の発電能力」の実証と両立し得ないであろうことは如何に不都合であるかが想像される。

以下の、かかる照射実験を処理するためのスーパーフェニックスの適性の検討の背景はこのようなものである。

## 2.2 当該原子炉の運転条件

これらの条件とは、安全性、研究のための燃料要素の装荷及び取出しに関する柔軟性、並びに施設の利用可能性、そして最後に様々な実験を遂行するための費用に関するものである。

### 2.2.1 安全性

PACの実施は、スーパーフェニックスの再開をもたらした1994年7月11日付のスーパーフェニックスの設置を許可する政令に明解に示されている。第4条に示されている詳細な技術的命令は、PACの実施において安全性について強く配慮している。第1部では、安全性は、制限としてよりも、むしろ存立の前提として示されている。ここでは、すべての検知された異常についての詳細な調査の慎重な進め方を指示している。かかる視点から、安全性は、PACの他の2つの部分の研究目的である様々な燃料要素のプルトニウム及びマイナアクチニドの含有量、並びに燃焼率を制限している同条文によって義務づけられている。当該政令に示されている、かかる規定は（「各1回の実験は、20kg未満の量のマイナアクチニドしか使用することができないものとし、...また[...]焼却能力はTWh当たり25kgに制限される」）、明らかにある事実を反映している。すなわち、かかる含有量の増加は原子炉の反応度(\*)の係数をある程度下げる効果を有している、という事実を。提案されている照射は、第4及び第5章で示されるように、ある燃料要素についての大局的な政策において制限されており、とりわけ施設の安全性に影響を及ぼしてはならないものとしている。このことによって、勿

論、詳細な試験についての許可の申請の指示の後、DSINが取るであろう立場が前もって判断されることはない。この点に関して、できる限り速やかに予定されている実験についての意見をDSINに求めることが望ましいものとされる。

## 2.2.2 実験の諸要素の操作の柔軟性

PACの第2及び第3部の目的とされている非標準的な燃料ピン及び燃料集合体の照射の下での挙動についての研究では、有望な選択肢を迅速に選択することができるよう、短時間の照射が必要とされ、次いで、照射の実用サイクルでの継続時間に対応する、相対的に長い時間の照射が必要とされる。かかる照射に関する施設の柔軟性を決定付けるパラメーターは以下のとおりである：

- ある燃料要素を取出し得る中性子束のサイクル数、原子炉のサイクルの継続時間に直接的に関係しているサイクル数。高速中性子炉においては、燃料集合体を相互に入れ替え、また、炉心部の中性子束が超過した燃料集合体を新しいものと交換するために頻繁な停止を実施する。かかる操作は、およそ10日間を要し、原子炉の反応度を調整するために実施される。フェニックスではおよそ90日毎に、スーパーフェニックスではおよそ120日毎に実施される。かかる停止の際に、何等かの実験用の燃料要素を原子炉に入れ、或いは取り出すことができる
- ある燃料要素を原子炉外に移送することを可能にする最大残留出力のレベル。かかる出力のレベルは、操作方法が、フェニックスにおけるように完全にナトリウムの下でのものか（この場合には15kWが得られる）、或いはスーパーフェニックスのようにナトリウム以外の下でのもの（この場合には7.5kWしか得られない）であるかに依存する。移送する前の冷却期間は、最も高熱の燃料要素については、フェニックスでは1ヶ月、同様の燃料要素について、スーパーフェニックスでは4ヶ月を要する。冷却は炉心の周辺で行われるため、原子炉の運転には影響を及ぼさないことを申し添えておく
- 試験に先立って燃料要素の崩壊熱を除去するための現場での高熱室の利用可能性。そのような部屋はISAIと呼ばれ、Marcouleの施設内のフェニックスでは、直接接続されている。これに対し、スーパーフェニックスの付近にはそのようなものは一切存在せず、実験用エレメントをISAI内で崩壊させるためにはMarcouleに輸送し、その上で実験をする他はない
- 或る一定の照射量に達するために必要とされる実効的運転継続時間。

PACの第2及び第3部の長期間の照射は、フェニックスでもスーパーフェニックスでも実施できる。フェニックスの場合には、崩壊熱除去のための遮蔽されたセル及び照射後の分析のための研究室を備える補助施設によって簡単に実施することができる。

これに対し、スーパーフェニックスには、短時間の照射のために、解決策を適応させる柔軟性がフェニックスよりもない。しかし、この点に関してスーパーフェニックスをより柔軟なものとするに反対する理由は原則的に何等存在しない。このことから、PACのある部分の遅延を甘受し、フェニックスが備えているのと同じ環境を現場において享受できるように追加的投資を行うことに同意するものと思われる。かかる配置は、CEAによれば、「実施可能性の証明、研究及び実施には数年を要する大変な作業」を要するものとされる（資料：J.Leclere、CEAの聴聞、1995年11月）。この進展は、フェニックスの停止が早まった場合には、急転するものと思われる。実際、フェニックスにおいて実施中または実施される予定の、PACの第2及び第3部のためには論理的に不可欠である照射をどのようにして実施するかについての問題が提起されるであろう。

### 2.2.3 スーパーフェニックスの利用可能性

この特性は、当然のことながら、PACの3部分すべてに関連することである。とりわけ照射の目的を実現する際の条件となり、重要なdpa (\*) 数を含んでいる。一例として、スーパーフェニックスでは、約90dpaに達するのに最高出力で3.5年を要する（フェニックスでは3年）。これらの数値（PAC3に関する第5章を参照）は、照射した被覆燃料の挙動について実施可能性のある情報を1991年法 (\*) に規定される2006年の期日までに得るために、長期間を必要とする「1回だけの」燃焼をめざした、不活性材で支持されたアメリカウムを装填したピンをできるだけ早期に照射する提案に有利に作用する。

このことは、炉心2の運転の継続中に、SUPERFACT (\*) によって得られた結果と比して、新しい重要な結果を得るために十分な出力、及び利用可能な状態に達することを前提としている。

## 2.2.4 諸費用

委員会によって収集された情報によれば、PACに関する財政資源は、当該計画は複数の主体に関連し、また核種変換に関する複数のR&Dに関連することから複雑である。表1に、スーパーフェニックス計画に関する様々な費用及び収入を整理した。

スーパーフェニックスの標準的な燃料集合体1本の製造コスト（約400万フラン）は、フェニックスのそれの約3倍に上昇した（情報源：J.Leclere、CEA）。このコストは、1ユニットに構成された複合的な実験用燃料集合体ではおよそ1,100万フランに達する（情報源：P.Schmit、NERSA社）。このことは1ユニット単位の発注にあまり興味を示さない、製造能力のある幾つかの製造業者に働きかけねばならぬことに起因する。その上、一旦照射したCAPRAまたはNACREタイプの燃料集合体のピンは、Marcouleの施設で破壊試験及び非破壊試験を受けねばならないのであり、その費用はピン1本当たり150万フランにのぼる（資料：J.Leclere、CEA）。製造費用に、試験されるピンの数による試験費用を加えねばならない。この例から、スーパーフェニックスにおける燃料集合体の、このような1回の照射によって生じる総費用は数千万フランに達することが理解される。ここでは、フェニックスにおける実験の結果として得られた幾つかの選択肢の実用化試験は、スーパーフェニックスで実施された場合には、フェニックス自体（カプセルだけでなくこのような燃料集合体の照射試験を実施することも可能）において実施された場合に比して、非常に高くなることだけを注意しておく。

## 2.3 放射性廃棄物に関する1991年12月の法律によって規定される意思決定の期日についての責任

今日PACの予定表に示される、及び照射後必要とされる様々な期間を考慮すると、炉心3に予定されている諸々の実験は、1991年12月法の基本方針1に関する重要な評価し得る情報を2006年までにもたらすことは不可能であることは明白である。かかる状況を確認し、部分的な改善を図ることを目指した委員会の提案は当たっていない。予備研究を（これらに関しては、フェニックスはこの目的のために利用可能であれば、いずれであっても、よりよく対応することができる）、第2炉心における不活性材支持によるアメリカシウム（Am）のピンの長期間にわたる照射、第3炉心の稼動が遅れた場合に、現存する炉心において実施される実験を多様化させる利点を考慮して受け入れるものとする。

表1：スーパーフェニックス計画の費用と予定されている収入

項目	財源	現価費用
運営費（人件費及びメンテナンス） <sup>(a), (b)</sup>	NERSA	8億2,400万フラン/年（1991） 9億5,500万フラン/年（2001）
初期投資に対する追加投資	NERSA	3,000万フラン/年（1995）
炉心1及び2	NERSA	18億1,400万フラン（1976年から1992年にかけての累積買掛金） 支払請求なし
炉心3	EDF	概算12億5,000万フラン（1998年から2004年）
PAC 1	EDF50% + CEA50%	700万フラン/年
PAC 2（非増殖型への移行に伴うスチール製燃料集合体の製造）	NERSA	1億2,000万フラン 1995年～1997年累計
PAC 2及び3 <sup>(c)</sup>	EDF50% + CEA50%	1996年の4,000万フラン/年から2000年の8,000万フラン/年
SPIN計画（参考）	CEA + EDF <sup>(d)</sup>	2,300万フラン/年 <sup>(e)</sup>
CAPRA計画	CEA + EDF <sup>(d)</sup>	2億4,000万フランうち4,000万フランはPAC維持費
高速中性子炉技術のR&D費	CEA + EDF <sup>(d)</sup>	5,000万フラン/年 <sup>(f)</sup>
項目	受益者	予定されている収入（現価）
電力の販売	NERSA	10億フラン/年 <sup>(g)</sup> （1996年から2000年）

注：

- (a) P.Caseau、EDFへの聴聞、2000年12月31日現在での累積発電量が28TWhとして
- (b) ここでは含まれていないが、その他に1億700万フラン/年の費用が「プルトニウムの保管」としてかかる。これはNERSA社とその株主との間の会計操作である。
- (c) 現在のところ、出費は主として実験用燃料集合体の製造に生じている。1999年以降、この他に燃料集合体の放射試験に関する出費が生じて来る。
- (d) 当該項目の大部分は、高速中性子炉の3部門のR&Dのために出資されている：CEA 70% + EDF 30%
- (e) SPIN計画の総予算3億フランの一部
- (f) うち1,600万フランはISIR計画のため（監査中）
- (g) 生産されたエネルギーは出資者間で分配される。外国の出資者は、燃料を装荷されている現存する2基によって生産されているエネルギーのうち彼らのシェアに対応する保証された量のエネルギーを2000年12月31日まで享受する。



## 第3章 - PAC1の研究プログラム

### 3.1 公式表明の要約

EDF、NERSA及びCEAから研究大臣に宛てられた1994年4月26日付の書簡に記されたPACの第1部の内容は、以下のようなものとして記されている。

「プルトニウムの管理、長寿命の放射性廃棄物の低減（量及び放射毒性）に貢献しつつ産業レベルで発電する高速中性子炉の能力についての実証をすること」

PAC1は、かかる公式表明の最初の部分に対応し、次の部分は第2部及び第3部によってもたらされる状況を規定している。

当該文書は以下のように明示している：

#### 「高速中性子炉の原形炉の運転の実証」

原子炉は、通常の運転または異常な運転に関してのあらゆる観察を分析するために生かし、あらゆる教訓を引き出し、経験を生かせる様に、原形炉として活用されねばならない。

様々なシステム及び原子炉の蒸気発生装置のコンポーネント類の状態及び性能の調査は、原位置で行われる方法、定期的検査、メンテナンスの際の特定の試験及び特有の試験を含むものとする。」

技術資料カードには以下の事項が記載されている：

- 燃料
- ナトリウム回路及び原子炉ブロック
- 蒸気発生装置
- 取扱い
- 監視及び利用
  - ・ 制御
  - ・ 運転の監視

### 3.2 一般的考察

#### 3.2.1 経済情勢

PACの当該部分は論理的評価を指摘している：少なからぬ投資がスーパーフェニックスになされ、2つの炉心が製作された。

従って、これらの装置を使用して科学及び技術の結合したあらゆる知見を引き出すのが適している。

委員会は、かかるアプローチを適切なものであると判断した。しかしながら、追求されるべき知見の目的は、当該原子炉そのものの評価に限定されるものではなく、より広汎な範囲をもったものであることを希望している。

実際、投資が既になされていることを考慮に入れ、かかる知識獲得は「限界」の費用でなされ得る。しかしながら、かかる知識は明確にされるメリットがある。

かかる費用は以下のものを含む：

- 生産された電力の売却による対価によって相殺された当該原子力発電所の運転のメンテナンス費用及び、停止した場合にはその結果として発生する費用

その複雑性、実勢価格なのか参考価格なのかが曖昧な点、及びその仮定は当該時点では証明されていないことを考慮すると、かかる売却についての正確な見積りは、委員会にとっては利用不能のものに見受けられる。およそ年間10億フランの運営費（炉心を除く、再処理のための貯蔵を除く、貯蔵及び破壊、そして廃棄処分を除く）に関しては、経営者は委員会に対し、安定した運転、また従って機能のメンテナンス費用はゼロである状態に導くための利用可能性の見通しが報告された。かかる見通し（定格出力の50%のレベルで70%の期間の運転の設定）は、現在までの利用可能性を観察する限り楽観的過ぎるように見受けられる。しかし、将来において、慢性的に利用可能性に乏しいことはプログラム全体を再検討することを確認することを除いては、現段階では、委員会は、稼動状態でのメンテナンス費用は、一方で、なされた投資に比して、また、他方で目的とされている知見を考慮にいれると、相対的に控え目であると評価する。

- 通常の運転の他に実施される研究及び知識獲得のための作業に固有の費用

PAC1は、原子炉の「運転を監視する」だけに依拠するのではなく、進行中の活動の枠組みの中である種の知見を主体的に探求することも含まれるのである。期待された、検討された知見の一覧表は、例証を示すために、以下に示される。これらの特定の費用は、少なからぬ額を占め、少なくとも前掲の運営費のおよそ20%の水準であること、そして運営費に加算されることは、委員会は適当であると考えられる。

### 3.2.2 PAC1の限界及びPACの他の部分との接点

スーパーフェニックスは、実用レベルの原形炉である。しかしそれは、少なからぬ年数の「原子炉時代」に及ぶ実用実験の反省によってのみある炉形式の完全な技術的統御についての諸種の制限、及び経済性に関する認識に到達することができるであろうことを不完全にしか評価することができなかつた。PAC1は、当該原子炉の能力を「産業用発電」用としてしか評価することができなかつた。ナトリウム炉形式の実用的評価しか許されなかつたのである。

運転及び知識獲得のための作業は、やや人為的にPAC1とPAC以外のその他のプログラムとに分けられているように見受けられる。それらの総体は一つのまとまった全体を形成し、委員会の様々なコメントは、アクションがPACの意思決定及び資金に属するのか、或いはその他の開発プログラムなのか、更にはまた原形炉（むしろ、より正確には「先駆者」と言った方が正しい）に固有の運用によるものなのかを区別することなく、この全体について行われるものとする。

委員会は、一方のPACの第1部と他方の第2及び第3部との間の接点について疑問を感じている：

- これらは相互補完的である。第2及び第3部を実施するには、原子炉が運転されていることを要し、これは同時に第1部の基礎でもある。
- これらはまた対立関係にもある。第2及び第3部の目的の観点に立った原子炉の利用は、間違いなく利用可能性を損ない、産業用の実証のための方向性とは必然的に相容れない。

委員会は、この点に関し、1994年7月11日の設置を許可する政令に従って、研究及び知見の獲得の目的の意思決定を導くべきものとする。結果として、PACの第1部の順調な実施は、その利用可能性に基づくのではなく、獲得された知識に基づいて評価されるべきものとする。勿論、適切な利用可能性は、PACの3部分すべての良好な実施に必要な要素ではある。しかし、それは手段であって、目的ではない。

## 3.3 PACの第1部に関する諸プログラムの試験

### 3.3.1 厳密にPACの第1部に含まれる研究の道具としてのスーパーフェニックスの適性

スーパーフェニックスは、我々が利用しうる唯一の実用規模の原子炉であり、これによって当該研究プログラムが実現されるのである。その実施は、原則的に将来においてのみ確認し得る施設の利用可能性及び寿命にかかっている。

多くの点において、当該プログラムは、今後開発され得るあらゆるタイプの原子炉による原子力の全面的な活用を図らせるような、教訓となり得る解決策を引き出そう

とするすべての意志によって、原子炉の活用によって通常もたらされる知見の延長線上に位置付けられている。作業は、したがって、しばしば様々な慎重な検査、むしろ様々な研究から成り立っている。

委員会は、当該プログラムの妥当性を確認するものであるが、しかし幾つかの特定の注釈と勧告は有益であると考えている。

#### a) 安全性

委員会は、当該施設の現在の安全性の評価は他の権限を有する組織によって扱われており、当該委員会の責務の範囲外であるが、これに反し、予定されている実験の安全性への係わり合いはその省察において考慮されねばならないと考えている。

一般的な方法として以下のことを勧告する

- PAC1の枠組みにおいて実施される作業は、スーパーフェニックス原子炉の機能性と安全性を向上させることを優先的な目標とし、技術的可能性の意味における性能、並びに他の動力炉との関係において経済的競争力を高めるための研究に着手するものとする。

DSINによって表明された短期的主要な要請を以下に記す：

- ・ 安全性にとって重要な冷却回路建設の品質についての再検討、管理者は製作完了書類から着手すべきものとする；
- ・ 安全性にとってとりわけ重要な材料の劣化の早期発見を強化するための、運転監視の改善並びに研究及び開発計画の提示

さらに、予定されている今後の停止は、研究の目的に原子炉の炉心の構成を対応させるため、及び、様々な材料についてDSINによって要求された改善を実施するために、まず240JEPN (\*) で、次いで320JEPN (\*) に実施予定であることを記しておく。

## b) 燃料、燃料被覆管及び構造材

当該プログラムは、燃料集合体及び吸収材の監視計画に結び付けられている。原子炉の不明確な寿命という状況において、材料の選択、燃料集合体、燃料棒及び内部構造の設計の概念についての経験の獲得を可能にするために、これらの構成要素の制限をできるだけ早期に明確にすることを優先させねばならない。寿命を改善するために使用される手段は明示されることを要する。

委員会は、当該プログラムが、解決されるべき主要な問題として照射下での膨張(\*)及びクリープを低減することを挙げ、原則的に、装荷の前後に燃料集合体の計測を予定していることを記しておく。かかる試みは、当然のことながら、必要なことであるが、十分ではない。照射の期間を大幅に向上させることを望む場合に発生する、材料に関する問題は（「産業レベルでの発電」のため）重要であり、単に「燃料集合体を監視」することによっては解決されるようなものではない。この点に関しては付帯資料Vで再度触れられている。

