総 説

[23] フランスにおける高速炉開発の現状

安 成 弘*, 野 本 昭 二**

Present Status of the Development of Fast Reactors in France

By Shigehiro AN and Shoji NOMOTO

Fast reactors in France are being developed by cooperation between CEA and EURATOM.

This report describes the present status of the development of fast reactors in France. The following points are emphasized:

- In chapter I: Importance of the fast reactor program in the French electric power program.
- In chapter II: Organization and management of the French fast reactor project.
- In chapter III: Process of past development of the RAPSODIE, and the main results of its mock-up test.
- In chapter IV: Future fast reactor program ("Filière Réacteurs Rapides"); Studies for a prototype reactor (PHENIX) and a 1,000 MWe power reactor; experiments with the zero power reactor MASURCA and the fast neutron source reactor HARMONIE.

序

筆者らは時を同じくしてフランス原子力庁 Cadarache 研究所の高速炉プロジェクトの中にあつて、つづきにフランスの高速炉開発の現状を調べる機会をもった。滞在中多くの第一線の研究者と討論して研究の現状を知ることができた。この間に得られた知識をまとめておくことは、現在日本でも高速炉計画が国の方針として軌道に乗ろうとしている時、なんらかの形で参考になることと思われる。以下フランスにおける高速炉計画の現状をⅠ.開発の目標、Ⅱ.開発の体制、Ⅲ. RAPSODIE 計画、Ⅳ.高速炉フィリエールの諸項目について概説紹介したい。

Ⅰ. 高速炉開発の目標

1. フランスにおける電力計画と原子力発電

この問題は、Electricité de France や Commission Consultative pour la Production d'Energie Nucléaire (内閣に直属の委員会である)等によって検討されてきた⁽¹⁾⁽²⁾。毎年の電力生産量の推移は簡単ではあるが、十分現実性のある指数関数によって与えられるとしている。倍加時間は現在のデータから推測して大体10年が妥当であり、電力の絶対量は1985年で450 TWh 程度

を予測している。

原子力発電の経済性の評価は、ガス-黒鉛炉については、EDF-3の経験にもとづいて、第1表のような評価を行なっている。重水天然ウラン炉については、

第1表 ガス-黒鉛炉の経済性

	1965~70	1970 ~75	1975 ~80	1980 ~85
資本費 (F/kW)	1,200	1,000	880	785
運転費 (F/kW・年)	30	27	25	23
燃料費 (C/kWh)	1.2	0.95	0.75	0.60
原子力と在来型の 資本費の比	1.75	1.55	1.4	1.3
原子力と在来型の 燃料費の比	0.5	0.4	0.3	0.25
パワーコスト (C/kWh)	(20年) [†] 3.73 (30年) 3.44	3.10 2.86	2.66 2.45	2.32 2.13
在来型のパワー コスト	3.73	3.56	3.47	3.28

F: フラン, C: サンチーム, 1F=100C≒73円

[†] 償却期間

* 東京大学 工学部原子力工学科 (Univ. of Tokyo), 1964年12月より1965年9月まで Cadarache 研究所に滞在。

** 日本原子力研究所高速炉物理研究室 (Japan At. Energy Res. Inst.), 1964年10月より1966年3月まで Cadarache 研究所に滞在予定。

黒鉛炉より経済的になると考えるのが正当であるとしているが、詳細は、EL-4 (70 MWe, 原型炉) の経験を待つ必要がある。高速炉に関しては、技術的、経済的不明確さの大きいため、評価を行なうことは困難であるが、この炉型は、ウラン資源の点からみて、明白な利点を持っている。

2. 原子力発電計画の概要と高速炉の役割⁽²⁾

フランスの原子力発電の概要は、現在の時点においてはガス・黒鉛炉を利用し、つぎに短期間ではあるが、天然ウランのよりよい利用のため、重水炉を考えており、最終的には高速炉による発電を計画している。各炉型が、時間的にどのような役割を演ずるかを予測することは大変困難な仕事であるが、一応、つぎのような仮定のもとに、2000年までの予想がなされている。

- (1) 天然ウラン-プルトニウムのサイクルのみを考える(プルトニウムを外部から持ち込まない)。
- (2) 熱中性子炉に関しては、黒鉛炉のみによるか、ある時点から重水炉のみを建設する(1970~1980年の間で、重水炉の技術的進歩によって可能となる)。
- (3) 高速炉に対しては、既存の熱中性子炉および高速炉により作られたプルトニウムのすべてを供給する。
- (4) 1982年以後は、高速炉により作られるエネルギーが他の炉型式によるものより安いと仮定する。