委員会は、様々な材料（燃料、被覆管の素材及び構造材）の挙動に関するプログラムは、技術的有効性の試験に限定されるべきではなく、固体の熱力学、変形物理学、腐食、及び照射の影響についての、実験的及び理論的な基礎研究に大きな努力が払われるべきことを勧告する。

## c) ナトリウム冷却回路及び原子炉ブロック

破断に先行する安全で検知可能な漏えいを伴うことなしに、容器や配管の破断が予知できず突然発生することはないであろうという、「破断前漏えい」の根拠は、原子炉を安全な状態とする措置を施すための時間的猶予を得ることを可能とし、原子炉概念の設計にも適用することができる。

少なくともスーパーフェニックスの幾つかの機器を対象とする、このような実験による証明についての合意の不在は、安全性の実験による実証における困難性であり、諸種の補償的予防策が課されることになる。この分野での進歩は、検出についても材料の挙動についてと同様に、今後の他のタイプの原子炉の概念の設計のために強力な手段を形成することができる。

機器類の挙動は、これらの様々な働きかけによって、豊富な情報源となるに違いない（上記の§bの勧告を参照）。

さらに、実用運転の許容可能な条件において、現存する資材にとって重大障害となる不都合を生じることなく、このような空にされた原子炉の能力についての知見を得ることは非常に有益である。

## d) 供用中検査

監視及び運転中の偶発的な修理のための処置に関連した困難性または不確実性は、そのような原子炉の寿命全般にわたって必要不可欠な実用運転及び安全性の実証についての障害をもたらす。

この観点から、ISIR計画（供用中検査及び修理）は、大きな利益をもたらす。ナトリウム原子炉の将来的な実用開発すべてにとって決定的理由となる点から、スーパーフェニックスが依拠している限られた寿命における実験の分野に最も利益のある手段が明白にされ得る。

点検が困難な、或いは点検不可能な機器類についての長期的な知見の獲得もまた同様に重要である。

## e) 放射線学的影響

PAC1は、また同時に、以下の事項に関してスーパーフェニックスの性格を明確にする、或いは確認する契機を含むべきものとする：

- ・ 従業員の被爆量（運転及びメンテナンスにおける）
- ・ 廃棄物

及びこれらの教訓の研究

この試験に関して、委員会は、PACの第1部の分野を好意的に評価する。委員会は、その利用についての徹底性について、すなわち、ある幾つかの主題（指摘されたものの内の幾つか）に関して、強制的に暫定的な知識獲得のための道具として位置付けられたスーパーフェニックスを、恐らくは、より主体的な方法で使用すべきではないかと自問している。

一般的方法で、PAC1において、様々な作業及び研究が、スーパーフェニックスの予定より早期の停止の危険の脅威にさらされている。最重要な知見は至急獲得するよう、優先順位を決定する必要が派生している。当該原子炉の可能な時間の利用は最適化されねばならない。PACの他の部分で、この懸念について再度論じることとする。

## 3.3.2 PAC 1に由来する知見の将来に関する省察

一連の聴聞で、委員会は、将来になされるであろう、PAC1での知見の獲得作業の

利用方法についての様々な視点を理解した。これらはとりわけ以下の点に関連している：

- 炉形式の選択
- ナトリウムの選択
- 原子炉の概念の選択肢の選択

ある点においては、かかる原子炉の形式が、産業用高速中性子炉発電所の登場が再度実現可能になるであろう将来の展望に立って（50年先について？）、良い選択であるのか、悪い選択であるのかを知ることが重要である。長期にわたる技術の空白は予期されており、PAC1で獲得された知見は再出発の基礎となるものとして考えられている。

その他の点においては、国際協力の恩恵によって技術的發展及び進歩がより一層継続されるとの展望に立って、諸々の特徴が望ましいものであるのか、望ましくないものであるのかを明確にすることに焦点を合わせ、かかる原子炉の形式についての技術を進展させるために実験の成果の反映を確実なものとすることを追求することが重要である。

その他、最後に、より広汎な技術分野、とりわけ特に異なった原子炉形式の開発において有効であり得る知見をでき得る限り獲得することが重要である。一例として、何等かの新しい原子炉形式の開発の必要性が生じた場合、スーパーフェニックスにおける実験プログラムがこれらの要求に応え得るというアイデアが想起される。

現実には、これらの様々なシナリオを合成したものであり得る。PAC1による知見の獲得が、如何なる場合にあってもより高い価値をあげ得ることが重要である。

委員会は、来る数年以内に、PAC1による知見を伝達するための手段を用意することが必要であると考える。

## 第4章 - PAC 2の研究プログラム

### 4. PAC2の説明

NERSA、CEA及びEDFによって公権力に対して提案されたPACの第2部は、スーパーフェニックス型の高速中性子炉内におけるプルトニウムの燃焼に関するものである。その標準的な構成において、スーパーフェニックスは、炉心の周囲に取り付けられた径方向及び上下の「親物質」からなるブランケットによって、消費するプルトニウムより大量のプルトニウムを生産するものとして設計されている。これらのブランケットは、装荷の時点では、劣化（または天然）ウラニウムしか含んでいない。これらの役割は、 $^{238}\text{U}$ を $^{239}\text{Pu}$ に転換することで追加的な量のプルトニウムを生産することにある。このような「増殖」モードにおいて、照射された後に原子炉から取り出された燃料は、それらが最初に装荷されたときよりも大量のプルトニウムを含んでいる。このような原子炉の、多少なりとも「非増殖」モードへの転換は、以下の方法によって、原子炉内に存在するプルトニウムの量を減少するものと想定される：

- 親物質であるブランケットの除去
- 炉心内のウラニウムの濃縮度をでき得る限り低くする

PAC2は、従って、実際は同一の最終目的に直線的に導くために、2つの異なる段階を含んでいる。

第1段階は、TWhあたり36kgのプルトニウムを生産する、スーパーフェニックスの現在の構成を、既に製造されスーパーフェニックスに供給されている炉心1及び2（前者はおよそ1998年末まで、後者は2000年から2003年にかけて）の通常の使用の際に、径方向のブランケットを、単純なスチール製の集合体に段階的に置き換えることによって、若干非増殖的な構成に転換させるものである。次いで後者の期間中の第3炉心の製造の際に、炉心の集合体の各ピンに内蔵されている軸方向のウラニウムが同様にスチール製に置き換えられる。この新しい炉心は、2004年から2007年にスーパーフェニックスに装荷されるものとされているが、現在のところ研究段階であり、その確実性についてはまだ関係当局に提出されていない。これらによって、この第3炉心からの燃料の取り出しが予定されている2007年に、TWhあたり15kgの水準の正味のプルトニウムの消費を達成することができる。

このように消費の数値は、稼働率を75%と仮定すると年間120kgのプルトニウムの消費を意味し、これは現在の発電所の年間生産量の1%に相当するものであり、非常に僅かなレベルにとどまるものといえる。同様に、PAC2の第2段階は、更に非常に高い目標、即ち、ウラニウムをまったく含まない炉心のプルトニウムの消費量をTWhあたり110kgの理論値に近付け、同様の条件でスーパーフェニックスにおいて年間800kgのプルトニウムを燃



焼することを目指している。

低濃縮度のウラニウム燃料についての研究（或いは、同様に高濃度のプルトニウム燃料について）は、CEAによって1993年2月に開始されたCAPRA計画の目的とする、このような燃焼性能を達成することを可能とする。この計画は、概念的な研究、シミュレーション及び実験（フェニックスにおける熱流体力学、照射...）を含み、現在、ピン、集合体及び炉心の段階でのいわゆる希釈過程に基礎を置いて、炉心の様々な構成を提案するために実施されている。これらの条件下で、TWhe当たり75kgのプルトニウムを消費する能力のプルトニウム富化度45%の酸化U-Pu燃料を予想することができる。フェニックスで実施されている照射についてのCAPRIX計画は、このような富化度に対応する核分裂ピンの挙動についての研究を目指している。CAPRA計画の枠組みの中で研究されている他のもうひとつの可能性は、プルトニウム窒化物燃料に依存する、ウラニウムを含まない炉心である。

PAC2の第2段階は、酸化型のCAPRA燃料集合体及びウラニウムを含まないプルトニウム燃料ピンの産業的評価を第3炉心で実施することをその目的としている。当該計画は、COGEMA等の産業界との協力による、これらの集合体及びピンの製造、照射及び照射後の試験を含んでいる。1997年初頭には炉心1に、プルトニウム富化度が31%の2本の燃料集合体を装荷し、2000年には35%の2本の燃料集合体を炉心2に装荷し、最後に40%のおよそ20本の燃料集合体からなるブロックを炉心3に装荷することが予定されている。

## 4.2 PAC2の正当化

プルトニウムの燃焼を対象とする研究プログラムは、原子力エネルギーへの依存度に関する現在の状況にその正当性の根拠を求めることができる。この状況は、70年代のそれとは異なる。当時は、世界的に大規模な原子力開発を予見し、ウラニウム資源の希少性により、高速中性子炉内の増殖に依拠してエネルギーをより効率的に活用するために、最終的にプルトニウムに依存することを余儀なくされるとの展望に立っていた。今日では、ウラニウム資源は、少なくともおよそ2050年頃までは、世界の原子力計画をまかなうには十二分であること、また、照射された燃料内のプルトニウムの相関的な生成は、エネルギー計画に不可欠な核分裂物質の供給源のひとつであることよりも、放射線の毒性及び拡散の可能性の危険の方がより一層の問題となっている。プルトニウムは、実際、現在の水冷却型原子炉の照射された燃料から取出されるアクチニドの中では最も大量 - およそ1%の水準 - である。それは、少なくともおよそ向こう10万年にわたって、使用済燃料中の長寿命の有害放射線の90%以上の原因となる。PAC2は、従って、その主要な正当化の要因を、使用済燃料内に存在するプルトニウムに起因する長期間にわたる様々な潜在的危険（放射線学的、核拡散）を低減することに見出している。

このような背景において、PAC2の正当性は以下の点において議論されねばならない：

- ・ プルトニウムの管理のための様々な選択可能な施策について

- ・ これらの政策における高速中性子炉の特性について
- ・ 当該プログラムと高速中性子炉の予測される開発との相関関係について

#### 4.2.1 プルトニウムのリサイクルのために選択可能な戦略

プルトニウムの管理は、2つの両極端の戦略に従って検討される。これらの両極の間には様々なバリエーションが存在し得る。第一の戦略は、開放系の施策であり、プルトニウムを廃棄物と見なして、これを使用済燃料内に放置し、冷却のためおよそ50年間にわたって保管した後、深地層に直接埋設するものである。この解決方法の支持者は、このような方法による貯蔵によって現出される残留リスクについての分析に依拠しており、これらの分析は、一方で（欧州連盟の1プログラムの枠組みにおいてIPSNによって主宰された研究EVEREST (\*)を参照）、将来の様々な時代に、はけ口から放射される放射線量に関係するこれらの危険はプルトニウムによって支配されているのではなく、 $^{129}\text{I}$ や $^{135}\text{Cs}$ 等の、その他の幾つかの長寿命で活性の高い放射性核種によって支配されているのであり、他方で、いずれにしても放射線の諸数値は、現在公的に許容値であると思なされている量より遥かに少ない（多分 $^{129}\text{I}$ の場合を除く）ことを示している。さらに、開放系のサイクルは、核拡散に対して非常に抵抗力のある解決方法であるものとして示されている。

「予防の原則」並びに、深地層モデルに付随する不確実性を考慮した上でのこれらの危険についての分析、及びこれらの信頼性に従ったもう一つのアプローチは、前者とは対照的に、諸々の原子炉にこの戦略の実質的な実行を図った連続的リサイクルの際に、廃棄する長寿命の有害放射性核種を大幅に低減することを目的に分離転換することによって、貯蔵の潜在的リスクを低減することを推奨している。ある条件下において、このリサイクルは、所与の原子力発電所にリサイクルされた物質の在庫を安定化させる効果がある。この安定化は数次のサイクルの最後にしか到達することができず（参考値として、各サイクル12年で、5～6サイクル）、数十年を経た後にしか措置を施すことができない。数次のリサイクルは、従って、原子力計画に組み込まれ、この様な単位の期間にわたって展開され、一定の年数かそれ以上経なければ意味を持たない。

様々なマルチリサイクルのシナリオが、このように予測され、開放系サイクルと比較された。表2は、1450MWeのN4-UOXを基準に、開放系のサイクルの主要な特徴（カラム1と2）と、3つの実現可能なプルトニウムのリサイクルのシナリオ（カラム3～5）に分類している。

表2 プルトニウムのみに関する幾つかのリサイクル方法  
 出典：CNEによりCEA (M.Salvatores)に対して実施された聴聞

シナリオ	1	2	3	4	5
	モード：開放系		モード：リサイクル		
			非均質的 (*) →		均質的 (*)
	REP	REP	REP	RNR	REP
原子炉	N4	RMA	N4-MOX	CAPRA	NE-MOX
減速比	2	3	2	/	2
TCT(MWi/t)	55,000	55,000	55,000	140,000	55,000
サイクル数	1	1	1	平衡	平衡
装荷：					
Pu含有率(%)	0	0	10	54	2
U-235の含有率(%)	4.5	3.8	0.25	0.19	3.8
質量の収支（取出し後5年間の変移、単位：kg/TWhe）					
プルトニウム	+29	+21	-66	-87	+0
ネプチニウム	+2.1	+1.4	+0.2	+0.3	+1.6
アメリシウム	+1.4	+1.4	+14	+16	+4.5
マイナアクチニド計	+3.8	+2.9	+17	+0	+0
60GWe発電所への導入					
発電所占有率 <sup>a)</sup> (%)	100	100	13	24	100
AMの生産 <sup>b)</sup>	+3.8	+2.9	+5.6	+6.9	+8.2
Puの生産(kg/TWhe)	+29	+21	+17	+0	+0
Puの在庫サイクル <sup>c)</sup>				310	200

a) すべての場合において、発電所の基礎的原子炉はN4-UOX(col.1)である。

b) AM: マイナアクチニド（ネプチニウム、アメリシウム及びキュリウム）

c) 単位：トン、発電所は年間400TWheを発電し、RNR及びREPの燃料の再処理に先立って、それぞれ3年及び5年の冷却期間を要するものと仮定

カラム 2つのタイプのUOX原子炉が考えられる、第1のタイプは減速比が2（\*）、第2のタイプは減速比が1&2: 3である（RMA）；

カラム3: 発電所はUOXとMOXの混成で、リサイクルは1種類のみ（非均質的リサイクル、プルトニウムは限られた数量のターゲットに打込まれる（含有率は相対的に高まる））；MOXの13%の比率は、UOX燃料において生産されたプルトニウムの総量に比例しており、両者はすべて再処理されている。実際的には均衡に達することはできない、除去係数（\*）は2、3回のリサイクルを経てプラスとなる；

カラム4: 発電所はUOXとRNR（非均質的リサイクル）の混成；原則的に、発電所の1/3以下の高速中性子炉によってプルトニウムの在庫を均衡にすることが可能；

カラム5: MOXのみの発電所（均質的リサイクル、プルトニウムは燃料全体に一体化される）、各原子炉は各自のプルトニウムを高濃縮度ウランウムの燃料にリサイクルする；プルトニウムの在庫を均衡にすることが可能

最初の2つのシナリオでは、標準的REP原子炉の発電所に、プルトニウム製造装置、REP型（カラム3）かPFR型（カラム4）のプルトニウム燃焼炉を導入している。これらの比重は、これらに供給するための再処理による利用可能なプルトニウムの作用によって、流れが平衡する値まで増加している。サイクル内のプルトニウムの在庫は、従って、平衡した値を維持する。これは原子炉外における不動化のための期間のクリティカルな方法に依存する。第3のシナリオ（カラム5）では、プルトニウムは諸々の原子炉においてリサイクルされる；同時に在庫の安定化も図られる。

マルチリサイクルは、これら3つのシナリオのうち、表2に示される2つのシナリオ（カラム4及び5）においてしか実現可能ではない：

- 混成発電所のシナリオ、このシナリオでは発電の24%が高濃縮度のウランウムの燃料（50%の水準）を使用した高速中性子炉によって供給されるものとする。参考値として、これは、2000年頃にフランスの発電所として、予測されている400TWh/年に対して、およそスーパーフェニックス型の原子炉16基が、それぞれ年間6TWhを発電する状態になっているものとしている；
- REP型の原子炉の発電所のシナリオ、このシナリオではREP型原子炉群は低含有率のプルトニウム燃料（2%の水準）を高濃縮度のウランウムの補助を得て使用することでプルトニウムをリサイクルする。これは、年間1,000トンのMOX燃料を生産することに導く（1段式リサイクルの場合には130トンであるのに対して）。またその上、減速比を高めることで、プルトニウム及びマイナアクチニドの生産に関するREPの性能を改善することも望める。

プルトニウムの在庫の安定化は、すべての場合において、マイナアクチニドが増大した燃料を犠牲にすることで成り立つ（これらがリサイクルできない場合）。更に、様々な量の長寿命の核種が廃棄物となる。これらは再処理作業及び燃料の製造において取扱われる在庫（高速中性子炉は熱中性子を使用する炉より大量の在庫を炉心に抱えている）及び、とりわけマイナアクチニドの除去率（\*）（現在ではプルトニウムについては約800に達している）に密接に関連している。

従って、平衡した、或いはプルトニウムしかリサイクルしない発電所から発生する廃棄物の放射線毒性の総利得は、開放系サイクルの場合の30に比べて、3~5の水準でしかないこの数値は、プルトニウムの除去が如何なる追加的放射線毒性をも発生させない場合に達成され得る。

今日、世界的に適用されている2つの戦略が存在する。もっとも普及しているのは、直接埋設を実施するための使用済燃料の長期間にわたる一時保管である（カラム1）。劣化ウランを使用した非均質的単一リサイクルの戦略（カラム3）は非常に限られた状態にある。この戦略は、今日、フランスでの適用の端緒についたところであり、

そこではプルトニウムのリサイクルが、30%のMOXを装荷して、EDFの発電所の900MWeの7基の原子炉において実用されている。経済的理由とは関係なく、REPにおける非均質的マルチリサイクルのサイクル数は安全性の理由から制限されている（除去係数は同位元素の構成に応じてプルトニウムの含有率10～15%以上になる）。非均質的リサイクルは、これらの条件においては実際に単1リサイクルにまで削減されねばならず、この状態では、均質的マルチリサイクルがほぼすべての原子炉において実施され得るのとは異なり、発電所のプルトニウムの在庫に平衡をもたらすことができない。