ここでは、最も可能性が高いと考えられる標準的の場合に対してのみ、結果の図を示すことにする。第1図は、熱中性子炉として黒鉛炉のみを利用する場合と、1979年後は重水炉のみを建造する場合を示している。第2図は、各炉型によるプルトニウムの毎年の生産量を示している。高速炉の導入の1982年において、熱中性子炉により作られたプルトニウムは約23tに達する。これは数年の間、新しい発電所を高速炉のみによって作りうることを示している。しかし、プルトニ

第1図 供給発電量

第2図 プルトニウムの年間生産量

ウムが消費されると、新しい熱中性子炉の建設が必要となる。第3図は、天然ウランの蓄積消費量を示している。これらの図から、高速炉の重要性が十分認識できる。

第3図 ウラン蓄積消費量

Ⅱ. 開発体制

1. 組織

フランスの高速炉計画は、CEA(フランス原子力庁)とEURATOMとの協力のもとに行なわれている。現在、日本においても、高速炉開発のために国際協力の重要性が十分認められ、真剣に検討されているので、EURATOMとの関係をも含めて、組織を紹介しよう。

最上部に、CEA および EURATOM から、4 人ずつ委員が出ている管理委員会がある。この委員会には、技術的顧問として、CEA から、高速炉プロジェクトの代表である Vendryès 氏と EURATOM からの 1 名が出席する(議決権はない)。座長は、毎年、CEA および EURATOM から交替で選出される。この管理委員会は、1 年に 4 回会合を行ない、過去 3 か月間の経過報告、将来の計画、予算*等の審議を行なう。また、EURATOM はドイツ、イタリアとも協力を行っている。したがって、その間の連絡が取られることが重要であるが、そのためには、連絡委員会があって、1 年に 2 回くらい情報交換や調整を行なっている。

つぎに、CEA 内の組織について述べよう。高速炉プロジェクトの長は、上述したように Vendryès 氏であるが、彼は D.R.P. (Département des Recherches Physiques, 物理研究部)の長でもある。したがって、D.R.P. が高速炉プロジェクトの中核的存在であるといえる。もちろん、当プロジェクトには、他の多くの部が程度の差はあれ関係していることはいうまでもない。D.R.P. は 1960 年 9 月現在、液体金属部(25名)、高速炉研究部(84名)、原子炉運転部(53名)、高速中性子臨界実験部(40名)の各部と人員数(エンジニアとテクニシャンを含む)を持っている。

D.R.P. 以外で当プロジェクトに密接に関係しているのは、Département de Plutonium, Département de Métallurgie, Département de Chimie 等である。建設は Département de Construction des piles によりメーカーとの協力で行なわれている。

なお、一言付け加えておかねばならないのは、高速炉関係の組織は、現在発展の再編成中で、近い将来大幅に変更されるものと思われる。その第 1 の理由は、PHENIX プロジェクトが正式にスタートしたためである。パリに新しくフィリエール計画のため、CEA と EDF その他の会社間の調整を行なうためのセンターが設置される予定である。

2. 運営

フランスの高速炉プロジェクトは、どのようにして計画され管理されているのであろうか。筆者はこのことに非常に興味をもった。というのは、当プロジェクトは極めて整然と、しかもダイナミックに行なわれているからである。

一口にいえば、PERT の方式により計画、管理されている。PERT は IBM のコードで、大規模の研究開発プロジェクトをよりよくコントロールするため計

画、再計画等を行なうものである。しかし、Cadarahe では計算機にはかけないで、PERT 方式によりフローチャートを作り、計画、運営を行なっている。フローチャート作製に当って第 1 に大切なことは、各作業の相関性、前後関係をはっきりと把握することである。まず、各グループの長の会合で一般的方向づけがなされる。グループ長はグループ内で討議を行ない、必要な資料(時間、人員等)を提出する。これらの資料にもとづいてフローチャートが作製されるが、完成されたチャート上では、各作業の相関性、開始および完成予定時期 Critical path** 等が一目瞭然に画かれてある。チャートは炉心設計、制御、機械設計等の各部門に対してそれぞれ作られ、絶えず作業経過が報告され、それに従って修正、すなわち再計画が行なわれる。

3. 開発の方向

以上のような組織と運営に加えて、EURATOM からの十分な予算と人員の支援があって Cadarahe における高速炉プロジェクトは実に強力にその開発が進められている。開発の大きな方向としては RAPSODIE 計画と“Filière”と呼ばれる将来計画の 2 つがある。RAPSODIE は現在までの計画の中で大きな根幹をなしてきたものである。現在は基礎研究が一段落したところで、主体は原子炉運転部に移り、始動実験および運転計画の準備が進められている。

将来計画は 1,000 MWe 発電炉を最終目標に PHENIX, MASURCA HARMONIE と後述する一連の計画が進められている。この 2 つの計画は決して切り離れた別のものではない。以下この 2 つの計画についてその概略を述べる。