#### 4.2.2 スーパーフェニックス型の高速中性子炉に固有の役割

既に実用され証明されている、またはスーパーフェニックスのように評価過程にある炉形式に依拠する、§4.2.1に規定されるリサイクルの諸解決策を堅持するならば、プルトニウムのマルチリサイクルは、均質モードのREPによって、或いはRNR（これには最初のリサイクルがREPによって実施されるものとそうでないものがある）によって実現可能であると確信する。これらのふたつの解決策からの選択は、関与する燃料サイクルに関する技術的経済的評価及び、とりわけ高速中性子炉の産業的展開にかかっている。高速中性子炉の産業的展開の成熟度はREPのそれと比して遥かに及ばない。REPに関しては重要な「経験の蓄積」が存在する。

サイクルに関するものとして、REPの均質的リサイクルによる解決策は、MOX燃料の製造のために高濃縮ウランを若干多く必要とする（増加率は10%以下）。この製造能力は、MELOX (\*) のそれのおよそ10倍であるが、プルトニウムの含有率は、これより明らかに低いものである。プルトニウムの同位体の質が非均質的リサイクルより優れているこの解決策は、その他、発電所で使用される燃料の実用的標準化が可能であるという利点をもたらす。

高速中性子炉を使用するもうひとつの解決策は、第1義的には原子炉に、しかし同時に、高富化度プルトニウム燃料の製造に関する分野及びその再処理に関する画期的技術に頼るものである（CAPRA計画の目的のひとつ）。これに反して、このマルチリサイクルによる方法は、REPによるマルチリサイクルによってはカバーされ得ない3つの可能性を拓くものである（恐らく、第1のそれは除く）。それらは以下のとおりである：

- マイナアクチニドのリサイクルの可能性、この点に関しては第5章で触れる
- 万一の場合の増殖モードへの転換の可能性
- 最後に、最小限のサイクル数での、更にはただ1回のサイクルでの（別の言い方をすれば「単一工程による」）、望ましくないアクチニド元素類の核分裂による「破壊」の可能性

高速中性子炉に特有のものである最後の2つの可能性は、非常に対照的な経済的な状況に対応するものであり、どちらも遠い先の時代、恐らく2050年以降までは現出することはないものである。これらのうちの最初のもは（増殖炉への転換）、ウラニウムの欠乏する状況に対応する発電炉の炉形式を維持し、更には開発することを可能にするものである。第2のもは、原子力による発電をやめた場合に、原子力発電所の平衡的在庫を段階的に燃焼することを可能にするものである。

#### 4.2.3 他の燃焼のための実現可能な解決方法

スーパーフェニックスのような臨界型の高速中性子炉以外には、プルトニウムと同様にマイナアクチニドを燃焼する手段は存在しない。80年代末以降、加速器によって補助される未臨界型システムに基づく提案が、魅力的な性能を示してはいる：

- 熔融塩及び熱中性子によるもの、低減された在庫での運転を可能にする（Los Alamosの計画）
- 高速中性子と熔融塩によるもの（日本のJAERIの計画）；
  - 固体燃料、高速中性子及び鉛冷却によるもの（CERNの計画）。

これらのシステムの、直接的核分裂（或いは併用、即ち、先行する中性子捕獲との）によるマイナアクチニドの燃焼に関する重要な特徴は、臨界型の原子炉より容易に安全性を達成できる条件下において、ウラニウムを少ししか含まないか若しくは全く含まない燃料を使用するために開発され得る未臨界の度合いである。従って、原子炉によって発電されるTWhあたりに燃焼されるマイナアクチニドの理論値の110kg（Carnotの効率がスーパーフェニックスのそれと同一であると仮定して、但し、多少なりとも重要な部分が加速器への補給のために転用されることを記しておかねばならない）に近付くことが可能である。

事実上代替不能で、同様にこれらの未臨界から派生する他の特徴は、中性子捕獲によってかなりの量の長寿命核分裂生成物を破壊するために、熱スペクトルとして利用され得る中性子の良好な経済性である。

今日、C.RubbiaによってCERNに提案されている、鉛によって冷却され、サイクロトロンによって補助される高速中性子の軽度に未臨界のシステムは、トリウム燃料を使用してエネルギーを生産することを目的としている。同システムは、少なくとも計画上は、総体的に負のボイド係数(\*)を同システムに与える「受動的」安全性（パッシブセーフティ）の利点を有し、高度の安全性研究に値する。ナトリウムの不存在、並びにプルトニウム及び、Am、Cm等のマイナアクチニドのほぼ完全な不存在は、おそらく、勿論その他の使用上の不都合が発生しないという条件の下で、同システムを最も社会に受け入れられ易いものとしている。同様に、エネルギー増幅器と呼ばれるこのようなシステムの一つの利用が、REPの発電所で生産されたプルトニウム、更に

は軍専用プルトニウムを段階的に $^{233}\text{U}$ に転換するために、提案されている。推進者達は、強力な放射能を有する $^{232}\text{U}$ が混入しているので、 $^{233}\text{U}$ はプルトニウムより「拡散的」でないとしている。

これらのすべての提案の弱点は、概念研究の域を出ていないこと、及び高速中性子・ナトリウム炉によって得られたのと同様の実験の恩恵を被っていないことである。しかしながら、およそ2050年頃と、相対的に遠い第2世代のREPの代替期を考慮に入れるならば、そのころまでに、より有効であると証明されることができた、そしてスーパーフェニックス型の高速中性子・ナトリウム炉より良いと評価され得た提案について、そのようなシステムの研究についての幾つかの予備的実験を実施することは可能であると考えられる。

#### 4.2.4 PAC2に関する所見

以下の指摘は、PAC2計画をCAPRA計画から明確に識別することが必要であることに由来する。この点に関し、既に詳述された環境に関するこれらの計画の利益を判定することを要する。これらは以下のおである：

- REPにおける均質的マルチリサイクルによるプルトニウムの在庫の安定化に基礎を置く、期待される解決策の可能性
- UOX燃料の一回限りのリサイクルに由来する、使用済MOX燃料を少なくとも直ちに再処理する必要性がないこと、及び中間保管の可能性
- 高速中性子炉の重要な実用化開発についての、相対的に遠い最終期限日
- おそらくはより高性能のその他の解決策、当該期限内に実現可能なもの

CAPRAは、照射の柔軟な手段であるSILOE、HFR及びフェニックス等で今日まで準備され、そしてまた国際協力の枠組みにおいてこれから開発される、ウラニウムの濃縮度の低い、「エキゾチック」な燃料についての研究プログラムである。

このようなプログラムの結果は、スーパーフェニックス以外の、例えばナトリウムによって冷却される未臨界型の原子炉の型式において、間違いなく非常に有益である（JAERIの提案を参照）。

複数の可能性を有する研究を進めるためには、原子炉の他の環境、更にはナトリウム・高速中性子炉によるサイクル以外のサイクルを考慮に入れ、CAPRA計画を拡大することが適切のように思われる。一例だけを示すならば、CAPRAは、様々な媒体中にプルトニウムを装荷した他の燃料集合体を鉛冷却材中に挿入することに密接に関連する熱流体力学を研究し得る。

PAC2の第2段階は、特殊な集合体の産業的アプローチによる評価を探求するための原子炉の1形式に関するものである。当部分は、この資格において1994年の政令によっ

てスーパーフェニックスに与えられた目的に含まれる。しかしながら、資源の供給について問題が生じると想定して、所与の解決策によって推進される産業的評価に絶対的な優先権が与えられていることが、スーパーフェニックスがより普遍的な性格を有するCAPRA計画に貢献することの妨げとなっていることは残念なことである。

2050年と相対的に遠い期限及び最近になって明らかになった新たな視点に照らし、スーパーフェニックスにより多様な役割を与えることでPACの初期の目的を拡大すべきときであるように思える。当然のことながら、スーパーフェニックスが完全に満足の行く状態で実用炉として機能する限りにおいては（PAC1を参照）、例えば以下のことが考慮され得る：

- 他の解決策への新たな拡大という背景において、その重要性及び柔軟性は、既に指摘された他の照射の手段と比しても評価されるべき、長期間にわたる照射の施設として（第5章を参照）
- また、PACと同一の背景において、長期間にわたる、アメリシウム及びキュリウム等のマイナアクチニドの「単一工程」での燃焼を必要とするような試験に対し利用可能な重要なスペースを提供する特殊な施設として（第5章を参照）
- 長寿命の核分裂生成物の熱スペクトルによる燃焼試験のために、REPよりもより広汎な利用可能性を提供する中性子源として（第5章を参照）
- より一般的に、フェニックスが一時的若しくは最終的に利用不能に陥った場合に、一時的に、すべての高速中性子に関する研究の海外の研究所に対して開かれた施設として

委員会は、非増殖への転換の産業レベルの実証に関し、これらのすべての点を優先させることが重要であると考えている。



## 第5章 - PAC3の研究プログラム

### 5.1 PAC3の説明

PACの第3部は、CEAに関連し、SPIN計画の範疇において実施されるマイナアクチニドの各種変換に関する研究として位置する。より正確には、PAC3は、スーパーフェニックス型若しくはEFR型の高速中性子炉の炉心に収められることを目的とした、マイナアクチニドを含む準産業的な集合体の評価に関連している。SUPERFACT1及びSUPERFACT2(\*)の枠組みでフェニックスにおいて1986年及び1995年にそれぞれ実施された、ネプチニウム及びアメリシウムを大量に含有する燃料ピンの継続的放射のために構想された。

今日では、PAC3は、標準的またはCAPRA集合体への、集合体当たり2kgに相当する含有率が2%の水準のネプチニウムの均質的リサイクルの研究に限定されている。

- ・ 1997年初頭、炉心1に、NACREと称する、271本のピンからなる標準的集合体の装荷が予定されている
- ・ 炉心2に、プルトニウムが30%のNACRE/CAPRAという他の2体の集合体の装荷
- ・ 炉心3に、プルトニウムが35%のNACRE/CAPRA集合体を10体

アメリシウムに関しては、今や既に、非均質的(\*)といわれるモードが好ましい、様々なリサイクルの際の取扱いは、放射能の諸問題により、囲い(セル)の中で行われることを指摘できる。これらは、炉心からの装荷及び取出し作業とは別に、原子炉内に、一般的には炉心の周囲に置き、長期間にわたって照射される、一般的に均質的なリサイクルに許容されるアメリシウムの含有量が2%以上であるターゲットを製造することに関連している。また同時に、このような照射の期間に、照射後のターゲットを直接廃棄物とすることを正当化するために十分な転換率に達することができる(「単一工程」による燃焼)。

しかしながら、とりわけ代表的なターゲットの製造に伴い直面する難しさを考慮に入れ、PAC3の枠組みにおいては、特に不活性マトリクス上に、アメリシウムを特別に装填した数本の燃料ピンを第3炉心にのみ装荷することだけが予定されている(参照:1995年10月12日の聴聞の際に、NERSA社によって提示された書類)。これは、1996年1月4日のCEAの技術覚書95-002の「SPINの照射計画」の項目(図7.1及び8.1)により確認されている。但し、それぞれ、1996年に炉心1に装荷が予定されている「ACRE-1」集合体(第1炉心に存在)及び1999年に炉心2に装荷が予定されている「ACRE-2」集合体に関する最後のページ(図8.2)による。この照射計画は、そのようなものとして、炉心において「年を経た」若干のアメリシウムを含む燃料ピンに関してのみである。<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> 委員会は、1996年5月30日の会合において、1999年より炉心2においてアメリシウムを充填した特別のピンを照射するCEAの新たなプロジェクトを承認した。

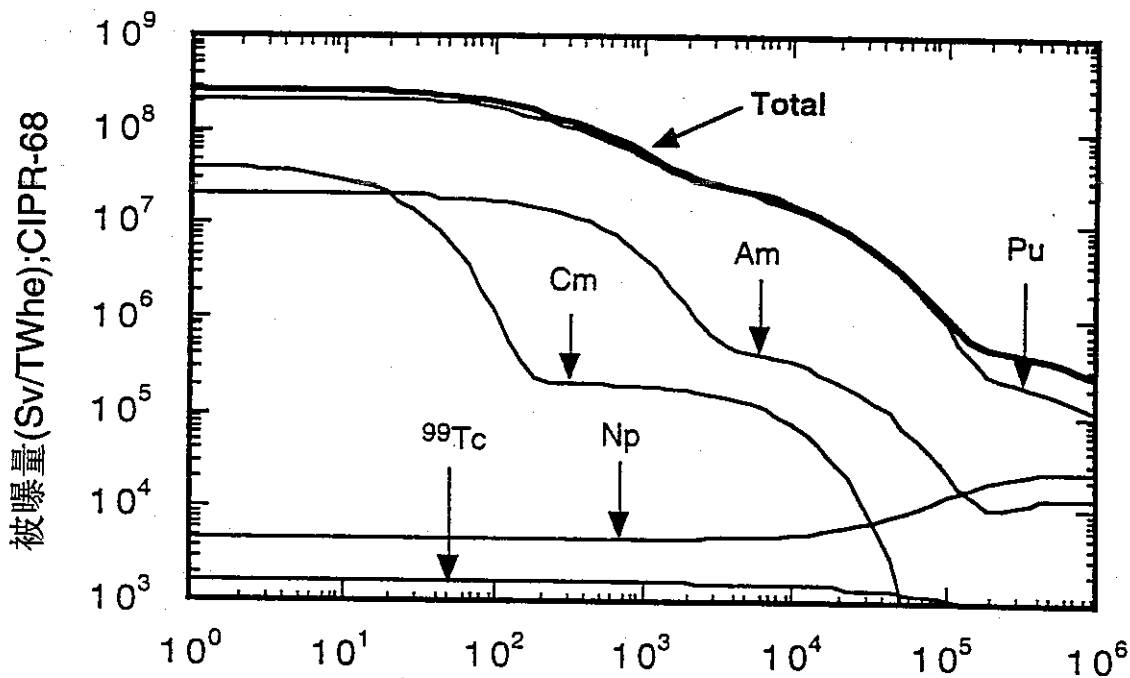
その他、PAC3においては、取扱いがより不利になるキュリウムの燃焼に関するもの以外は何も予定されていない。

## 5.2 PAC3の正当化

マイナアクチニドのリサイクルのメリットは、開放系のサイクルとの比較で、生産されるTWhあたりのマイナアクチニドの量が増加することの結果として、プルトニウム自身がリサイクルされる時点から生まれることである。このことは、とりわけ、熱中性子の捕獲が、核分裂との比較において、高速中性子よりプルトニウムの同位体の対についてより重要であることは事実である。

マイナアクチニドの核種変換は、何よりもまず、プルトニウムに次いで使用済燃料の長寿命の放射線毒性の主要な原因であるアメリシウムについてのものである。その寄与の大きさは燃焼度と同時に、原子炉による照射の終了の時点から化学的分離までの期間により増加する。主要同位元素 $^{241}\text{Am}$ は、 $^{241}\text{Pu}$ の減少の結果として発生する。キュリウムに起因して（冷却期間の最初の10年間の後）、次いで非常に長期間（10万年以上）に、 $^{241}\text{Am}$ の減少に起因して、本質的なものとしてもたらされるネプチニウムが生じる。これらの様々な寄与は、以下の図に示される。

### 33000MVj/t使用済燃料の初期在庫の潜在的危険に対する寄与（経口摂取）



期間（年）、3年間の冷却期間後

（参考資料：S.SALAの博士論文、プロバンス大学、1995年6月26日）

物理的観点から、高速中性子のスペクトルは、これらの原子を破壊するために、低速中性子のそれより効果的である（より優れた核分裂/捕獲比（\*）及びより大きな中性子の自由度）。

PAC3も、プルトニウムのみではなく、マイナアクチニドも含まれる廃棄物の放射線毒性を、燃焼により低減させるという一般的目的によって正当化される。この点に関し、これらのマイナアクチニドを管理するために実現可能な戦略を検討することとする。

### 5.2.1 マイナアクチニドについての選択可能な戦略

マイナアクチニドの管理は、3つの戦略について検討される。第1のものは、リサイクルにも、プルトニウムにも（再処理後「棚ざらし」に、或いは「開放系のサイクル」において使用済燃料内にそのまま放置する）、ましてマイナアクチニドにも依拠しないものである。これは、標準的なREP形式の原子炉において生成されたマイナアクチニドを、使用済燃料の形または再処理されたガラス個化体の形で、深地層に最終処分されることを目的とした総体に残すことをもたらす。表2（前出）に示すように、この解決策には、プルトニウムがリサイクルされないことによって、マイナアクチニドの生産が総体的に少ないという利点がある。

第2の戦略では、表2に示される様々なモードに従って、プルトニウムのみをリサイクルするものである。この選択肢は、生産される電力に比例して、マイナアクチニドの生産の増加となって現れる（プルトニウムの場合とは対照的）。

最後に第3の戦略は、プルトニウムとマイナアクチニドを同時にリサイクルするものである。一例として、これらは、ネプチウムは均質的モードでMOX燃料に混ぜられ、アメリカウムは径方向のブランケットのターゲットに混ぜられて高速中性子炉に装荷される。表3は、この点に関し、標準的REP及びCAPRA型のマイナアクチニドの燃焼炉との混成発電所（MIX1）、或いは、プルトニウムの増殖炉として機能するEFR型の原子炉のみによって構成される発電所（FAST）を前提とした2つの実現可能なシナリオを示す。このように、総合的なマイナアクチニドの安定化された在庫は、およそ50年で達成される。MIX1の結果には、1/3のRNRをプルトニウムを1回のみリサイクルするREP MOXによって置換させたところで、そう大きな差は生じない。

表3 プルトニウム及びマイナアクチニドのリサイクルの2つのモード

出典: CNEによって実施されたCEA (A.Zaetta) に対する聴聞 (1996年2月8日)

シナリオ:	--- MIX1 ---		--- FAST ---	
	N4-UOX	CAPRA	EFR	EFR
原子炉の種類:				
TCT (MW/t)	55,000	140,000	140,000	140,000
サイクル数	1	平衡	1	平衡
装荷:				
重金属燃料:				
$^{235}\text{U}$ の含有量 (%)	4.5			
プルトニウムの含有量 (%)	0	52	18	20
ネプチニウムの含有量 (%)	0	1.4	0	0.1
非均質的ターゲット:				
アメリカシウムの含有量 (%)	0	32	0	7.8
$^{245}\text{Cm}$ の含有量 (%) <sup>(a)</sup>	0	1	0	0.2
量的収支 (kg/TWhe):				
プルトニウム	+27.9	-63.1	0	0
マイナアクチニド計	+4.1	-7.6	?	0
60GWeの発電所:				
発電所内の比率 (%)	70	30	100	100
Puのサイクル在庫 (トン)		390		744
マイナアクチニドのサイクル在庫 (トン)		71		48