Ⅲ. RAPSODIE 計画^{(7)~(15)}

1. RAPSODIE 開発の位置

各国における高速炉計画と比較して RAPSODIE 計画の位置を著者の 1 人は以前技術史的に意義づけたこと⁽¹⁵⁾がある。RAPSODIE の開発上での価値は今なお数年前と少しも変わっていない。形状、温度、流体的に実際の炉心の諸条件を模擬した実物大炉心模型試験および諸機器の開発・耐久試験の遂行によって RAPSODIE は十分な技術的裏付けをもって建設が進められており、モックアップ装置は一部改造されて PHENIX

* 100,000 \$ 以下のものは、Vendryès 氏が自由に処理できるが、それ以上の場合には委員会に出さねばならない。

** 最も長時間を要する作業経路で、この経路上ではいかなる作業遅延も最終完成予定に影響を与える。

等実用級の試験に供せられ、さらに進んだ価値を担おうとしている。

RAPSODIE の概略については日本でもすでによく知られていると思うので、一般的説明は省き、Na のモックアップ試験について説明を限り、最近の問題や試験結果から得られた主な成果について特記することにする。

2. 模型試験よりの主な結論

RAPSODIE の開発計画は、当初 Na の技術的開発を基礎にしてでき上がったといっても決して過言ではない。これは重要な技術的問題の解決がすべて Na と関連のある部分に注がれたことをみても明らかである。

特記して興味のあるのは、原子炉停止時の炉容器内各部の熱衝撃による影響についてである。RAPSODIE の炉心 Na 入口温度および出口温度はそれぞれ設計値として 450°C , 540°C (温度差 $\Delta T = 90^{\circ}\text{C}$) がとられている。停止に伴い 450°C の Na 流が炉心および容器内各部に熱衝撃を与えることになる。この模擬試験は 2~3 sec に $\Delta T = 150^{\circ}\text{C}$ を与えて模擬的に行なわれた。検出には 250 個の熱電対と 150 個のストレングージが用いられ、出力データはデータプロセスマシンによりデジタルに読み取られ、結果はアナログ計算機によってグラフ化された。ストレングージは約 400°C 近辺からその特性が劣化するので、ストレングージを開発して問題を調べ直すことが指摘された。したがって、試験は 400°C 以下で行なわれている。

ここ数年来実施されてきた実物大試験および機器耐久試験を集約して、以下のような主な改造点が指摘された。

(1) 原子炉容器関係

容器支持法 従来の設計では、原子炉容器は位置補正装置付の 5 本の支柱によって下部基礎から支持固定されていた。柱自体の歪、膨脹に伴う制御棒位置補償の困難性により、新しい設計では上部基礎から容器全体を吊り下げる方式に変更された。

再臨界防止装置 以前は容器下部の Na 流入部にコマ状の再臨界防止装置がついていたがこれが廃止され、流入部は普通の形に修正された。この理由は RAPSODIE 燃料に酸化燃料が採用されるに至り金属燃料のような炉心溶融事故が起らないと考えられたためである。

流量調節オリフィス Na 冷却材の流れを出力分布の型に合わせるため燃料アセンブリの下方にオリフィスがあったが、高出力運転後は高放射能のためこの寸法調節が不可能となるので、炉心上部で変えられるよ

う変更された。

水力学的炉心カバー アメリカの EBR-I がいわゆるホールダウンプレートなる上部よりの炉心燃料棒固定板によって、燃料彎曲を起し炉心溶融事故を起したことは苦い経験としてよく知られている。RAPSODIE ではこの考えを捨て、水力学的炉心カバーと称して炉心上部とはギャップをおいてカバープレートを設けている。この理由は、カバーのない場合には出口 Na の上部への直接吹上げによる自由 Na 表面の攪乱と付随して誘発するであろう炉露出現象を防げることである。また、万一燃料アセンブリが外ずれても、この位置で止めることができることなどで、逆にこのプレートを利用して熱電対を設けて燃料アセンブリ内の異常温度を検出できるように考えられている。

Ar ガス漏洩防止装置 上部回転部と固定蓋との間隙からの Ar ガス逸出防止については、当初の設計はその間隙に Sn-Bi 合金 (融点 145°C) が加熱されて、液体金属として存在して Ar ガスの漏洩通路を遮断するとともに、回転ブラグの回転を自由に行っている。RAPSODIE では、さらに Ar ガス圧により自動的に封じる特別の第 2 次気密装置を追加設計している。この装置がないと、Sn-Bi 合金が空気で酸化汚染されてこのため気密が思わしくなくなるためである。この種の工夫は Na 冷却高速炉として意外に重要な点の 1 つである。

(2) 燃料取替え機構関係

燃料取替え用孔と蓋間の気密性 燃料の装填および取外しには、まずこの蓋を回転ブラグより除かねばならないが、2~3 回取外しを行なうと酸化による表面の汚染によって気密性を保つことが難しくなる (試験中酸化汚染カスが実に約 2 cm にも達することが発見された)。F.P. ガスや Na 蒸気の吹上げを防ぐため、ブラグ表面に気密を保つ諸工夫が採用されている。