(a) 他の同位元素を、より寿命の短いプルトニウムの同位元素に変位させ、その後このプルトニウムの同位元素は分離されプルトニウムの一般的流れにリサイクルされる。残存するキュリウム (基本的には $^{245}\text{Cm}$ ) はそれ自体アメリカシウムと共にリサイクルされるものとして、実際的にはキュリウムがある一定年数にわたって一時保管されることを前提とする。

プルトニウムの場合に反して、マイナアクチニドは、REPにおける燃料のポイズンと同じように、動力炉発電所において、価値あるものとするのが難しい。このような有効化はCEAの研究において取り組まれている。それは、REPの発電所に存在するこれらの原子の一部分あるいはすべての管理をRNRに依存せずに考察することを可能にする。しかしながら、高速中性子炉は、現実的に、マイナアクチニドを大量に燃焼させるために、或いは表3に示されるように、単に原子力発電所の在庫を安定化させるために不可欠であるように思われる。ただし、MIX1のシナリオは、年間発電量が400TWheのレベルの60GWeの標準的UOXに相当する発電所の40年以上にわたる蓄積量に匹敵する71トンの平衡した在庫をもたらすことが考察される。マイナアクチニドの生産の平衡をもたらすための期間はより短く、その平衡した在庫は、FASTのシナリオでは若干低減されている、同シナリオは、しかしながら、混成発電所からの転換の

ための期間を想定している。この期間は、100%RNRによる運転に必要とされる744トンのプルトニウムの在庫を形成するためである。

プルトニウム及びマイナアクチニドの汚染除去係数(\*)は、それぞれ1,000及び100であるものと仮定し、これらのシナリオによって、全体として示されている係数は、1万年後には、これらのリサイクルによって廃棄物の放射線毒性を開放系と比して70から100低減するものとしている。

しかしながら、平衡した発電所のマイナアクチニドのリサイクルは、各リサイクル過程において原子炉に再装荷することを前提としていることに留意しなければならない。そうされない場合には、ターゲットを製造するためには、キュリウムの存在は、プルトニウム中のキュリウム243及び244を減少させるためにある一定の年数にわたって「冷却」のために放置しなければならないという困難を生じさせる。キュリウムの残留物のみがアメリカウムとともにターゲットにリサイクルされる。この非常に大きな束縛は、前出の部分で既に触れ、これから再度論じられる様に、「単一工程」による完全な燃焼(単なる転換ではない)によって少なくとも部分的には回避することができる。但し、それは、この作業のために特に用意された「燃焼」を必要とする。

燃焼の性能は、原子炉の発電量TWhあたり110kgというアクチニドの消費量の理論値に近付ける能力を備える、アクチニド(プルトニウム及びマイナアクチニド)を大量に装荷した特別のシステム(第4章を参照)に依拠することによって改善することが可能である。RNRに代えての、このようなシステムをREPの発電所へ導入することによって、より短期間に、より少ない平衡した在庫を原理的に実現することが可能になる。もう一つの戦略は、表2に示される様に、プルトニウムを単独に管理することに依拠するものであり、発電所内にマイナアクチニドを大量に焼却できる幾つかのユニットを利用するものである。現在のRNRのシステムとは異なり、恐らくは未臨界型になるであろう。このようなシステムの技術的実現可能性及び安全性は、その証明を待たねばならない。

## 5.2.2 PAC3に関する省察

PAC3の目的は、1991年12月30日の法律の基本方針1に沿って、U-Pu-Na型RNRの、マイナアクチニドの燃焼に関して予想され得る性能を評価することにある。研究システムについては、高速中性子のスペクトルはマイナアクチニドの転換に不可欠であることが明白であり、優先順位は、アメリカウムの、そして更にキュリウムの核種変換にあることが以上に強調されている。

この点に関する、スーパーフェニックスで予定されているプログラムの貧弱さは残念なものである。このプログラムは、既に指摘された通りである(§5.1を参照)：

- ・ ネプチニウム<sup>237</sup>の燃焼に関する研究のためには見られるべきものが用意されていない。このアクチニドは、明らかに調達することが容易であり、均質モードでの燃焼を目的とした集合体の製造には、非常に僅かな問題しか生じない。しかし、廃棄物の潜在的有害性の低減についての普遍的な枠組みにおける燃焼の利益は、「ネプチニウム源」を構成するアメリシウム<sup>241</sup>を同様に、燃焼しないとすれば、相対的に小さなものとなる（前出の図を参照）
- ・ 思い過ごしでなければ、アメリシウムのピンの装荷のための適切な手段が、炉心1及び炉心3のある種の「アメリシウムに富んだエレメント」から生じるアメリシウムを若干しか含有しないピンの多少の照射しか予定されていない。これらの照射は、1991年の法律に定められている2006年の期限までには、SUPERFACTにおいて既に実施された実験から得られたものと比し、評価のための真に新しい要素をたいしてもたすことができない
- ・ 残留物を直接的に廃棄処分することを可能とするため、長期の単一工程での燃焼によって90%以上を破壊することを目指して、不活性マトリクス上のアメリシウムのピンの、所謂「単一工程」による燃焼試験に優先的努力が払われないとすれば、真の利益はさして得ることができない。このような試験は、炉心2の運転開始後直ちに、あらゆる方法によって、適当な「被覆管」によって保護されたピンに対して着手されねばならない（付帯資料VIを参照）。

委員会は、1991年の法律に定められている2006年の期限までに、有意義な結果を得られるような方法において、安全性が許すのであれば炉心2の中性子束の強い領域にそれらを装荷するために、これらのアメリシウムのターゲットの装荷に優先的配慮が払われることを勧告する。海外の研究所とのすべての協力が成立しないこととなるならば、国内施設の整備が緊急のものとなる。

純粹に財政的計画に関して、NACREの試験を減額することが必要な場合には、優先順位が相対的に低いように見られる炉心3に予定されている10本のNACRE-CAPRA燃料集合体の製造は、少なくとも予算から割愛することは可能である。

付 帶 資 料

## 付帯資料I

### 当委員会の設立根拠書類

- 当委員会の構成
- 諮問書
- 委員の指名



## 委員会の構成

委員長； Raimond CASTAING、科学アカデミー会員

委員：

- フランス人

Guy AUBERT	CNRS社代表取締役
Georges CHARPAK	科学アカデミー会員 ノーベル物理学賞、C.E.R.N.
Jacques FRIEDEL	科学アカデミー会員
Yves QUERE	科学アカデミー会員
Jean-Paul SCHAPIRA	CNRS研究局長 オルセー原子物理学研究所

- 外国人

Alec BAER (スイス人)	国際原子力機関(IAEA)専門家委員会委員長
Adolf BIRKHOFER (ドイツ人)	理事, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit(GRS)

- 報告者

Michel LAVERIE	研究所長 l'Institut National de l'Environnement Industriel et des Risques (INERIS)
----------------	--------------------------------------------------------------------------------------

---

委員会の設立当時に委員に任命されていた、College de Franceの素粒子物理学研究所のCNRSの物理学者である、Raymond SENE氏は、1996年5月6日、委員長に宛てて辞表を提出した、その写しは付帯資料IIに掲載されている。

## フランス共和国

産業大臣

環境大臣

教育大臣

研究閣外大臣

委員長殿、

政府は、スーパーフェニックスによる研究の遂行についての現実的な可能性の評価のための委員会を設置することを決定した。

政府は、異なる国籍の科学者によって構成される専門家集団が、彼らの判定を明らかにするために独立して審理に当たることを希望するものである。

貴下がかかる委員会の指揮を執ることを受諾されたあかつきには、委員会の関与する枠組み、及びその使命の領域を明確にされることを希望する。

1994年7月11日の政令によって、政府は、NERSA社による、クレイ-マルヴィルにおける1200MWe型高速中性子炉の原子力発電所の設置許可を更新するものである。かかる行政行為は、安全性及び知識獲得をひたすら優先させることを条件として、原子炉の運転は研究及び実証をその目的とすることを規定するものである。

そのため、3つの補完的目的が本件に与えられるものとする：即ち、高速中性子炉の実用レベルでの発電能力の実証、プルトニウムの純粋な焼却炉としての同型の原子炉の運転性の評価、並びに長寿命の放射性廃棄物の処理の可能性の研究である。

Raymond CASTAING殿

60, Avenue Langevin

92260 FONTENAY-AUX-ROSES

スーパーフェニックスにおいて実施される諸研究は、知識獲得計画の対象となるものであり、同計画については、NERSA社から政府に宛てた半期毎の報告書を作成し、計画の予定日程、進捗状況、及び、問題の存在する場合には直面する諸問題を詳述するものとする。廃棄物の低減に関する諸実験は、長寿命放射性廃棄物の管理に関する1991年12月30日の法律によって設置された国立評価委員会に評価のために提出される年次報告書に含まれる対象となるものとする。利用可能な資料については追って通知されるものとする。

貴下が指揮を執ることを承諾された委員会は、前出の1994年7月14日の政令によって与えられた計画及び目的が現実的に具体化され得るものであるかを知るために、研究の道具として機能することについてのスーパーフェニックスの能力について、意見を我々に提出されることを希望するものである。

貴下は、高レベルの長寿命放射性廃棄物の管理について、前掲の国立評価委員会に接近することに支障はないものとする。

1996年の上半期末に報告書が提出されることを希望するものである。政府は、かかる報告書を公表するものとする。貴下は、必要の際には、我々の管轄下にある行政組織の協力を得ることができるものとする。

本書簡の写しをNERSA社の監査委員会の会長、国立評価委員会の委員長、並びに貴下の主要な交渉相手であり得る諸機関の担当者へ送付するものとする。

敬具

1995年10月4日

Yves GALLAND

Corinne LEPAGE

Francois BAYROU

Elisabeth DUFOURCO

フランス共和国

産業大臣

環境大臣

教育大臣

研究閣外大臣

共同的決定により、産業大臣、環境大臣、教育大臣及び研究閣外大臣は、スーパーフェニックスによる研究の遂行の可能性について評価することを任とする委員会の委員を任命するものとする。

委員長： Raymond GASTAING

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

委員会報告者： Michel LAVERIE

パリ、1995年10月4日

Yves GALLAND

Corinne LEPAGE

Francois BAYROU

Elisabeth DUFOURCO

## II - M.SENEの辞表

研究施設としてのスーパーフェニックスの  
能力評価のための科学委員会  
委員長  
Raimond CASTAING 教授殿

Raimond SENE  
2 rue Francois Villon  
91400 ORSAY

64 bis Avenue Paul Langevin  
92260 FONTENAY AUX ROSES

Orsay 1996年5月5日

貴下が作成した、結論の要約を含むプロジェクトの概要の資料は、小生の困惑と当惑の念を強めさせただけであった。

多数の普遍的概念について合意に達していたとするならば、それらを適用する手段について意見が対立していたことになるのであろう。

小生は、多くの部分において、将来の世代に関する貴下の懸念を共有していたが、小生は、我々の社会が発展させてきた技術的、エネルギー的、経済的モデルが袋小路に入ることを恐れるものである。

我々に託された使命の明確な主題に関して、あまりに多数の点について、我々の意見は対立していることが明瞭に感じられた。我々が実施した最後の聴聞は、以下の点を含む小生の分析を確認するにとどまった：

- ・ NERSAの唯一の関心事は(完全に妥当性を有している)、彼らの投資した部分を回収するために発電をすることであり、このことはDGEMPにとっても最優先のものとして考えられている、
- ・ すべての「研究」の美化は、Curienの報告書によって規定されたガイドラインに適合することのみを目指したものであった。この報告書は、しかしながら、いずれにせよ前段階の基礎研究作業に数十年を要するであろうことを知っており、スーパーフェニックスがフェニックスを使用して探求された方法が実用に耐えることを宣言するためだけに使用できることを強調することには非常に慎重であった。かかる探求を可能ならしめた装置は、フェニックスであり、同装置は不可避的な停止までの期間が非常に短いことから、方向付けの全面的な見直しが迫られることとなる。
- ・ 小生は、産業界の論理で「高速中性子・ナトリウム・ウラニウム・プルトニウム炉」

(RNR)を信じない。それは、安全性に対する強い要求に合致して、実用的信頼性を得るために非常に複雑過ぎる機構となっている。使用済燃料及び、破壊されることが不確定で問題のある長寿命の超ウラニウム元素の再処理の措置を課している。

- ・ プルトニウム及びアクチノイド元素類の在庫の諸問題は、このタイプの炉形式において隘路に嵌まっているように思われる。かかる方向性に従って、我々の心配は、我々の将来の世代に、技術的により進んだ文明が、かかる炉形式の使用の停止を、更には原子力に依存しないという決定を下した場合において、これらの有害放射線毒性を発生する在庫を部分的にでも除去するためにおよそ1世紀にわたってRNRの発電所すべてを稼働させることを余儀なくされることに至らしめる不可逆的な状況を残してしまうのではないかということにある。

フランスにおいて、或いは世界の他の国々において、開発が隘路に迷い込むのは何もこれが初めてのことでない。中止をする政治的勇気と現実主義が必要とされる。既に費やした資金の膨大さ(これまでに承認された金額は300億フランに達する。この金額には2基の炉心、「臨時支出」及び先行投資が含まれていない。これらを含めると500億フランにまで膨らむ)は、それ自体としては、かかる装置の使用を継続することを正当化する理由とはなり得ない。我々は、幸運にもVilletteの屠殺場(の跡地)の建設事業(偵察機のための研究費についての財政措置はいうまでもない)を中止し、「コンコルド」計画を中止した。この最後の勇気ある、そして評判の悪い決断の結果の分析は、人的、財政的、そして技術的手段が開放されることを許し、エアバスインダストリーグループを現在世界市場で第1位に位置させることとなったエアバス計画を可能ならしめたことが挙げられる。

スーパーフェニックスの運転を維持することは、それ自体にしか教訓をもたらさない、何故ならば、思うに、それは後に続くものがないからである。

- ・ 冶金工学に関しては、当該研究は、他の方法によって実施されることが可能である(破砕源としての熱中性子炉内の高速中性子カプセルに詰められたサンプル...)。ラプソディーの建設の際の予備作業は、このような原子炉無しに実行され、それで実現されたのである。
- ・ 熱流体力学、集合体の挙動等に関しては、CEAに多数の装置が存在する(試験用加速器、CABRI等の試験炉...)。これらの用途には産業レベルの施設の重過ぎることの影響をこうむることとなく、これらの施設によって様々な研究が実行され得るのである。
- ・ 各種変換/燃焼の物理学に関しては、作業は研究段階にあり、有効性の確認段階にはない。そして、基礎物理学に関する回答をもたらすであろう、数キログラムのアメリシウム12年間の照射を5~6サイクルの期間で実施する段階にはない。その段階に達する前に、数十年間の研究室における研究こそが成功をもたらすのである。
- ・ 新たな炉形式に関しては、とりわけルビアのエネルギー増幅器(トリウム、鉛)等の魅力的な研究方法が描かれているように思われる。スーパーフェニックスによって吸収されていた方法の膨大さ及びその唯一性による自動的正当化は妨げになるだけであり、更には新たなコンセプトの出現を妨げることとなる。

- ・ スーパーフェニックスを活動状態に維持することは、重要、且つ、直面した問題も存在したものの、原子炉の安全性が軽水炉と同等の水準にあらしめる任にある集団の存在を要求する。このことは、これらの集団が彼らのノウハウを発揮し得る他の方法による開発をストップさせてしまうこととなる。

結論として、我々の任命書に含まれていた質問：

「SPXは知見の獲得のためのプログラムの3つの点を満たすことができるであろうか」に対する小生の回答は、明白にノーである。

知識獲得のためのプログラムの最初の点のみが実現化の端緒につくことが可能である。結局のところ、スーパーフェニックスが故障しなかったならば、(将来のみがこれを停止させない決定について語ることができ、過去はこの無故障の仮定をあまり是認できるものとしなかった)、その場合にはその推進者達の唯一の目的であった発電をすることができたであろう。

当該委員会の中心の仕事は、扱う主題によるだけでなく、その委員達との人間関係によって、非常に有益なものであった。

しかしながら、小生が同意し得ない文書を改定することを試みて1点1点議論することは、貴下の時間を取らせ、小生にとって正しいことではないと考える。

これらの状況において、小生は貴下の委員会を辞任致すことを通知申し上げるものである。

敬具

Raymond SENE

### III - 聴聞対象者氏名

1995年10月12日

EDF	M.Remy CARLE	Directeur General Adjoint d'EDF (局長補佐)
	M.Bernard GIRAUD	President du directoire de la NERSA (代表取締役社長)
	M.Pierre SCHMITT	Chef de mission RNR (委員長)
	M.Bernard MAGNON	Chef de la central de Creys-Malville (原子力センター所長)

1995年11月17日

CEA	M.Bernard BARRE	Directeur des reacteurs nucleaires (原子炉局長)
	M.Noel CAMARCAT	Directeur du cycle du combustible (燃料サイクル局長)
	M.Philippe BERGEONNEAU	Assistant du Directeur des reacteurs nucleaires (原子力局長補佐)
	M.Pascal ANZIEU,	Responsable de la cellule technique RNR, Chef de projet PAC (RNRセル技術担当、PACプロジェクト課長)
	M.Massimo SALVATORES	Directeur de recherche a la DRN (DRN研究局長)
	M.Jacques LECLERE	Responsable du Segment 6 a la DRN (DRセグメント6担当)

1995年12月15日

EDF	M.Paul CASEAU	Inspecteur General d'EDF (EDF検査総監)
	M.Gerard MENJON	Directeur des etudes et recherches (研究局長)
	M.Pierre SCHMITT	Chef de mission RNR (RNR代表部長)

1996年1月8日

	M.Robert DAUTRAY	Haut Commissaire a l'Energie Atomic (CEA高官)
--	------------------	------------------------------------------------

1996年1月26日

	M.Paul REUSS	Professeur a l'Institute National des Sciences et Techniques Nucleaires (国立原子力科学技術研究所教授)
--	--------------	------------------------------------------------------------------------------------------------

1996年3月8日

DSIN	M.Andre-Claude LACOSTE	Directeur de la Surete des Installations Nucleaires (DSIN局長)
	Mme Michele ROUSSEAU	Adjoint au Directeur (局長補佐)



IPSN M.Daniel QUENLART  
M.Marc NATTA

Directeur delegue a la surete (安全性代表部長)  
Chef du service d'evaluation de la surete  
(安全性評価業務課長)

CERN M.Carlo RUBBIA

1996年3月22日

M.Claude DETRAZ

Directeur de l'IN2P3 du CNRS (CNRS IN2P3局長)

1996年5月2日

M.Xavier QUIN

Chef du service des affaires nucleaire a la  
direction general de l'energie et des matiere  
premieres  
(エネルギー及び1次資源総務局原子力業務課長)

M.Nicolas TERRAZ

Chef de division a la dirction du gaz de  
l'electricie et du charbon  
(ガス、電気及び石炭局部長)