燃料の Ar ガス冷却 燃料取替え時、燃料は高温 (アセンブリ当り約 1~2 kW, 約 500°C ~ 600°C 以上) に達するので、F.P. ガスによる破裂および熱衝撃による破損を避けるため、ガイドチューブ内に燃料引込み後 Ar ガスを流出して燃料を冷却しなければならない。従来マガジン中の燃料の頭を掴む装置と冷却用 Ar ガスの供給とは、機械的に連動されて取替え時毎回その都度ガスが流入する仕掛けであったが、複雑で動作が思わしくないので、Ar ガスが常時吹き込むように改造・簡単化した。

(3) 機械ポンプ

上部気密装置 ポンプ上部の Na と Ar ガスとは、

黒鉛とステライト部およびその上のベアリングによって分離されている。双方の接合部には油が注入される。この油が Na 中に入り込まないための工夫が幾重にも施こされており、油の量の変動を検出して警報が動作するようになっている。また摩耗した黒鉛が Na 中に入り込むと、燃料被覆管ステンレス鋼表面に附着して被覆管の強度を変えたり、反応度を増加させる傾向にあるので厳重にモニタされる。

下部ベアリング Na ポンプの回転は遅いので、いわゆる粘性に乏しく、従来の高速回転軸受のような油の原理は使えない。したがって、ハイドロスタティックベアリング方式にして、Na が軸孔より噴出して軸受に対して浮いている方式にされた。下部ベアリングの表面はステライト(厚さ約 1mm)になっており、軸径も大きく選ばれた。

以上が RAPSODIE の実物大試験および耐久試験よりの主な結論であるが、担当責任者から聞いたつぎのことをつけ加えておこう。

さきに述べた燃料取扱い機構の動作不良が発見されたのは、実に 1 週間の連続試験に 85 回まで好成績をおさめて大体良好であると判断していた矢先の、86 回目に燃料を掴むことができなかった。これは実際の原子炉においては、炉心内に燃料棒を落す重大事故に対応することになり、Na 中での機器の動作試験にはよほど念を入れなければならぬという反省とともに、設計を簡単化せよという Na 機器の設計原理を思い知らされたとのことである。また、Na の予備加熱の順番はすこぶる重要な因子で、誤るとバルブローを破損させる結果になる。当事者らは試験中の経験を通して、現在 Cadarache での Na 技術は Na を水と同様に扱っているという自信をもっている。この経験は将来へ大きく生かされるであろう。なお、試験中目立った事故は発生しなかったこともつけ加えておこう。

また、RAPSODIE は 1967 年 1 月に臨界が予定されており、その主要目的の 1 つは、高速炉燃料の照射実験に使用することである。1967 年から 68 年、69 年にわたって、PHENIX の燃料、被覆材料はじめ各種材料の照射に使用される。

IV. 高速炉フィリエール*

本章では、高速炉フィリエールに関係するいくつかの問題について紹介する。高速炉フィリエールは、1982 年に 1,000 MWe 発電所の運転開始を目標として展開されており、原型炉 PHENIX プロジェクト(1972 年 6 月臨界目標)および RAPSODIE, HARMONIE,

MASURCA による実験プロジェクトを含んでいる。

1. 1,000 MWe 発電炉⁽¹⁶⁾⁽¹⁹⁾

1,000 MWe 発電炉についての、いままで行なわれた最も新しい最も完備した設計例は、1,000F^{(3)**} についてのものである。もちろん、予備段階ではあるが、原子炉建屋、事故解析までも含めて広範な検討を行なっている。しかし、1,000F はすでに古く、現在は 1,000G の設計に移っており、炉心核設計が一応終わった段階である。それゆえ、本稿では 1,000G⁽⁴⁾⁽⁵⁾ について紹介し、それに関係した問題について述べることにする。その炉心部主要特性を第 2 表に示す。

第 2 表 1,000G の炉心主要特性

燃料ビン

燃料ペレット: $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$, 理論密度の 75%, 直径 6 mm
被覆: ステンレス鋼 316, らせん状フィンを有す, 厚さ 0.35 mm
燃料部の長さ: 1,000 mm, 枝分裂ガスプレナム 730 mm
被覆高温点温度: 650°C, 最大比出力: 1,465 W/cm² oxide
最高燃焼度: 100,000 MWd/t

サブアセンブリ

ビンの数: 炉心 217, 軸方向ブランケット 2×37
半径方向ブランケット 37
全長: 3,650 mm, 6 角形キャンの厚さ: 2.5 mm

炉心

全出力: 2,300 MWt, 1,000 MWe, 体積: 5,223 l
炉心高さ: 1,000 mm, ブランケット厚さ: 400 mm
内部炉心と全炉心体積との比: 0.542
濃縮度: 内部炉心 12.69%, 外部炉心 18.23%
臨界質量: 2,980 kg (Pu 全量)
Pu の組成: ²³⁹Pu 76.7%, ²⁴¹Pu 20.1%
²⁴¹Pu 2.8%, ²⁴²Pu 0.4%
内部炉心と外部炉心での最大比出力の比(初期): 0.77
内部増殖比: 0.931 (内部炉心 0.587, 外部炉心 0.344)
全増殖比: 1.363, β_{eff} : $328 \cdot 10^{-5}$, 中性子寿命 $39 \cdot 10^{-7}$ sec
ドップラー係数: $-5.7 \cdot 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ (1,500°C で)
Na 係数: 全炉心 $+0.14 \cdot 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$
サブアセンブリの数: 内部炉心 227, 外部炉心 193,
半径方向ブランケット 305
燃料/冷却材/構造材/He: 50/26.8/20.4/2.8(%)
最大比出力と平均比出力との比: 1.654
出口, 入口温度差: 200°C, 平均出口温度: 530°C

(1) 炉心核設計

高速炉では、100,000 MWd/t (約 18 ヶ月間の照射に対応)の高い燃焼度が望まれているが、多数のシム棒の使用や頻繁な燃料交換をさせるためには、時間に対する反応度の変化の小さいことが必要であり、そのた

* フィリエール(Filière)という言葉は、仏日辞典でみると、「手順、順序、筋道」というような訳語を見出すことができる。高速炉フィリエールといえば、確かに高速炉の将来計画であるが、その言葉に含まれているニュアンスとしては、首尾一貫してつぎつぎと順序をふんで、実現されるべき一連の将来の諸計画の総合を意味していると考えてよからう。適当な訳語がないのでそのまま使用する。

** 検討された順に従ってアルファベットが付してある。

めには内部増殖比が1に近いことが望ましい。また、2領域炉心で出力分布の平坦化を行ない、しかも燃焼の進行に伴って、できるだけ良好な最大比出力と平均比出力の比を保つように設計を行なう方針がとられている。

以前1,000 F では、同濃縮度で、燃料の体積割合を変えて2領域としたが、Na の圧力損失の点から不適当ということになり、現在1,000 G では燃料の体積割合は同じで、濃縮度を変えて2領域としている。

内部増殖比が1に近いためには、親物質原子数と核分裂原子数との比の平均が7.3程度であることが必要であり、最大比出力と平均比出力との比を良好に保つためには、内部炉心と外部炉心とでの最大比出力の初期値が0.75程度が最適であることがわかった。内部炉心と全炉心との体積比、炉心の高さはもちろん、最適値として選ばれたものであるが、炉心の高さに関しては問題が複雑で、なお検討中である。第4～6図にそ

第4図 発電炉1,000 G の k_{eff} の変化

第5図 発電炉1,000 G の半径方向出力分布の変化

第6図 発電炉1,000 G の増殖比の変化

れぞれ k_{eff} , 出力の半径方向分布, 増殖比の時間的变化が示されている。

(2) 大型高速炉のための多組計算用断面積

4つの断面積セット, YOM, H and R, ソビエト, Winfrith (YOM から作り出されたもの) の比較検討が、臨界量, 増殖比, エネルギースペクトル, Na 係数等について行なわれた。YOM および Winfrith については、中性子寿命および ^{10}B の危険係数が実験値と合わないが、その主要原因は、100 keV 以下の中性子の弾性散乱の取扱いの悪いことによっている。ソビエトは核分裂率, 反応度係数等に対してよい結果を示している。H and R は、スペクトル, 危険係数, 臨界質量に対して悪くはない。上述の核設計計算には、自己遮蔽の補正をした H and R の断面積が用いられている。なお、現在 Cadarache では独自の断面積セットが準備されつつある。

(3) その他の問題

燃料の密度が理論値の75%であるのは、高燃焼度ではスエリグが被覆に重大な影響を与えるであろうという考えにもとづいており、既存の照射結果からこの値が選ばれた。その結果、燃料の体積割合が50%になった。燃焼度は、経済計算からは70,000～130,000 MWd/t の領域に興味があることが示されている。ペ

* $t=0$ で、 $k_{eff}=1$ に対応する濃縮度は、12.455 および17.893%である。また、これらの時間変化の計算は、1次元コードにより行なわれた結果である。したがって、増殖比は第2表の値とは異なっている。

レットの直径は、製作費および中心温度から主として規定される。被覆はクリープ特性および Na との両立性から選ばれ、その厚さは、圧力損失や製作上の難易さを考慮して決定されている。

2. 原型炉 PHENIX⁽¹⁷⁾⁽¹⁹⁾

PHENIX プロジェクトは文字どおり始まったばかりで、まとまった形の報告はなされていない。したがって、本稿では、炉心設計の方針の概要と将来の計画について簡単にふれることにする。