## IV - 世界の産業界の状況及び欧州のプログラム

### 1. 世界における高速中性子炉の産業的開発の歴史

原子力エネルギーの開発の当初より、ある種の高速中性子炉固有の特徴は、特に以下の点において研究者達の注目を集めていた：

- 直接的核分裂によって、またとりわけプルトニウムへの転換によってウラニウム238を消費するこれらの能力；
- 減速材の不存在、並びに非常に高い出力密度達成の可能性

世界初の発電しない高速中性子炉はEBR1原子炉であり、同炉は1951年、アメリカ合衆国アイダホフォールズのサイトで稼働を開始した。

1.1 合計18基の高速中性子炉が世界中に建設され、勿論、このうちスーパーフェニックスが最も大型である。約半数が依然稼働中である。これらの原子炉の主要な特徴を次表に示す。それぞれの最初の高速中性子炉の稼働開始の時系列に従って、国が並べられている。米国、次いで英国及びソ連(現ロシア共和国連邦)が、当該炉形式に関心を示した国々である。これに対して、今日も稼働している原子炉を見ると、ロシア、フランス及び日本のみが1基以上の稼働中の原子炉を保有している。

より正確には、それぞれの国における状況は以下の通りである：

1.2 米国において、最も興味深い実験の実現が為され、依然EBR2によって再現されている。当初より原子炉、及びその燃料サイクルに関する開発が同時に行なわれた。米国の計画の大部分が高速中性子炉に転換したのは、しかしながら300MWeの実証炉プロジェクトを契機になされた。同炉の建設は、オークリッジ近郊のクリンチリバーの付近のサイトに予定されていた。1970年初頭に開始された、当該プロジェクトは長い論議の末、1983年に議会によって恒久的廃止処分決定が下された。かかる放棄を動機付けた様々な理由のうち、まず、経済的必要性は当該炉形式の開発を正当化しなかったことが挙げられるが、とりわけ1977年以来カーター大統領によって強く主張されたプルトニウムの使用に依拠する燃料サイクルに対する絶対的拒絶によるところが大きい。かかる態度との関連において、米国は使用済燃料の民生用再処理施設を一切保有していない。これら以外は、まず液状で、次いで固化されて地上の暫定的施設において貯蔵されている。

### 1.3 欧州

英国は、その開発計画をスコットランドの最北端のドーンレイのサイトに実現した。同サイトに2基の原子炉と付属の再処理工場を建設した。PFRの原形炉は、フェニックスに近い特徴を有していたが、蒸気発生器の数次にわたる故障により、その運転において、フェニックスと同様の成功を収めることはできなかった。英国は、1980年代初頭よ

り、他のヨーロッパ諸国との共通の開発計画に参加するようになった。1994年、PFR原子炉が最終的に停止した。これによって英国の当該計画全体に終止符が打たれた。

ドイツにおいては、研究及び開発の努力が1960年から1993年にかけて追求された。これらの活動は、複数の研究センター及び産業界のパートナーを巻き込み、カールスルーエ原子力研究センター(KfK)によって推進されていた。1971年には、KNK1ナトリウム冷却式原子炉が、熱中性子によって作動する第1炉心によって稼動を開始した。1977年から1991年にかけて、KNK2が高速中性子の炉心を備えていた。

カルカールにおけるSNR300の建設は、ベルギー及びオランダとの協力によって1973年に着手された。1985年におけるその完了によって、すべての施設はナトリウムを通され、非原子力的試験が実現された。しかしながら、最初の炉心を装荷する許可は、主として政治的理由から、共和国政府との長期にわたる協議にもかかわらず、北ウエストファリア州のレナニーの地方政府によって拒否された。経済環境が彼らにとって不確実に感じられ、従って産業界のパートナーは当該プロジェクトの費用の重要な部分の負担を拒否した。それによって、産業界のパートナーとの協議の後、1991年にプロジェクトの終了が宣言された。

これらの英国及びドイツの決定は、1993年のEFR(European Fast Reactor)欧州プロジェクトの終了をももたらした。これについては§3で論じられる。

#### 1.4 旧ソビエト連邦の諸国

高速中性子炉の開発計画は、非常に早い時期に開始され(1950年代末)、追求された。1980年代の終わりまでは、これらの様々な原子炉の燃料には、ウラニウム-プルトニウムの組み合わせではなく、高濃度ウラニウムが使用されていた。MOX燃料の製造技術が欠如していたこと、及びプルトニウムの軍事的使用が優先されていたことがこの特異性を説明する。ソビエト連邦共和国の崩壊の時点で、800MWeの一つの新型原子炉(BN800)は建設に着手したところであった。公式には放棄されていないが、少なくとも暫定的に中止されているように見受けられる。より重要なもう1つのプロジェクト(BM1600)は常に検討中のままである。1980年代のソビエト連邦の諸計画においては、結局のところ、「BN」の炉形式は、2000年までには、VVER及びRBMKと共に発電の重要な部分を担うことになるに違いない。今日では、経済的拘束は完全に変化した。幾つかの研究グループは、西側諸国におけるように放射性核種の転換について作業を進めているが、彼らの手段は当然のことながら限られている。

## 世界における高速中性子炉

国	炉名	冷却液	MWth	MWe	タイプ <sup>(1)</sup>	燃料	運転開始	停止
米国	EBR1	NaK	1.2	0.2	Loop	U-Zr	1951	1983
米国	EFFBR	Na	200	66	Loop	U-Mo	1966	1972
米国	EBR2	Na	62	20	Pool	U-Mo	1964	-
米国	FFTF	Na	400	-	Loop	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1980	1992
英国	DFR	Na	61	15	Loop	U-Mo	1959	1977
英国	PFR	Na	600	270	Pool	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1975	1994
ロシア	BR5/BR10	Na	5/10	-	Loop	PuO <sub>2</sub> /PuC	1960	-
ロシア	BOR60	Na	60	12	Loop	UO <sub>2</sub> /UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1973	-
ロシア	BOR600	Na	1,470	600	Pool	UO <sub>2</sub> /UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1980	-
カナダ	BN350 <sup>(2)</sup>	Na	700	150	Loop	UO <sub>2</sub> /UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1973	-
仏国	ラプソディ	Na	24/40	-	Loop	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1967	1983
仏国	フェニックス	Na	563	254	Pool	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1974	-
仏国	SPX <sup>(3)</sup>	Na	3,000	1,240	Pool	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1986	-
独国	KNK2	Na	60	21	Loop	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1978	1991
独国	SNR300 <sup>(4)</sup>	Na	730	327	Loop	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	不許可	-
日本	常陽	Na	50/140	-	Loop	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1978	-
日本	もんじゅ	Na	714	280	Loop	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1995	-
インド	FBTR	Na	42	15	Loop	UC-PuC	建設中 <sup>(5)</sup>	-

- (1) Loop: 1次回路のコンポーネント類は独立して組み込まれ、配管によって接続されている。Pool: すべての1次回路は、大型の容器内部にのみ組み込まれている。
- (2) BN350は、海水の塩分除去のため、蒸気をも発生させる。
- (3) スーパーフェニックスは、イタリア及びドイツとの協力によって建設された。
- (4) SNR300は、ベルギー及びオランダとの協力によって建設された。プロジェクトは1991年に恒久的に放棄された。
- (5) インドは、ラプソディにヒントを得て原子炉を建設し、炉心製造のコンセプト化については独立を保つことを望んだ。そのことによって、「炭化物」型の燃料という独創的な選択がもたらされたが、統御することが難しいことが判明

1.5 日本は、高速中性子炉の開発に、遅れて参加したが、非常に積極的である。実験炉「常陽」は、出力50MWthで1978年に運転を開始し、その後数年で140MWthまで増大させた。ドイツの原子炉SNR300と同様に「Loop」型の実証用原形炉である「もんじゅ」は1995年に併入した。12月に2次回路に発生したナトリウムの漏えいにより数ヶ月の停止が余儀なくされた。複数の大出力の原子炉が検討中である。これらのプロジェクト及び実現は、日本固有の背景の中に置かれている。すなわち、エネルギー資源の欠如、先端技術の開発意欲、プルトニウムの燃料サイクル全体を管理したいという願望(再処理、MOXの製造)等。これらの方向付けは日本が同様に、1985年に開始された、長寿命の放射性核種の分離-転換に関するOMEGA計画全般に最も深く関与している国であることを妨げるものではない。新たな意見が、将来の計画における高速中性子炉の位置付けと役割を再定義するために寄せられた。公式的な結論は未だ発表されていない。

## 2. 現在の国際的背景における高速中性子炉

### 長寿命の放射性核種の分離-転換のための計画におけるこれらの位置

2.1 世界における高速中性子炉の進展についてのかかる概観の結論として、以下のことが確認される。50、60或いは70年代を通してすべての原子力大国がこの方法を取るよう40年前に導いた、これらの原子炉が有していると思われる特に魅力的な特徴は、しかしながら、80年代以降、非常に顕著な後退が進行しており、米国、英国及びドイツ等の国々は、かかる開発に終止符を打つか、少なくとも暫定的に中止している。かかる変化の主な理由は以下のような要因に帰せられ得る：

- ・ 世界的エネルギー事情の進展によって、現在は資源が豊富にあるということ、並びに経済的先進国において1次エネルギーの需要は増加していることによって特徴付けられている
- ・ これらの原子炉の運転における様々な技術的問題の出現、これらは一般的には原子炉の安全性に対する影響は及ぼしていないが、長期間にわたって信頼性のある方法での運転能力に対する疑いをもたらす
- ・ 原子力エネルギーの一般的な社会的受容、そして、とりわけプルトニウムの使用に直接的に関連する懸念についての問題

2.2 これらの結論は、高速中性子炉は、少なくとも向こう数十年間は、重要な経済的役割を担い得ないという観念についての十分一般的なコンセンサスとして読み取れる。

2.3 平行して、サイクルの最後に関する解決策、とりわけ長寿命廃棄物の深地層での貯蔵、を社会に受け入れられるようにすることについて多少なりとも直面している難しさは、実際的にすべての国々に、これらの長寿命の放射性核種の分離-転換に関する研究に対する新たな関心を喚起している。

2.4 これらの国々の中で、日本は、1988年以来、この点に関する非常に重要な国家的研究計画を開始した。このOMEGA計画(Options Making Extra Gains from Actinides and fission products)は2つの部分に大別される：

- プルトニウム、アイナアクチニドと非常に寿命の長い核分裂生成物の、乾式または湿式による分離方法の研究
- 軽水炉、高速炉及び加速器による転換の3つの方法の綿密な調査

当該計画の10年単位の期間を通して、実験炉「常陽」は、当然のことながら、同時に、サンプルの照射及びアイナアクチニドを全面的に充填したピンの照射のために使用されている。

原型炉「もんじゅ」は、依然立ち上げの過程にあり、OMEGA計画のこの10年間の段階では貢献するに至っていない。

2.5 他の諸外国において、分離に関する研究作業はサンプル照射によって実施されているが、高速中性子炉内での完全なピンの照射はまだ実施されていない。

### 3. 欧州のEFR計画 1988 - 1993

#### 3.1 歴史

欧州における高速中性子炉(EFR: European Fast Reactor)の歴史は3つの時期に分けられる。第1の時期は、フランス電力公社(EDF)とイタリア電力公社(ENEL)及びドイツ電力公社(RWE)との間の、「スーパーフェニックス」(SPX1及び2)並びにSNR300の共同購入と運用に関する協定の調印によって1973年に始まる。本件は、直接的には関係がないこの時期はEFRを1基だけ共同で建設する決定によって1987年に終了する。

第2の時期は1987年から1993年である。この期間は本来的にはEFRプロジェクトの期間である。この時期は、SPX2及びSNR2のプロジェクトを放棄し、共同の増殖炉EFRに集中するという電気事業者(EFRUG: European Fast Reactor Utilities Group)の決定に始まる。これは、出発時にはフランス、英国及びドイツ連邦共和国によってそれぞれ1/3ずつ出資されるべきものとされた。1988年以降、しかしながら、英国政府は、予定されていた出資の80%を削減し、財政的には、小株主でしかなかった。

EFRの計画策定は1988年に開始された。4つの段階が予定された。うち最初の2つのみが発現された。政府による財政支援も、産業界によるものと同様不足しており、プロジェクトは、第2段階の終わりまでで1993年に中断された。

1994年に始まる第3の時期は、フランスにおける幾つかの業務の維持が強調され、ドイツと英国では極く最小限の研究業務のみが記録される。

### 3.2 開始

1989年2月16日、ボンにおいて調印された協定は、2005年に就役するものとして1基の高速中性子炉の建設を予定している。

5つの条件が提示された：

- EFRは、可能な場合には、あらゆる部分に受動的安全性のシステムを使用すべきものとし、すべての出資国によって認可を取得せねばならないものとする
- 概念設計は、とりわけ蒸気発生器について「頑丈」であるべきものとし、メンテナンス及び補修のためのアクセスを容易ならしめるものでなければならない
- コンセプトは、「柔軟」であることを要する、即ち、炉心の様々なプルトニウムの含有率において運転されることが可能でなければならない；
- 費用及び利用可能性は、2010年頃には、REPのそれと比較し得るものとなっていることを要す
- 各国政府は、それぞれ、プロジェクトを支持し、政府機関によって実施される重要な研究業務によって貢献しなければならない。

計画は、現存する欧州の増殖炉によって得られた経験の解決策を利用すること、及び1500MWeの施設の建設を予定している。産業界は、より小型のモジュラー化されたユニットを製造することに如何なる利益もあてにしてはいない。当該プロジェクトは以下の4つの段階を有する：

- 概念開発(1988-1990)
- 概念の有効性の確認 (1990-1993)
- サイトの選択及び整備 (1993-1997)
- 建設 (1997-2005)

### 3.3 第1段階：概念開発

主要な概念は以下の通り：

#### 炉心

- ・ 軸方向及び半径方向の増殖ブランケットを伴う2領域炉心、2年毎の燃料交換
- ・ 炉心の2つのモデルの評価、すなわち、均質及び軸方向非均質炉心
- ・ 20%を目標とした燃焼度
- ・ 独立した2系統の停止装置

#### 1次回路

- ・ 6基の中間交換器、及び3基の1次ポンプ

## 2次回路

- ・ 6ループ構成

## 崩壊熱除去

- ・ 空気の循環回路内に位置するエア・ナトリウムの6基の熱交換器とナトリウム自然循環による除熱

およそ500名の技術者が、2年間にわたって当該プロジェクトのために作業を進めている。

## 3.4 第2段階

この第2段階の研究は、とりわけ安全性及び経済性についての質問に対するものとする。

炉心の高さは、反応度係数(\*)を最適化するために変更され(当初140cmであったものを100cmに)、このことは、必要とされるナトリウムの量を低減するという利益もあったが、2年毎であった再装荷が、毎年再装荷されることを必要とする不利益も存在した。

費用を低減することを目指した様々な技術的解決策が研究された。最終的費用(業界から提示されたものに依拠して)は、1993年には180億エキュと見積られた。1基当たり13億エキュ削減された。kWhあたりの発電コストは、REPの現行のそれに対応するレベルでなければならない。

## 3.5 研究開発の結果

すべての一連の試験用施設がEFRのために用意された。例えば、フランスにおいては、JESSICA(炉心の出口のサーモカップルの研究)及びMIRSA(アルゴン相についての研究)、これら2つすべてはカダラシュに用意された。

ドイツにあるILONAのエア-ナトリウム交換器、及びRAMONAの1次回路の熱流体力学の有効性を確認した。

炉心内の燃料に関しては、15%の燃焼率(\*)は実験によって実証され、若干のピンは20%に達した。これは予定された20%は難なく達成され得ることを示唆している。

## 3.6 プロジェクトの終了

EFRプロジェクトは、第2段階の終了を以って1993年12月31日に公式に放棄された。その直接的原因は、ドイツ及び英国政府の資金供給の停止であったが、全般的な状況もある時期から望ましくないものとなっていた。

ドイツにおいて、1985年以来中止されていたSNR300の開始は政治的判断によって



1991年まで妨げられてきた。かかる日付において、販売元及びオペレーターは「タオルを投げた」(それは5年来500名の従業員を維持してきた、そして早急な解決策はないのである)。

英国にあっては、PFR(Prototype Fast Reactor = 高速原形炉)が1975年から運転されており、これは1994年に脱落した。政府は、延長を拒否した。

このほか、産業界の出資者(EFRUG)は、スーパーフェニックスの満足の行く運転経験の最良の利用を図ることを希望し、発生した財政上の「穴」を如何にして繕うかを知ることができない限り、プロジェクトの第3段階(建設準備)の開始を2年延期することを希望した。その上、1991年からは、見積られたプロジェクトの費用がN4タイプのREPのその50%から70%上回ることを懸念している。

1992年3月、ドイツ政府は、ドイツの産業界の出資者に対し、これらの出資者が拒否するに違いない、出資のより大きな部分の負担を再開するよう要請した。合意の欠如により、政府出資分は(年間8000万から1億フラン)は従って、中断され、KfK(カールスルーエ)での研究は大幅に削減された。

1992年11月、英国政府は、1993年3月31日を以って彼らの出資を停止する旨を通知してきた。最後に、1993年2月11日、産業界の出資者であるEFRUGは、得られた技術的成果は満足の行くものであったこと、及び各国政府の支援なしのプロジェクト資金調達を断念した旨を表明した。

### 3.7 1993年以降の状況

EFRプロジェクトは1993年末以降放棄されているが、EFRUG(EDF、並びに英国及びドイツの電力業者)とEFRA(EFR連合、即ち、シーメンス、ノバトーム、BNFL及び国立研究所)との間の契約は破棄されていない。当該領域において、依然、多少の共同研究の努力が続けられているが、1993年には250名の技術者を擁していた職員数は、30名を数えるのみとなっている(20名はノバトーム、5名はBNFL、そして5名はKfK)。

日本、ロシア、及びスイスとの協力によるCAPRA計画は、EFRの枠組みにおいて実施されている研究と部分的に類似する。

CAPRAの炉心は、EFRの炉心の強い要求を尊重し、EFRの施設のその他の部分と適合性がある。しかしながら、EFRに予定されている年間最大33日間の停止(80%の設備利用率)を保証するために、CAPRAの炉心の燃料の取扱いを促進する必要がある。

炉心の「可逆性」(プルトニウムの増殖炉、或いは焼却炉)はEFRプロジェクトのある種の目的に通じるものがある。実際、EFRの炉心は、-0.20から+0.15の間で変化することが可能な増殖率を予定している(ゼロは「中立」の炉心に対応する)。CAPRAの炉心に

よって生産される電力のkWhあたりのコストは、しかしながら、不可避免的に、EFRの炉心のそれより数%高くならざるを得ない。

### 3.8 結論

EFRは、確かに、財政的理由によって放棄されたが、しかしとりわけ政治的経済的理由によるものである。90年代の初頭、偶然、OECD内のほとんどの国において(フランスを除く)、多数の政府が新たな原子炉の炉形式の開発に関する研究の財政援助を破棄した。この傾向は、反原子力の動きによってドイツでは増幅された。

経済的観点からは、欧州における電力需要の増加のあらゆる見通しの下方修正、ウラニウム資源の相対的な豊富さ、及び欧州市場における、一時的な電力過剰に留意しなければならない。

## V-PACと材料

### 1. 概論

原子炉の材料の挙動は、常に、その原子炉の安全性及び経済的有効性にとって最も鋭敏な要素である。複数の制約(温度勾配及び熱サイクル、摩擦、化学組成の変化、疲労、そして、勿論中性子の照射による影響)に従って、材料は、原子炉において、挙動、形状及び機械的特性等に大きな変動を被るのである。これらの主要な特性を詳細に知ることは必要なことではあるが、1~2年の使用の後にこれらの特性を予測するのは、およそ十分ではない。ところが、原子炉の機能の臨界点(ホットスポット、被覆管の破断等)、及びとりわけ許容可能なJEPN(\*)数を最終的に決定するのは、しばしば、冶金工学-広義における-なのである。

非常にしばしば何の前触れもない、原子炉の歴史に刻まれた冶金工学的現象の例を以下に挙げる：

- a) グラファイト-ガス炉の被覆管(マグネシウムベース)を通してのプルトニウムの急速拡散。冷却材をプルトニウムで汚染し、「実地」で発見された、かかる拡散は、製造に際して、燃料と被覆管との間に「拡散の障壁」を組み込むことを課した
- b) 照射によるふくらみ、これは、照射に起因して、通常より早い、そして異方性結晶構造の材料の持続的変形によって構成される現象として発見された。この現象は、REPの八角形構造のラッパー管(「ジルコニウム合金」)において発生し、燃料内に方形結晶(UO<sub>2</sub>等)を使用することによって発生を回避することができる。燃焼度の実際的領域において、燃焼度の増加を必要とするのであれば、ジルコニウム合金のふくらみの抑制が懸案となり得る
- c) 膨張(\*), 核分裂ガスの気泡の蓄積による燃料の膨張(\*), 或いは照射に起因する、マイクロキャビティの発生による被覆管または構造材のエレメントの膨張、は冷却材の流路断面積を減少させ、機械的拘束の原因となり、脆化の条件を作りだし、とりわけ地震の際などが懸念される

これらの例は、重大な結果にもかかわらず繊細な現象についての相当な実験による研究努力なくしては、予言することはほぼ不可能であることを示している。このようにa)では、照射は何の役割も果たしておらず、マグネシウム中のプルトニウムの異常に急速な拡散の発生は、予見することを一切許さない(ウランウムの拡散の諸実験は、何等危惧するような特徴を示さない)。b)については、結晶の微細な失陥の成長の条件に依存するこのメカニズムの詳細に関する研究は、現時点では未だ完了していない。c)に関しては、例えば、燃料内のガスの気泡の動きについての諸条件を明確にするための研究、そして更にキャビティ

の原因が、崩壊による照射の欠陥での捕獲の不均衡の結果であることを理解するための相  
 当な研究努力が必要とされる。

従って、とりわけ如何なる計算コードも、一定の運転の後の燃料ピンの状態及び特性を  
 特定するためには十分ではないことは明らかである。原子炉或いは燃料についての他のパ  
 ラメーター(例えば中性子束)には大きな相違が存在する。これらにより、連立微分方程式  
 の体系の力を借りて、貯蔵期間中の放射能の経時変化を、良く知られている(あまり良くは  
 知られていない)一定値の特定と同じくらいに良く(または悪く)、自信を持って計算するこ  
 とができるのである。一連の解は、従って、計算上の誤差しか含まない。原子炉の材料  
 の挙動は、時としてある数値として示されるが(aの場合)、より多くの場合には、予期せぬ、  
 そして恐らくは損害を及ぼし得る進展から回避し得る、システムの化学的、物理的、弾性  
 等の特性に関する変数が不十分にしか知られていない隠れた現象と同様の性格のもの(b及  
 びcの場合)として示される。

この観点から、PACにおける材料の「前工程」に関する研究に与えられる比重は非常に  
 限定されている。かかる指摘は、我々の英国及びドイツのパートナーとの協力が緩んでい  
 るだけに、自らに課されるものである(EDF-RNR覚書95001、27ページ)。

確かに、PACは、重要な「材料」、「RNRの経済性のために不可欠な高い燃焼度、また  
 同様に、制御・安全棒及び燃料集合体の構造材、燃料被覆管材に不可欠な高い燃焼度の把  
 握」の計画を掲げてはいる。しかし、「吸収体の監視」及び「集合体の監視」と呼ばれて  
 いるこの計画は、その要求を、原子炉内(フェニックス及びスーパーフェニックス)に滞在  
 した後の対象の「ホットラボラトリー」での試験に限定している(T22p及びT23pの2枚の  
 カード)。

かかる試験は、勿論不可欠なものであり、この点に関して、Marcoule及びCadaracheの  
 アクティブセルの試験手段の必要な保守-たぶん、ここでは改修のために-、について主張  
 することが必要である。大きな傾向を認めることができるのは、ある種の選択の有効性(酸  
 化の傾向、ペレット(pastille)の製造...)、変形の法則の確立、被覆管の破断の音響診断等  
 についてである。

とりわけ、CAPRA及びSPINが含む未知のもの故に、いずれにせよ不十分であることか  
 らここまでとしておく。何故ならば、あまり理解し得ないことについては、観察するにと  
 どめるべきであるから。これらの未知のものを、以下のように、大きく3つの領域に分類  
 することができる：

#### 1/ CAPRA関連(同様にSPIN関連)

Pu、及びアイナアクチニド酸化物に富む(U,Pu)O<sub>2</sub>燃料に関する主要な熱流体力学の  
 データの全体。機械的特性を考慮に入れない、平衡ダイアグラム、輸送特性、相互拡  
 散、酸化物/被覆管の反応、酸化物/ナトリウムの反応は実質的に未知である。原子炉

をこれらの条件下で実用運転することはあまり考えられない。

## 2/ 大幅に増加した燃焼度についての研究に関して

(PACの第1点：「実用レベルでの発電」、及びPACの第3点：SPIN計画)、材料、またとりわけ被覆管の照射の管理。

我々は、ほぼ完全に未開拓の分野に立ち入るのである。

- ・ 被覆管に関しては、115dpa(\*)<sup>1)</sup>(現行のステールは「評価」されている)まではその挙動を良く理解しており、130dpaまでは(評価中)概ね理解している。200から250に達すると、新たなテーマとして膨張の問題(及び、とりわけそのうちの脆弱化)が生じて来る。かかる挑戦的段階(中心面のステールの方形構造を保持するが、クロームを少なくしてニッケルの濃縮を高め：或いはその上、中心の方形構造、更にはマルテンサイト組織に移行する)においてアイデアがないわけではないが、膨大な研究作業が待たれている(様々な温度における、フェニックス及びスーパーフェニックスでの照射：同時に、加速器及び高解像度の電子顕微鏡)。とりわけ、被覆管が、その膨張する能力について、クリープに対する耐性を失わないことを検証する必要がある。
- ・ 同様に、被覆管の内側表面の数ミクロンのところに核分裂生成物(とりわけ沃素)を大量に置くことの影響、並びにより一般的に被覆管と酸化物(新たな構成の)の反応についての研究すること(間違いなくイオンの埋め込み)は適当であると思われる。
- ・ 鋼製ピン(広範囲の温度変化を伴った照射、及びその結果中心から表面への大きな膨張)及び八角形のダクトに関して、外形の変化の条件について研究し(フェニックス、及びスーパーフェニックスにおいて)、また-試験的シミュレーションによって-理解することが必要であると思われる。
- ・ 吸収材(B4C)は、これまで、明らかにステールや酸化物燃料と比して、はるかに少ししか研究されてこなかった。しかし、照射下で、脆化及びクリープを招く強度の膨張(ヘリウムのレンズ状気泡)がもたらされる。強度の放射にあって如何に保持されるべきか。記述し得ることは、ここでもまた、重要なことであるが、その挙動を理解することが肝要である。基本的特性の研究はCEAによって、複雑な構造で、またあまり知られていない材料について、およそ10年ほど前に開始された。CEAが断念した試みに関しては、それはこれらに回答するために不可欠なものである。
- ・ 燃料に関しては、膨張の問題の他に、酸化物中の蓄積過程における、核分裂生成

<sup>1)</sup> この照射率において、被覆管の膨張は、ある場合には、6%に達するが、とりわけナトリウムの流路を減少させる - そのことはホットスポットの危険が招致され - また重大な脆化をもたらす。

物に関する熱流体力学的特性の多様性(1/を参照)についてシュミレートされる必要がある。数%の最終的濃度(Cs, I, 希土類)は、酸化物燃料の物理・化学的特性を大幅に変えることができる。「模擬照射燃料」の照射以外の実験が予定されねばならない。

- 3/ 他の方法、とりわけ鉛を冷却材として使用する炉形式の開発を望むのであれば、被覆管の照射下における、鉛による腐食の研究のためにスーパーフェニックスを使用することができる。同様に、数本の燃料ピンを照射することを考えることができる。この燃料ピンは2つの同軸被覆管を備え、これらの間に鉛の薄片が挿入されており、これらは当然のことながら、照射の間は液化する。

既に記したように、PACは、そのT22p及びT23pのカードに、材料に関する重要な研究のプロジェクトを組み込んでいる。将来の非増殖炉としてのスーパーフェニックスの固体のエLEMENT(燃料ピン、集合体、制御棒及び安全棒……)の総体を一種の「ブラックボックス」として扱う。これらの特性は、ほぼ全面的に「検証」されているか、あるいはまるで「検証」されていない。これは、そもそも、PACの主要な任務と深く関連しているものである。PACは「保証者」として、既に知られている解決策の産業レベルでの有効性を確認することだけを目指している。

しかしながら、ラプソディ及びフェニックスの開始は、これらに先立って非常に膨大な「前工程」についての研究がなされたこと、そして、これらの原子炉が、材料についてのさしたる問題もなく運転されたことは、もちろん偶然の所産ではない。またスチールの膨張等の予期せぬ現象が発生し得た場合に、十分迅速に対応できたのは、英国及びフランスにおいて積極的になされた基礎研究プログラムによるものである。

同様の手法によって、今日、CAPRAのように野心的なプログラム(炉心構成要素の現在達成されている性能のほぼ2倍の性能を得ることを目指している)の開始は、膨大な基礎研究作業を伴うものでなくてはならない。

固体の熱力学、変形の物理学、腐食、そして最後に放射に関する基礎研究(実験、理論、分子力学……)といったPACに必要な付随的研究は、CEA並びに大学あるいはCNRSによって処理されることが可能である。優秀な専門家集団は、PACとの直接的関係において、これらをなすために依然配置に就いている。PACが彼らとの連携なくして出発したのであれば、これらの研究が、十年単位の将来のある時に、突然必要とされた場合を懸念せざるを得ないところである。

## 2. 高燃焼度の達成

研究計画は、「照射による膨張とクリープを低減することによって、解決が図られねばならない問題」のために、原則的に装荷の前と、取出しの後に冶金工学的試験を予定して

いる。かかる試験は、当然のことながら、必要な措置ではあるが、十分な措置とはいえない。照射の期間を大幅に向上させることを望む場合に発生する、材料に関する問題は（「産業レベルでの発電」のため）、相当なものであり、単に「燃料集合体を監視」することによっては解決されるようなものではない。

被覆管は、現在のところ、115「displacement par atome =原子による置換」(dpa)(\*)までの照射については「検証」されており、八角形のダクトについては100dpaである。魅力的な経済的飛躍は、間違いなく200dpaまで上昇することが必要とされる。ところが現在の検証は、現在使用されている「15-15-Ti」（鉄に15%のニッケル、15%のクローム、それに若干のチタニウム）といった合金類の限界より、そう遠い水準に位置するのではないように思われる。膨張(\*)は、確かにある種の場合には、6%の値に達し、同時に以下のものを同時に招致する：

- ナトリウムの流路断面積の顕著な減少、ホットスポットを生じさせる危険を伴う
- 脆化の傾向、これが高まることによって、衝撃を受けた場合には、被覆管の破断を誘発することともなる（例えば地震に起因する衝撃）

膨張に限定すると（すなわち、核分裂生成物による被覆管内部の腐食などの、その他の問題を無視することとして）、非線形な特性を強調する必要のある現象は、スチールに関する少なからぬ研究プログラムを開始するまでもなく、希望される200dpaは目指すほどの問題ではないことが判明する。

この点に関し：

- フェニックスの使用、この場合には、照射をスーパーフェニックスの温度において実施するために、間違いなく照射用冷却装置が用意されるものとする
- 不活性の径方向ブランケット集合体内にペレット(pastille)または棒、微妙な差異をつけた鉄（とりわけフェライト系の）を充填して、スーパーフェニックスに装荷する
- 「ブランケット」の照射を予定  
劣化ウランウムの中空シリンダーによって、熱中性子炉において良質の高速中性子スペクトルを得ることが可能となり、電子顕微鏡での検査を目的とした、非常に小さなサンプル、あるいは計測用の薄片を照射する
- 原子炉以外のさまざまな装置内で、中性子照射のシミュレーションを実施する（高電圧の電子顕微鏡、陽子ビームあるいは重イオンの……）  
フェニックスのための材料に関する研究の際に大量に行われたのと同様の方法

最初の2つの場合には、試験は「実物大」で行われるものとし、測定は巨視的な状態で

なされるものとする。後の2つの場合には、小型のサンプルについて、運転の良好な利用可能性及び良好な安全性の実現に不可欠な、最も有意なパラメーター（結晶学、合金の成分の役割、欠陥の構造、温度……）の理解し易さに留意するものとする。すなわち、基礎研究の重要な作業は被覆管及び構造材の材料に関して不可欠である。

同様の指摘が、特にPACの第2部に関連する燃料についても認められる。プルトニウム酸化物、とりわけ照射下の、そして核分裂生成物を段階的に形成する混合物のエレメントとしての挙動はどのようなものであろうか？ ラプソディ及びフェニックスの運転開始は、これらに先立って、これらのコンポーネント類及び合金類についての化学及び熱力学、輸送特性、腐食、及び照射の管理についての非常に膨大な研究がなされたのである。相応の努力を払うことなく、燃料の含有量を大幅に変更することは、重大な後悔をもたらすことともなる。



## VI - スーパーフェニックスにおけるアメリシウムの照射

アメリシウムのピンの「単一工程」(\*)による照射の利点を考慮に入れ、実現化、とりわけ材料の分野について慎重に研究すべきである。

まず第1に、ピンの構成物として使用するアメリシウムの合金についての - あるいはセラミックについての - 熱力学特性（平衡ダイアグラム、結晶学、比熱、熱伝導性、被覆管との反応、ナトリウムとの反応……）についての研究を遂行するものとする。

同様に、減速材はどのような方法において、アメリシウムと一体化し得るかについての研究が必要とされる。CaH<sub>2</sub>減速材は、現在のところ、かかる照射に関するある種の予備的計算によると、高温で分離される。アメリシウムピンの近傍に位置するピンに充填されるべきのように思われる。他のもう一つの、高耐熱性の減速材は（酸化ベリリウムあるいはその他のもの？）検討することが可能なのであろうか？

次いで、被覆管を規定しなければならない。安全性を完全に確保した上で大量の放射線量を達成しようとするならば（例えばフェニックスにおいて150dpa(\*)の場合には、およそ10年間径方向のブランケットによって）、多少なりとも予備的試験のために、交換可能な二重被覆、そのうち外側の被覆（「外套」）はナトリウムによって冷却される、を考慮に入れることを要する。いずれにせよ、熱交換は、これらの2つの被覆の間に液体、おそらくは液体金属の存在が必要とされる。

液体金属として鉛を選択した場合には、トリウム炉形式のそれに類似する放射下での、流体鉛による燃料被覆（スチール）の腐食の問題を研究する可能性を与えるものである。被覆は、それ自体としては、その内側の面が鉛によって、また外側の面がナトリウムによって腐食されることとなる（これに反して、燃料の作用によっては影響を受けない）。これらの被覆は定期的に交換されることを要し、燃料を収納する内側の被覆の一時的破損が迅速に検出されることを可能とするような装置類を必要とする。

このような実験は、C.Rubbiaによって提案されたエネルギー増幅装置の予備的研究において有益であるものと思われる。そこでは、主要な特徴の内の一つは、冷却材としての鉛の使用である。このように、両面において一度に前進させることができるような可能性を得ることができる：スーパーフェニックスにおけるマイナアクチニドの効果的な燃焼の実証及び「鉛」による解決策の有効性（あるいは無効であること）の評価。

## VII - 用語解説

### 〔反応度係数〕：

原子炉の反応作用の変数と、燃料温度もしくはボイド（ボイド係数の項を参照）等の重要なある種のパラメーターの変数との関数である。負の係数は、一般的に、原子炉のより大きな安定性を意味する。

### 〔危険係数〕：

放射性物質の放射線学的危険を説明する2つの方法が存在する。混入による潜在的危険は、それに人体がさらされることによって、当該人物に摂取され得る（あるいは吸入）かかる物質の総量である。これに対して、残留危険（または現在）は、深地層への貯蔵の場合のように、廃棄物とかかる人物との間に人工的及び天然のバリエーを介在させた場合に存続する危険を意味する。潜在的危険は、廃棄物の放射線毒性によって計測され、それは廃棄物内に含まれる各放射性核種の放射線毒性の合計である。所与の放射性核種の放射線毒性は、その活性量（単位ベクレルによって示される）及びある種の危険係数（嚥下または吸引）に比例し、シーベルト／ベクレルであらわされる。同係数は、異なる物理的パラメーター（被曝した放射線の性質及びエネルギー）及び生物学的パラメーター（代謝、被曝した組織の感応性……）を考量する。

### 〔ボイド係数〕：

冷却材中（例えばナトリウム）の「ボイド」の出現についての反応度効果である。このボイドは冷却材が部分的に空になること、または沸騰、あるいはさらにガス気泡の混入（例えばアルゴン）によって創出され得る。この係数が正の場合には、「ボイド」の創出は結果として反応度の増加をもたらす。これはスーパーフェニックスの炉心の場合に、発生し得る。