(1) 炉心設計の方針

現在、PHENIX の炉心設計は出力 250 MWe と 125 MWe の 2 つの場合*について並行して進められている。PHENIX は 1,000 MWe 発電炉のための技術的経験を得ることを目標にしているのので、1,000 MWe の場合と同じ燃料アセンブリで、したがって、同じ炉心高さと、半径を小さくして設計を行なっている。2 領域にして、出力分布の平坦化を行なうのはもちろんである。現在、内部炉心対全炉心体積比 0.5、炉心高さ 1,000 mm、Na の圧力損失 8 kg、燃料の体積割合 45%、入口、出口温度差 200°C、最大比出力 1,400 W/cm³ PuO₂-UO₂ の条件のもとに、第 1 次設計を検討中である。今後、出力平坦化等に関するパラメトリック・スタディ、燃焼度計算、制御棒計算等を行ない、今年末に一応の設計を完了する予定である。

(2) 今後の計画

燃料、材料等の照射実験が 1966 年から始められ、SI LOÉ, BR-2, EL-3 が使用される。1967 年からは RAP-SODIE でも照射が行なわれる。被覆の製作は 1970 年に始まり、燃料は 1971 年に作られる。なお、La Hague に燃料工場が設置される。

Na サーキットについては、すでにコールド・トラップ、サーキット中の F.P. の影響、バルブ等について検討が始められている。プロトタイプのポンプは 1967 年半ばに完成する予定である。スチーム・ジェネレータに関する研究は Grand Quevilly で行なわれる。

燃料取扱い機構も、グリッパや接合部気密装置等について研究が開始されている。

1967 年末までに PHENIX の全容が確立されるが、1968 年にさらに詳細に吟味を行ない、1969 年から建設が開始されることになる。臨界は 1972 年 6 月に予定されている。

3. MASURCA⁽²²⁾

MASURCA は Pu 大型炉心用モックアップおよび関連する物理的問題の研究用に建設中の零出力高速炉である。この炉は ZEBRA (Winfrith), ZPR-Ⅱ, ZPR-

Ⅲ (Argonne), SNEAK (Karlsruhe), 原研の高速臨界実験装置等と同種の目的と機能を有しており、技術者および研究者の養成訓練も含まれている。

装置は垂直格子固定型で、炉心の形状は円筒状、最大高さ 2.95 m、最大直径 3.90 m で最大 6,000 l までの発電用炉心を模擬できる。燃料は Pu-U-Fe 合金 (Pu 濃度 25%) ステンレス鋼被覆、濃縮ウラン (30% ²³⁵U 濃縮) Ni 被覆が用意される。最終的に用意される模擬要素数は、燃料 9,900 本、親物質 48,000 本、Na 60,000 本、その他 88,400 本の多きに達し、この組合せによって炉心濃度組成および構造を模することができる。

制御棒は引き抜き速度の異なる高速安全棒 2 本、低速安全棒 2 本のほかボロンによるパイロット棒 1 本が用意されている。炉心は空気冷却される。ZEBRA と違って燃料管の装填を炉心下部より行なうが、これは装填時誤って落した場合でも重大事故を起さないよう安全性を考慮して決められた。Na 冷却材の模擬用に Na₂O₂ が用いられる予定である。

MASURCA の臨界は 1967 年に予定されている。

1968~1969 年の 2 年間は PHENIX のための臨界実験に当てられ、前半は簡単な形状による物理的モックアップ、後半はさらに PHENIX の詳細な形状を模した工学的試験が行なわれる。この結果によって、PHENIX の燃料および詳細設計を完了する。この時点で利用できる分裂性物質の量は Pu 175 kg, ²³⁵U 750 kg である。

興味があるのは Pu の高次アイソトープ比を第 1 型 (239/240/241; 91.1/8/0.9)、第 2 型 (96/4/0) の 2 種に買い分ける点で、この比較によって ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu 等の反応度効果を評価しようとする試み⁽²⁰⁾がなされる。

4. HARMONIE⁽²¹⁾

HARMONIE は最大出力 2 kW、最大中性子束 ~ 1 × 10¹² n/cm²sec、質量 23.5 kg (²³⁵U 93% 濃縮)、劣化ウランブランケット、ステンレス鋼反射体付、空気冷却の小型高速中性子源炉である。その構造はアメリカの Idaho Falls にある高速中性子源炉 AFSR に酷似している。しかしながら、制御棒および安全ブロックの設計原理の異なること、中性子の反射を避けて建家壁の薄いこと、炉心位置が正常位置のほか、上部遮蔽コンクリートを取り外した後、中間位置および高位置に移動できるので、この位置で指数実験およびパルス実験を行ないうるなど種々の物理実験が考えられ、高

* これは Pu の供給の問題と関連している。

速中性子源炉としてはユニークで、かつすぐれた考え方が織り込まれている。建家は炉心を中心として300 mの立入り禁止区域の中に設置されている。

反射体の外側は鉄アダプテーションブロックで、その両側は、それぞれ黒鉛熱中性子柱および鉄中間エネルギー柱になっており、検出器の校正・開発に用いられる。炉心は上・中・下各 $\frac{1}{3}$ 炉心より構成され、中央および最下 $\frac{1}{3}$ 炉心は ^{235}U 各8 kgの金属塊で、最上部はウラン薄板の組合せで1 mmずつ変化させることができる。

HARMONIE は1965年8月25日に臨界に到達した。臨界近接には2本の固定型制御棒を挿入固定した後、中・下 $\frac{1}{3}$ 炉心を装着、最上部 $\frac{1}{3}$ 炉心の厚さを変化させるごとに、安全ブロック、安全棒1, 2, パイロット棒の挿入前、挿入後の5つの形状に対して計数が行なわれた。

臨界近接は炉心の正位置のほか中位置、高位置、中央 $\frac{1}{3}$ 炉心を貫通する中央実験孔内に濃縮ウランペレットが充填された場合、されない場合について行なわれた。正位置、無充填時に対応する外挿臨界質量は、最上部炉心26.9 mmの追加に対応した。位置の変化に対応する反応度のちがいは安全ブロックで補償される。

今後の予定としては、1965年10月より炉の諸特性を測定した後、全体計画の一環としての1966年度計画として、つぎの研究テーマがあげられている。

- (1) 遮蔽効果の研究
- (2) 中性子および γ 線検出器の検定と開発
- (3) 各種指数実験
- (4) 各種原子炉特性試験
- (5) 反応度測定法の開発
- (6) パルス中性子実験
- (7) modurated 実験
- (8) 必要な技術者の養成訓練

MASURCA および HARMONIE については以上に述べたとおりであるが、高速中性子臨界実験部には理論グループおよび中性子実験グループなどの基礎グループも属している。

V. 結 語

フランスの高速炉計画を見通して痛切に感じることは、開発計画の目標が恵まれた予算の裏付けとともに確立されていて、各開発部門に対する指揮系統および相互間の責任分担が明確なことである。

RAPSODIE からの技術的経験、燃料開発、照射試験や EURATOM 傘下、例えば Karlsruhe との技術

情報の交換など机上の空論でない確たる資料を基にして、1,000 MWe 発電炉の試設計が現在まですでにAよりGまでいわゆる“スパイラル方式”に繰り返されており、その間詳細な問題点が洗い出されていて、その解決のための要求として PHENIX 計画が誕生し、その物理的モックアップとして MASURCA (Maquette Surgénérateur de Cadarache) が大型炉心研究用に立案され、このための技術確立と運転経験、人員養成とを兼ねて HARMONIE が小規模、小予算で早い時期に始動するなど、プロジェクト内の各計画が首尾一貫して存在の必然性を有している。

これはいいかええればプロジェクトが成長して、すでに軌道に乗って仕事が進められているということであろう。

オーガニゼーションが明確なので、組織の中の一員は単に自己の分担個所を責任をもって遂行しているに過ぎないが、それが全体計画を進めることになるという安定感があるように見受けられる。よくフランスの科学は1人の天才によって支えられ指導されているといわれるが、Cadarache では目的意識に立ったオーガニゼーションの力であると考えられる。しかし、この国立系の見事なオーガニゼーションの結果、民間に原子力技術が育たないという批判もないではない。また、実物大試験および耐久試験に対する恵まれ過ぎた予算のために、かえって RAPSODIE の建設が遅れているともいわれている。

ともあれ、フランスが過去にイギリスの Dounreay やアメリカの EBR-I, EBR-II のような実験炉の経験がなかったにもかかわらず、それらの空白をジャンプして1970年代の原型炉の建設期にはアメリカ・イギリスに匹敵する実力を示しつつある原因を考えて見る必要はないだろうか。高速炉の主要な技術が Na 技術、燃料の開発など自国の独自の計画によって十分進められたことはいまでもないが、RAPSODIE 炉心のための核的モックアップが ZPR-III でフランス・アメリカの協力で行なわれたこと、多くの第一線の研究者が過去にアメリカに留学してアメリカの技術をこなしていること、欧米各国間でしばしば正式に情報交換、人員交流など相互の協力が強く進められていることなど、計画立案に際しては十分にこれらの結果が評価され、反映されていることを忘れてはならない。日本でも現在高速炉の長期計画が本格化しようとしている時、立案に際してどのようなジャンプの仕方を選ぶかは重要な課題であろう。情報の交換もさることながら高速炉技術者の養成も極めて重要である。筆者は、そ