### 〔高速中性子燃焼炉の希釈理論〕：

フェニックスまたはスーパーフェニックス型の高速中性子炉の標準的な集合体は、プルトニウムの含有量が15～20%のウラン・プルトニウム混合酸化物のペレット（pastille）を含む一様なピン群によって構成されている。これに対して、プルトニウムの燃焼は、この含有率をおよそ50%まで増加させること（CAPRA型燃料）を必要とする。プルトニウムの量を制限するために、かかる燃焼可能な素材をペレット（中空）、集合体（不活性ピンが集合体内に存在する状態）及び炉心（不活性集合体が炉心に存在する状態）の各レベルで希釈することにたどり着く。

### 〔dpa〕：

「déplacements par atome」の頭文字。とりわけ高速炉（中性子）からの使用済の固体（例えばステンレス鋼）内では、衝突によって与えられたエネルギーがある一定の値を超した場合にのみ（およそ25eV）、その原子は、自らの位置を移動させられる。移動した原子の数を原子の総数で割った数は、当然のことながら中性子の流出の割合を示しており、

受けた「照射線量」を示すのに都合のよいパラメーターである。このdpa数は、所与の原子炉及び所与の材料に付き、MWjtで示される燃焼度に比例的である。このように、フェニックスのステンレス鋼については、およそ100,000MWjtに対して120dpaである。

〔EVEREST〕：

深地層の粘土層と花崗岩層の中に貯蔵された放射性核種の移動、及び将来のさまざまな時代に流出するものとして放出された量に関する研究の名称である。この研究は、IPSNによって推進され、通常の経年変化及び変質についてのシナリオを考察するものであり、また感度についての研究も含まれている。

〔汚染除去係数〕：

一定量の物質から抽出された部分と抽出されなかった部分（例えば廃棄物中のプルトニウムあるいはマイナアクチニド）の比の測定値

〔膨張〕：

ある固体中の原子に対する個別の衝突（「dpa」を参照）が、他との間に「欠損」（欠損は結晶上の原子の不在を意味する）を創る。一定の条件下で、これらの欠損は、マイクロ・キャビティ（例えば、 $10^5$ の欠損集合について直径10ナノメートル）を形成し得る。これらのキャビティの存在は、当然のことながら総体積、とりわけ円筒状の被覆管の直径を増大させることになる。膨張の名称はこの現象に対して与えられたものである。

〔単一工程での燃焼〕：

転換される物質を含むターゲットを原子炉の炉心に非常に長期にわたって滞在させ、照射の終了時には、ターゲットがリサイクルされずに直接廃棄されることが許可されることが可能なほどまでに、できる限り完全に破壊する方法に依拠した燃焼のモードである。

〔JEPN〕：

「Jour Equivalent a Puissance Nominal=定格出力に換算された運転日数」の頭文字 (EFPD)

〔1991年の法律〕：

1991年12月30日に議会によって採択され可決された、高レベルの長寿命廃棄物の分野に関する研究の方法を規定する法律

〔MELOX〕：

ウランとプルトニウムの酸化物の混合燃料（MOX燃料）を製造する工場で、年間120トンの生産能力を有する。Marcouleに所在。

## 〔「棚ざらし」のプルトニウム〕：

再処理工場において、使用済燃料から化学的に分離されたプルトニウムが原子炉にリサイクルされることができず、したがって酸化物の粉末として「棚の上」に保管されている状態を描写するために使用される用語。かかる状況は、核不拡散の観点から、また技術的理由から、避けられるべきである、すなわち、このプルトニウムの品質は、プルトニウム241の減少に起因してアメリシウム241が蓄積されることによって、時間経過とともに劣化していく（核分裂性同位元素の比率の減少、ガンマ線の放射量の増加）。

## 〔中性子を消費するポイズン〕：

大量に中性子を吸収する物質（ホウ素、ガドリニウム……）を意味し、初期の過度の反応度を補償するために照射の始めに中性子を消費する。照射の過程で反応度が逡減するのに従って消失していくものである。

## 〔核分裂及び捕獲の過程〕：

原子炉において、2つの主要な中性子と原子核との相互作用が存在する。核分裂は原子核が、一般的に短時間で2つの部分に割れる（核分裂生成物）ことから構成され、捕獲は、原子核をその直接上位の同位元素に転換することを意味する。第1の過程にあつては、エネルギーの生産及び使用可能な余剰の中性子が存在する。これは捕獲の場合には存在せず、原子炉内において、核分裂と捕獲の数の比がより高いので、常に「勝者」となる。これは、低速中性子炉と比較した場合の、高速中性子炉の利点の一つである。

## 〔減速比〕：

水冷却炉においての水の量（水は中性子を減速する）と燃料の量の比。この比率を高めることは、プルトニウムを形成する<sup>238</sup>Uによる中性子の捕獲との関係において核分裂を優遇することとなる。したがって、単位電力当たり生産されるプルトニウムの量及びマイナアクチノイドの量はより少ないものとなる。標準的原子炉において、減速比は2である。この値は、いわゆる「減速増加」型の原子炉の場合には3にまで高められる。

## 〔非均質リサイクル〕：

転換される物質は、特別なピンの中に充填される。その含有率は一般的に均質的リサイクルリングの場合より高いものとなる。

## 〔均質的リサイクル〕：

転換される物質は、集合体の全体の中に希釈される。

## 〔SUPERFACT〕：

ネプチニウム及びアメリシウムのサンプルの照射計画の名称であり、同計画はフェニックス炉において実施されている。同計画は2つの部分から構成されている。SUPERFACT1は1986年に開始され、既に終了している。SUPERFACT2は1995年に開始され、実施中。

## 〔未臨界型システム〕：

伝統的な原子炉では増幅率は1以上であり、制御棒の作用またはホウ素を水中に噴射すること（水冷却炉の場合）によってこれを値1に導く（臨界）ことができる。これに反して、未臨界型の原子炉では、増幅率が1未満であり、それ自体では連鎖反応を維持できない。後者は、したがって外部からの中性子の恒常的な放射が保証されることによって、重い物質（例えば鉛）によって形成されているターゲットにおいて生産され、高出力の加速器(1000MeV、10-100mA)によって供給されたプロトンによって衝撃される。

## 〔燃焼度〕：

原子炉での照射の期間中に燃料から取り出された熱エネルギーの量の測定値。燃焼度(TCT)は、MWj/tによってあらわされ得る。すなわち、使用済燃料を形成する重金属(U、Pu) 1トンあたりから取り出される熱エネルギーの量、あるいは分裂した原子のパーセンテージ(%)。核種によらず、1個の原子核の分裂は約200MeVのエネルギーを開放することから、以下の関係が簡単に導かれる：

- 1gの核分裂物質の燃焼はおよそ1MWjをもたらす
- 10,000MWj/tはおよそ燃焼物の1%に相当する

**RAPPORT**  
**DE LA COMMISSION SCIENTIFIQUE**  
**CHARGÉE D'ÉVALUER**  
**LES CAPACITÉS DE SUPERPHÉNIX**  
**COMME OUTIL DE RECHERCHE**

-----

*20 Juin 1996*

# PLAN DU RAPPORT

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

## **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 MWé 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'entraîne 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 (Consumation Accrue de Plутonium 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 minimales, 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 le 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.<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 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 notablement 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 PAC 3.

## 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 américium, 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 américium". 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.<sup>2</sup>

*La Commission recommande qu'un effort prioritaire soit porté sur le chargement en américium 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 fondus et en neutrons thermiques, ce qui permet de fonctionner avec des inventaires réduits (projet de Los Alamos) ;
- avec des sels fondus en neutrons rapides (projet de JAERI au Japon) ;
- avec des combustibles solides, en neutrons rapides et refroidissement au plomb (projet CERN).

<sup>2</sup> 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 américium dans le coeur 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 :

- l'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.*

Un tel élargissement du PAC, où Superphénix pourrait être utilisé pour pallier une éventuelle indisponibilité de Phénix, pourrait entraîner un certain retard dans la mise en place du coeur 3, actuellement programmée vers 2004. Mais il semble d'ores et déjà exclu que l'exploitation de ce coeur 3 puisse apporter en temps utile des éléments d'appréciation aux débats prévus à l'échéance 2006 de la loi de 1991(\*). Dans ces conditions, peut-être vaudrait-il mieux accepter cet éventuel retard, au profit d'une diversification des expériences conduites dans les coeurs actuellement existants.

\*  
\* \*

Notons pour conclure que la Commission a reçu de la Direction des Réacteurs Nucléaires du CEA une lettre, en date du 22 mai 1996, l'informant du fait qu'à la suite des souhaits qui avaient été exprimés lors de son audition de novembre dernier par la Commission et confirmés à l'occasion d'entretiens ultérieurs, elle avait reconsidéré les possibilités d'expérimentation dans Superphénix avec comme objectif un élargissement très volontariste de leur éventail. Certaines des actions mentionnées dans un premier projet de propositions, annexé à cette lettre, semblent aller dans le sens de plusieurs des recommandations exprimées ci-dessus et pourraient être soumises au Conseil scientifique que nous recommandons d'instituer.

Le Président de la Commission



R. Castaing



# 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 environnementalistes. 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  $10^9$  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, américium, 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 21<sup>ème</sup> 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 barillet 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 barillet ont conduit à la décision de supprimer cet organe, ce qui a induit des contraintes et des délais sur les opérations de remplacement du coeur ;
- 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 coeur, 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 III.

#### **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" sur 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 coeur, 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 coeur 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 maintenance 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 permuter des assemblages entre eux et en introduire des neufs, qui ont été placés dans la zone du coeur 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 coeur ;

- 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 consente 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) (a) (b)	NERSA	824 MF/an (1996) 955 MF/an (2001)
Investissements complémentaires aux investissements principaux Coeurs 1 + 2	NERSA	30 MF/an (1995)
Coeur 3	NERSA	1814 MF (dépenses comptables cumulées de 1976 à 1992) non commandé
PAC 1 PAC 2 (fabrication des assemblages acier pour passage à la sous génération)	EDF	De l'ordre de 1250 MF (de 1998 à 2004)
PAC 2 et 3 (c)	0,5 EDF + 0,5 CEA	7 MF/an
Pour mémoire Programme SPIN (transmutation RNR) Programme CAPRA	NERSA	120 MF cumulés de 1995 à 1997
R et D Technologie RNR	0,5 EDF + 0,5 CEA	de 40 MF/an en 1996 à 80 MF/an en 2000
	CEA + EDF (d)	23 MF/an (e)
	CEA + EDF (d)	240 MF/an dont 40 MF en soutien du PAC
	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)
<b>Références :</b>		
(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 coeurs, 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 disposons 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'entraîne 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 coeur 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 prématuré 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 notablement 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 coeur. 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  $^{238}\text{U}$  en  $^{239}\text{Pu}$ . 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 coeur.

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 coeur, l'uranium des couvertures axiales, intégrées aux aiguilles des assemblages du coeur, sera également remplacé par de l'acier. Ce nouveau coeur, 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 déchargement de ce troisième coeur, 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 coeur 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 coeur, fondées sur une démarche dite de dilution(\*) au niveau de l'aiguille, de l'assemblage et du coeur. 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 coeur 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 coeur, 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 coeur 1, deux assemblages à 31% de plutonium, en 2000 deux assemblages à 35% dans le coeur 2, enfin un bloc d'une vingtaine d'assemblages à 40% dans le coeur 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 déchargement 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  $^{129}\text{I}$  ou  $^{135}\text{Cs}$ , 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  $^{129}\text{I}$ ) 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	REP		
Type de réacteur :	N4	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
<b>Chargement :</b>					
Teneur en plutonium (%)	0	0	10	54	2,0
Teneur en U-235 (%)	4,5	3,8	0,25	0,19	3,8
<b>Bilan massique (variation à 5 années après déchargement, en kg/TWhé)</b>					
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
<b>Introduction dans un parc de 60 GWé</b>					
% dans le parc <sup>a)</sup>	100	100	13	24	100
Production AM <sup>b)</sup>	+3,8	+2,9	+5,6	+6,9	+8,2
Production Pu(kg/TWhé)	+29	+21	+17	+0	+0
Inventaire cycle Pu <sup>c)</sup>				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 recycleraient 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 coeur 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 MWé 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 fondus et en neutrons thermiques, ce qui permet de fonctionner avec des inventaires réduits (projet de Los Alamos) ;
- avec des sels fondus 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  $^{233}\text{U}$ , que ses promoteurs présentent comme moins "proliférant" que le plutonium du fait de sa contamination par  $^{232}\text{U}$  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-retraitement, 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 SILOÉ, 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 caloporteur 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 serait 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 coeur 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 coeur 1, au début de 1997, il est prévu d'insérer un assemblage standard de 271 aiguilles, appelé NACRE ;
- dans le coeur 2, deux autres assemblages dits NACRE/CAPRA à 30% en plutonium ;
- dans le coeur 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 américium serait supérieure aux 2% généralement admis pour le recyclage homogène(\*), que l'on place dans le réacteur, en général en périphérie du coeur, pour être irradiées sur de longues durées, indépendamment des opérations de chargement et déchargement du coeur. 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 coeur quelques aiguilles spécialement chargées en américium, 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 coeur 1) et "ACRE-2" dont les chargements seraient prévus respectivement dans le coeur 1 en 1996 et dans le coeur 2 en 1999. Quoi qu'il en soit, il ne s'agit là que d'aiguilles d'un combustible "vieilli" du coeur, contenant une faible proportion d'américium.<sup>3</sup>

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.

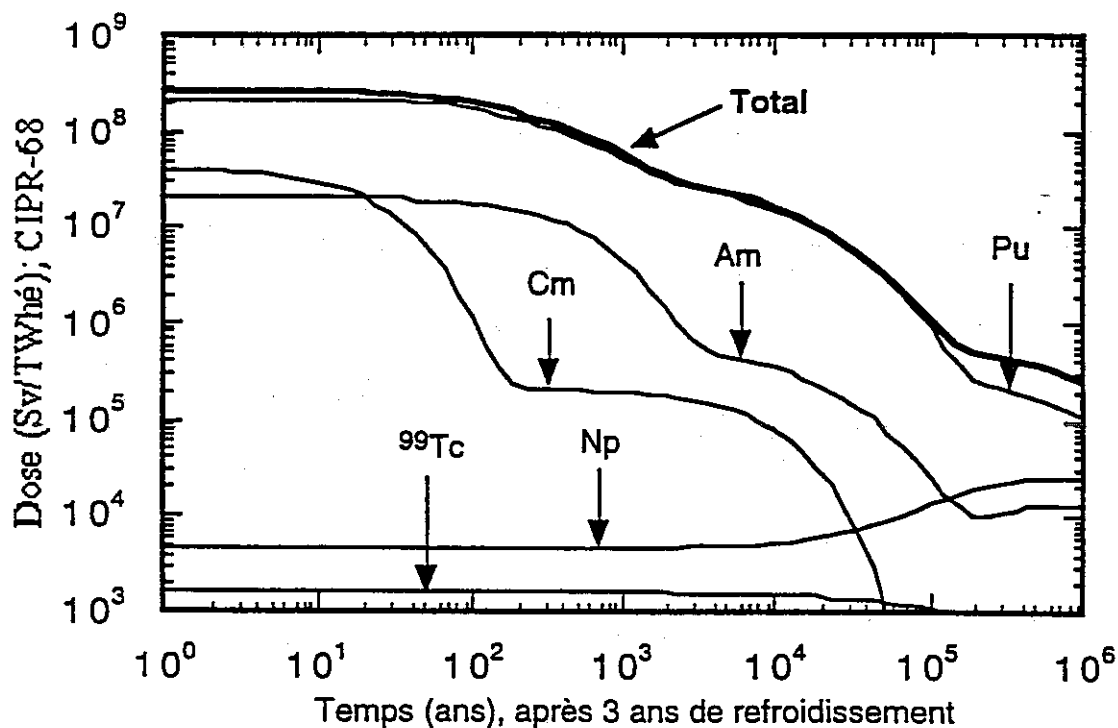
<sup>3</sup> La Commission a pris connaissance, lors de sa réunion du 30 mai 1996, du projet nouveau du CEA d'irradier une aiguille spécialement chargée en américium dans le coeur 2 de Superphénix dès 1999.

## 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  $^{241}\text{Am}$  provient en effet de la décroissance de  $^{241}\text{Pu}$ . 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  $^{241}\text{Am}$ . Ces diverses contributions sont représentées sur la figure ci-dessous.

### Combustible irradié à 33000 MWj/t Contribution de l'inventaire initial au risque potentiel (par ingestion)



(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 une 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 I-----		-----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
<b>Chargement :</b>				
Comb. métal lourd :				
Teneur en <sup>235</sup> 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 <sup>245</sup> Cm (%) (a)	0	1,0	0	0,2
<b>Bilan massique (kg/TWhé) :</b>				
Plutonium	+27,9	-63,1	0	0
Total actinides mineurs	+4,1	-7,6	?	0
<b>Parc de 60 GWé :</b>				
% 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 <sup>245</sup>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 maigreur 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 américium, que quelques irradiations d'aiguilles à faible teneur en américium provenant du coeur 1 et de quelques "éléments riches en américium" 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'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 (voir Annexe VI).

*La Commission recommande qu'un effort prioritaire soit porté sur le chargement en américium 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'École 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 moment 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 aue 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

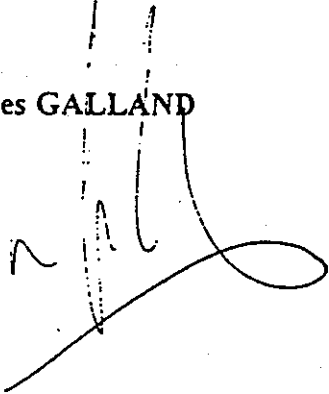
Nous souhaitons pouvoir disposer d'un rapport à la fin du premier semestre de l'année 1996. Le Gouvernement le rendra public. Vous bénéficierez en tant que de besoin, du concours des administrations placées sous notre responsabilité.

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, a l'assurance de nos sentiments les meilleurs

- 4 OCT. 1995

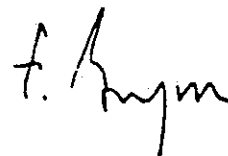
Yves GALLAND



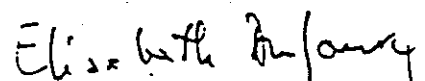
Corinne LEPAGE



François BAYROU



Elisabeth DUFOURCQ



Republique 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 :

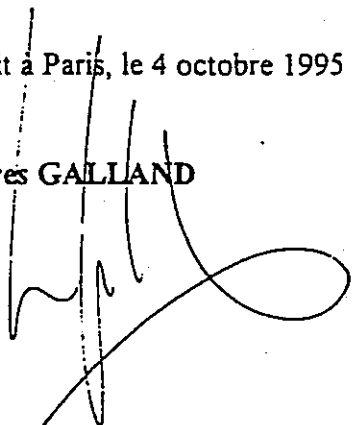
**Président :** Raymond CASTAING

**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

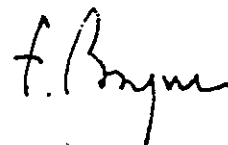
Yves GALLAND



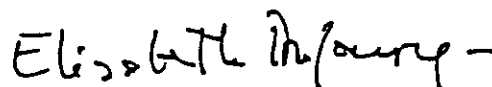
Corinne LEPAGE



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 œuvre.