のために、この数年間、精力的な計画を遂行することが急務であるとする。例えば MASURCA 1 つ例にとってみても、臨界時40人の定員が予定されているのであるから。

フランスの高速炉プロジェクトの在り方は、プロジェクト開発の格好のモデルケースと考えられる。このプロジェクトを、過去の経験、現在の課題、将来の計画などについてその組織、運営とともにあらゆる角度から検討することは必要でなかろうか。

本稿では筆者らの専門に限られて、燃料、材料、機械、制御、熱、安全性などの分野についてはほとんど記すことができなかった。今後、日仏原子力技術交流の1つの舞台として、多くの分野から多くの人々が Cadarache に来られ相互の協力の実を挙げられんことを願ってやまない。高速炉開発の分野においても、放射線化学の分野で日仏間に確立されているような正式の交流が、一刻も早く実現することが望まれる。

本稿を終えるにあたり、種々の便宜を与えて下さったプロジェクトリーダーの G.Vendryès 氏、全体的内容を検討し、資料を提供して下さいった R.Wustner 氏、HARMONIE および MASURCA の内容を検討して下さいった A.P.Schmitt 氏および C.Clouet d'orval 氏、RAPSODIE の実物大模型試験の内容を説明して下さいった W.Sahl 氏はじめ、本稿を書くに当って種々討議し援助を与えて下さった G.Denielou, C.P.Zaleski, F.Storrer, A.Kania, P.Clauzon, J.M.Chaumont, I.Puig, M.Sauvage, R.Pontier, P.Pomier, R.Ginier, T.Boyer, B.Defreyne の諸氏に深く感謝の意を表わしたい。

(1965年 10月 5日 受理)

— 参 考 文 献 —

- (1) Sur les Perspectives de développement des centrales nucléaires en France, *Rapport de la C.C.P.E.O.N.*
 - (2) Développement des diverses filières nucléaires en France, *CEA-EDF Intern. Rapport (Mai, 1965)*.
 - (3) Etudes Préliminaires Conduisant à un Concept du Réacteur à Neutrons Rapides de 1,000 MWe, *CEA Rapport-2554*.
 - (4) Caractéristique Neutroniques du Réacteur 1,000 G, *Intern. Rapport N°65, 272/CG, MFF*.
 - (5) C.P.ZALESKI, D.SMIDT: Fast Reactor Core Design and Safety Studies in France and in the Federal Republic of Germany, *Intern. Rapport*, (1965).
 - (6) G.VEDRYÈS, J.GAUSSENS: *A/Conf.*, 28/P/41, (1964).
- #### RAPSODIE に関係した文献
- (7) Expériences Préliminaire à la Construction de la Pile Rapsodie, *CEA-Rapport 2192* (以下単に CEA と略記).
 - (8) Réacteur Rapide Surrégénérateur RAPSODIE, *CEA-2193*
 - (9) Généralités sur le Comportement Dynamique des Piles Rapides, *CEA-2293*.
 - (10) RAPSODIE, *CEA-2450, (EUR-1807f)*.
 - (11) Premiers Résultats d'Essais Intéressant le Bloc Pile de Rapsodie, *CEA-2537*.
 - (12) G.VENDRYÈS: RAPSODIE, *Energie Nucléaire*, **3**, [1], 25~26 (1961).
 - (13) G.VENDRYÈS: RAPSODIE, *A/Conf.*, 28/P/42, (1964).
 - (14) R.WUSTNER: Rapsodie, Réacteur Experimental à neutrons Rapides, *EUR-1699 f*, (1964).
 - (15) 野本昭二: 高速炉ラブソディ, *原子力工業*, **9**, [3], 16~20 (1962).
- #### 大型炉に関係した文献
- (16) Etude du Coefficient de Réactivité à la température du Sodium dans les Grands Réacteurs Rapides, *CEA-2555*.
 - (17) Etudes d'évolution sur des Réacteurs à Puissance Spécifique radiale aplatie selon le Concept enrichissement Variable, *Intern. Rapport*, N° 65/262, PPC/GH.
 - (18) Etude paramétrique neutronique au voisinage du réacteur 1,000 G, *Intern. Rapport*, N° 65/263, PPC/GH.
 - (19) Etudes Neutroniques Complémentaire d'Aplatissement —Solution "Enrichissement Variable", *Intern. Rapport*, N° 64/221, PPC/MJ.
 - (20) Expérience de Substitution du Plutonium 240 *Intern. Rapport, SECNR-GT 4*.
- #### HARMONIE および MASURCA
- (21) ASSOCIATION EURATOM-CEA: HARMONIE (Réacteur Source à Neutrons Rapides), *Rapport Préliminaire de Sécurité*, (Juin 1964).
 - (22) ASSOCIATION EURATOM-CEA: MASURCA (Installation pour MAQUETTES Critiques à Neutrons Rapides) *Rapport Préliminaire de Sécurité*, (1965).