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 cœurs, les "à côté" 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.

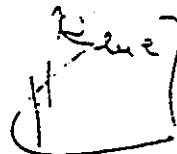
Le travail au sein de cette commission fut très enrichissant tant en raison des sujets abordés que des rapports humains avec ses membres.

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 'R. SENE', enclosed within a simple rectangular outline.

### 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 LECLÈRE, 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 MWé, 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 Dounray 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 coeur fonctionnant en neutrons thermiques. De 1977 à 1991, KNK 2 a été équipé d'un coeur à neutrons rapides.

### Les réacteurs à neutrons rapides dans le monde

Pays	Nom	Caloporteur	MWth	MWé	Type <sup>(1)</sup>	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 <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1980	1992
Gde Bretagne	DFR	Na	61	15	Loop	U-Mo	1959	1977
Gde Bretagne	PFR	Na	600	270	Pool	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1975	1994
Russie	BR 5/BR 10	Na	5 puis 10	-	Loop	PuO <sub>2</sub> /PuC	1960	-
Russie	BOR 60	Na	60	12	Loop	UO <sub>2</sub> /UO <sub>2</sub> PuO <sub>2</sub>	1973	-
Russie	BN 600	Na	1470	600	Pool	UO <sub>2</sub> /UO <sub>2</sub> PuO <sub>2</sub>	1980	-
Kazakhstan	BN 350 <sup>(2)</sup>	Na	700	150	Loop	UO <sub>2</sub> /UO <sub>2</sub> PuO <sub>2</sub>	1973	-
France	Rapsodie	Na	24 puis 40	-	Loop	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1967	1983
France	Phénix	Na	563	254	Pool	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1974	-
France	Superphénix <sup>(3)</sup>	Na	3000	1240	Pool	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1986	-
Allemagne	KNK 2	Na	60	21	Loop	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1978	1991
Allemagne	SNR 300 <sup>(4)</sup>	Na	730	327	Loop	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	Démarrage non autorisé	
Japon	Joyo	Na	50 puis 140	-	Loop	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1978	-
Japon	Monju	Na	714	280	Loop	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	1995	-
Inde	FBTR	Na	42	15	Loop	UC-PuC	en cours <sup>(5)</sup>	

(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 coeur. 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 surgénérateur 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 coeur 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 surgénérateurs européens existants et de construire une installation de 1500 MWé, 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 coeur.*

- deux zones d'enrichissement avec couvertures surgénératrices axiale et radiale, recharge bisannuelle ;
- évaluation de deux modèles de coeur, 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 coeur 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 coeur) 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 coeur, 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, électriciens anglais et allemands) et EFRA (EFR 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 coeur CAPRA respecte les exigences d'un coeur EFR et il est compatible avec le reste de l'installation EFR. Il faudrait cependant accélérer la manutention du combustible du coeur CAPRA pour garantir encore le maximum de 33 jours d'arrêt annuel prévu pour EFR (80% de disponibilité).

La "réversibilité" du coeur (soit surgénérateur, soit consommateur de plutonium) rejoint certains objectifs du projet EFR. En effet, le coeur EFR prévoyait un taux de surgénération pouvant varier de - 0,20 à + 0,15 (0 correspondant à un coeur "neutre"). Le coût du kWh produit par le coeur CAPRA serait cependant nécessairement de quelques pour cent plus élevé que celui du coeur 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  $UO_2$ ), 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<sub>2</sub> 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(\*)<sup>1</sup> (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 (B<sub>4</sub>C) 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.

---

<sup>1</sup> 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 démarrages 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 coeur 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  $\text{CaH}_2$ , 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 béryllium 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 coeur 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 coeur (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 coeur d'un réacteur pendant de très longues durées, de façon à atteindre une destruction la plus complète possible : la 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  $^{238}\text{U}$ , 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 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.

(仮訳)

高等教育・研究省，環境省，産業・電信省

## コミュニケ

政府は1995年10月に科学アカデミー会員カスタン教授を委員長とする「スーパーフェニックスを使用した研究の実現可能性の評価委員会」を設置した。

政府は、所定の期間中にこの重要な仕事を成し遂げた委員会に深く感謝する。

この委員会は仕事を完全に独立して実施し、政府の承認のもとに報告書を公表した。

委員会は特に、1994年7月11日に承認されたスーパーフェニックスを研究・実証のための炉として使用する方針に従い定められた研究(PAC:知識獲得)計画の三つの点について検討した。委員会は同様に1991年12月30日制定の放射性廃棄物に関する法律に定められたスケジュールとの整合性についても検討を行った。最終的に委員会は「スーパーフェニックスで実施される科学的活動の検討諮問委員会」の設置を提言した。

研究の第一の点、高速炉の実用レベルでの発電能力を実証することについて、委員会は「スーパーフェニックスの運転び安全性の向上を最重点に」実施することを提言した。

研究の第二の点、原子炉のプルトニウムの消費炉及び増殖炉としてのフレキシブルな能力について、委員会はスーパーフェニックスでのプルトニウム消費のみに限定せず、この放射性物質の他の方法での燃焼に関する研究も実施すべきことを提言した。

研究の第三の点、高速炉でのマイナーアクチニド（核物質の燃焼の副産物）の消滅の可能性の評価について、委員会は1994年に作成された研究計画を拡大し、特にアメリカシウムの核変換による消滅の研究を拡充するよう提言した。委員会は、1991年12月30日制定の放射性廃棄物に関する法律で定められた2006年に、特に、分離・核種変換について得られた結

果をまとめて方針を国会に提案するため、相当な成果をそれまでに得る必要性を強調している。

政府はカスタン教授を委員長とする委員会がスーパーフェニックスに関してまとめた結論を基本的に採用する。

政府は高速炉スーパーフェニックスが、実用規模の原型炉であることに加え、高速中性子源として、特に1991年12月30日制定の法律の下で2006年までに実施すべき研究のために、幅広い科学的意義を有すると考える。

このような状況の中で、政府は原子炉の安全な運転に絶対的なプライオリティーを置く。

研究計画を改訂し、フォローアップするための科学的諮問委員会を置くものとする。この諮問委員会は（カスタン）委員会の提言に基づき1996年9月末に設置する。

以上

## COMMUNIQUE

Le Gouvernement a mis en place en octobre 1995 une Commission "chargée d'évaluer la possibilité réelle de faire de la recherche avec Superphénix", sous la présidence du Professeur CASTAING, membre de l'Académie des Sciences.

Le Gouvernement remercie chaleureusement la Commission pour son important travail, accompli dans les délais impartis.

La Commission a mené ses travaux en toute indépendance et vient de rendre public son rapport, conformément aux engagements du Gouvernement.

La Commission a particulièrement étudié les trois volets du Programme d'acquisition des connaissances (PAC) mis en place à la suite de l'autorisation du 11 juillet 1994 de remise en marche de Superphénix comme réacteur de recherche et de démonstration. Elle a également examiné sa compatibilité avec le calendrier de recherche établi par la loi du 30 décembre 1991, relative aux déchets radioactifs. Elle a enfin recommandé la création d'un "Conseil scientifique chargé d'examiner l'activité scientifique menée à Superphénix".

S'agissant du premier volet, dont l'objectif est de démontrer la capacité d'un réacteur à neutrons rapides à produire de l'électricité à un niveau industriel, la Commission recommande que les travaux visent "prioritairement à améliorer le fonctionnement et la sûreté du réacteur Superphénix".

Pour le deuxième volet concernant la capacité des réacteurs à neutrons rapides à fonctionner de manière flexible en consommateur ou générateur de plutonium, la Commission recommande de ne pas se limiter aux études menées à partir de Superphénix pour ce qui concerne la consommation de plutonium, et d'étudier en conséquence d'autres modalités d'incinération de cette substance radioactive.

En ce qui concerne le troisième volet, destiné à évaluer les possibilités des réacteurs à neutrons rapides à détruire des actinides mineurs (sous-produits issus de la combustion des matières nucléaires), la Commission propose que le programme de recherches mis au point en 1994 soit élargi et anticipé, en particulier pour mieux étudier l'incinération par transmutation de l'américium. Elle insiste sur l'intérêt d'obtenir des résultats significatifs pour 2006, échéance prévue par la loi de 1991 relative aux déchets radioactifs, pour proposer au Parlement une stratégie intégrant notamment les résultats obtenus en matière de séparation-transmutation.

Le Gouvernement reprend à son compte l'essentiel des conclusions formulées par la Commission présidée par le Professeur CASTAING en ce qui concerne Superphénix.

Le Gouvernement considère que, au-delà de la qualification industrielle d'un prototype de réacteur à neutrons rapides, Superphénix présente un intérêt scientifique de portée plus générale, en tant que source importante de neutrons rapides, notamment au regard des recherches à effectuer d'ici 2006 dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991.

Dans ce contexte, le Gouvernement accorde une priorité absolue à la sûreté du fonctionnement du réacteur.

Il entend en outre s'entourer d'un Conseil scientifique chargé de mettre à jour et de suivre le programme de recherche. Ce Conseil sera mis en place conformément aux recommandations de la Commission d'ici à la fin du mois de septembre 1996.

スーパーフェニックスの能力評価のための諮問科学委員会  
報告書の概要

動力炉開発推進本部  
技術開発室

1994年7月 設置許可政令

SPXの役割：  
安全性及び知識獲得を最優先とし、研究及び実証のための炉とする

知識獲得計画 (PAC)：

PAC1：高速炉の実用レベルでの発電能力の実証  
PAC2：Puの燃焼炉として的高速炉の機能評価  
PAC3：長寿命放射性廃棄物の処理の可能性の研究

1991年12月 放射性廃棄物管理の研究に関する法律

廃棄物中の長寿命放射性元素の分離及び消滅を可能とする方策の研究  
政府は2006年までにこれらの研究に関する包括的報告書を国会に提出する (含処分センター関連法案)

(知見獲得計画の概要は添付図参照)

スーパーフェニックスの能力評価のための諮問科学委員会

設置許可政令で与えられたスーパーフェニックスの役割及び知見獲得計画が実現可能かを評価する

1995年10月 産業大臣、環境大臣、  
教育・研究大臣により任命

主な評価・勧告	<p><u>全 般</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>機能性と安全性を優先したPAC1の範囲で作業を進めること 技術向上、経済性向上の研究を進めること</li> <li>PAC2、PAC3は安全性に重大な影響を与えないこと</li> <li>高速炉の実用化は2050年より先になるとの想定は、妥当性を有していると判断される。従って時期早尚な技術の選択を優先課題とはしない。</li> <li>各種材料に関する基礎研究を重視すること</li> <li>PAC3は2006年以前に有効な知見を得ることを優先する</li> <li>SPXでの科学技術活動を評価する科学技術評議会を設置すること</li> <li>研究全体について、海外の積極的参加をはかること</li> <li>SPXでの研究成果の普遍化を重視すること</li> </ol>	<p><u>PAC2</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>CAPRA燃料の性能実証よりも広い範囲に役割を拡大する 高速炉へのリサイクル以外の方法も考慮する SPXの照射炉としての役割拡大</li> <li>PAC2の緊急性は、PAC3のそれより低い</li> <li>CAPRA燃料の装荷等については、その安全性を事前に実証すること</li> </ol>
	<p><u>PAC1</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>許容可能な範囲内の費用でPAC1の知識を得ることができる</li> <li>ある時点で、ナトリウム炉型選択をレビューする</li> <li>他の型式の原子炉の開発に有効な知識の獲得をはかる</li> </ol>	<p><u>PAC3</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>炉心2へのアメリカウム燃料ピン装荷のために優先的努力を払うこと (2006年までに有意義な結果を得るため)</li> </ol>
	<p><u>報告書公表に当たっての政府コミュニケ</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>委員会の結論を尊重する</li> <li>2006年までに実施すべき研究への、SPXの高速中性子源としてのインパクトを考慮する</li> <li>科学技術評議会は1996年9月末までに設立する</li> </ol>	



# スーパーフェニックスの研究計画

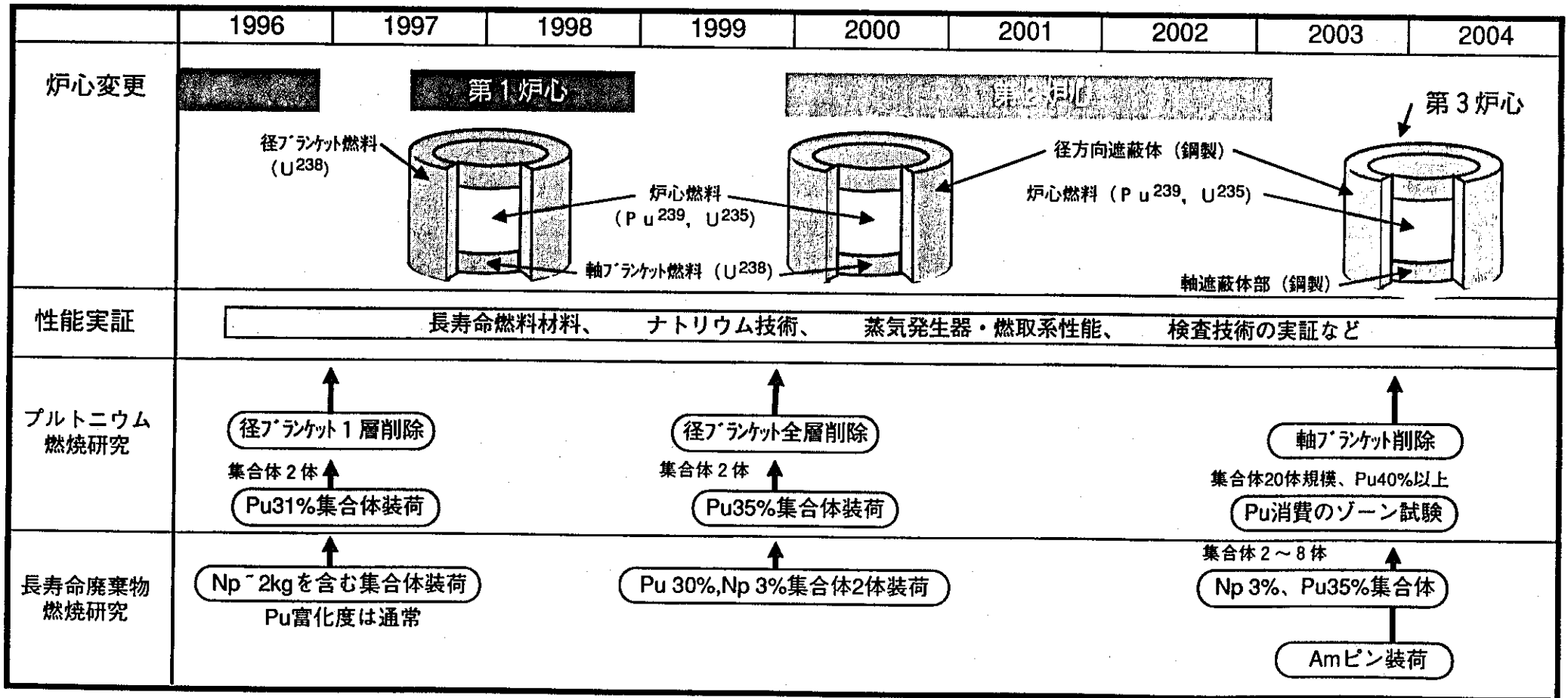
1996年3月

研究の目的

産業規模の高速増殖炉の性能実証

プルトニウム燃焼研究

長寿命放射性廃棄物の燃焼研究



## スーパーフェニックスの経緯

1976年	着工
1985年 9月	初臨界達成
1986年12月	100%出力達成
1987年 3月	炉外燃料貯蔵槽よりナトリウム漏えい、運転停止
1989年 1月	運転再開
1990年 7月	送電系への落雷により自動停止 同時期に1次系への空気混入発生
1990年12月	豪雪によりタービン建屋の屋根が部分損壊
1992年 6月	原子力施設安全局報告書提出
1992年 6月	ベレゴボア仏首相声明（運転再開延期）
1992年10月	設置者が運転再開の許可申請書提出
1992年12月	廃棄物の燃焼及びこれにスーパーフェニックスが貢献できる条件に 関する報告書（キュリアン・レポート）の提出
1993年 3月	スーパーフェニックスの安全性に関する公聴会開催
1993年 5月	産業相・環境相のコミュニケ発表
1993年 6月	公聴会終了
1993年 9月	公聴会報告書提出・公開
1994年 1月	原子力施設安全局報告書提出・公開
1994年 2月	スーパーフェニックスの目的に関する首相府コミュニケ発表
1994年 4月	ナトリウム火災対策強化工事終了 管理委員会が研究計画を提案
1994年 7月	スーパーフェニックスの設置許可政令（11日）
1994年 8月	スーパーフェニックスの運転許可発給（3日）
1994年 8月	起動、臨界（8月4日 12時19分）
1994年 9月	設置者のコミュニケ、中間熱交換器1基で軽微なアルゴンガス漏洩
1994年11月	原子力施設安全局が30%までの出力運転を許可（7日）
1994年11月	蒸気発生器外側の蒸気供給部から蒸気漏えい（16日）
1994年12月	再起動（7日） 送電網への試験併入（22日、48時間）
1994年12月	試験結果の分析（中間熱交換器のアルゴンガス漏えい含）等のため 停止（25日）
1995年 7月	原子力施設安全局が中間熱交換器修理作業を許可（25日）

- 1995年 8月 中間熱交換器修理完了 (7日)  
原子力施設安全局が運転再開を許可 (22日)  
再起動作業開始 (22日)、臨界 (23日)
- 1995年 9月 2次主循環ポンプ制御回路故障により原子炉自動停止 (4日)  
原子炉起動許可 (25日)  
原子炉起動 (26日)
- 1995年10月 蒸気発生器出口ヘッダから蒸気漏えい、運転停止 (23日)
- 1995年12月 蒸気発生器修理後の原子炉起動許可 (20日)、臨界 (22日)  
送電網への併入 (B:30日、A:31日)
- 1996年2月 安全当局が出力60%までの運転を許可 (2日)  
出力40%での炉物理試験 (3日～9日の間の数日間)  
出力50%での各種試験及び運転
- 1996年5月 制御棒交換等のため計画停止 (3日)
- 1996年6月 スーパーフェニックスの能力評価のための諮問科学委員会報告書  
(20日)
- 1996年7月 60%出力までの起動許可 (18日)  
臨界 (19日)