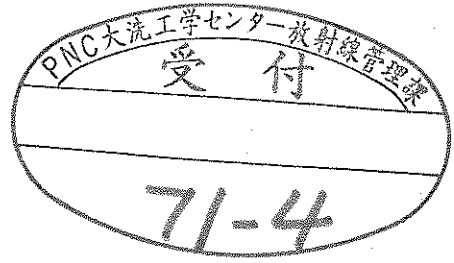


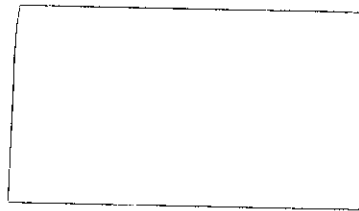
TN 242 72-01

< 調査報告 >



13 7 31

# 高速増殖炉計測制御系に関する 最近の開発状況



昭和 47 年 1 月

動力炉・核燃料開発事業団

F B R 開 発 本 部

望 月 恵 一

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49  
核燃料サイクル開発機構  
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:  
Technical Cooperation Section,  
Technology Management Division,  
Japan Nuclear Cycle Development Institute  
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184  
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

4-11

## 概

## 要

昨秋の第4回ジュネーブ会議を中心に、その頃調査し見聞した液体金属冷却高速増殖炉の計測制御系の開発について、各国の状況をまとめた。

運転実績が幾つかでて来たのは貴重であるが、計測制御系の信頼性を一段と増して高速炉プラント自体の安全性、信頼性、経済性を得ようとしている事が各国の努力の中にかがえた。

昭和47年 1月

# 目 次

I	ま え が き	1
II	核 計 装	2
III	破 損 燃 料 検 出 系	3
IV	燃 料 溶 融 予 知 予 防 系	12
V	プ ロ セ ス 計 装	20
VI	試 験 検 査 用 計 器	24
VII	安 全 保 護 系	27
VIII	動 特 性 制 御 性 能	28
IX	あ と が き	31

# I ま え が き

液体金属冷却高速増殖炉の計測制御部門における最近の各国の状況は、第4回ジュネーブ会議の論文の各所に現われている。

また、著者は、ジュネーブ会議の直前、ヨーロッパ各国を訪問した際、これらの点を討議、見学したので、それをも含めて此处にまとめる。分類は、勲燃団の高速炉開発中期計画に従うように次の如くにした。

1. 核 計 装
2. 破損燃料検出
3. 燃料溶融予知予防系
4. プロセス計装 (含サンプリング)
5. 試験検査用機器
6. 安全保護系
7. 制御動特性

## Ⅱ 核 計 装

### Ⅱ.1 検 出 器

EBR-II<sup>1)</sup> に設けられた Instrumented Subassembly Facility (INSAT) では、その第2回目の実験において混合酸化物の照射試験を行なうにあたり、Self-Powered 検出器を用いている。

同じ EBR-II にある Nuclear Instrument Test Facility (NITF) は一種の炉内実験孔であり 1200°F まで加熱できる電気炉があり、中性子検出器、ケーブル、コネクタの新製品の高温テストを可能にしている。

### Ⅱ.2 回 路

現在どの炉でも中性子計装は、3チャンネル帯域に分けて測られるが、この方法では検出器と回路が多く、信頼性と経済性の点で改善を要する。米国では、これを1チャンネルで出来るような広帯域の増巾回路の研究開発がかなり進み、商業製品2種類が、今 EBR-II で運転試験中である<sup>2)</sup>。

### Ⅱ.3 そ の 他

英 DFR では (他の高速炉でも同じだが) 破損などにより燃料の数グラムの移動があつても反応度に (従つて出力にも) 変化を与えるので通常運転中 0.5 MW を越える変化は異常発生と見なしている<sup>3)</sup>。

Phenix の核計装は次の通りである<sup>4)</sup>。

○ 初回起動用パルス系	BF <sub>3</sub> (炉容器下) または核分裂管 (炉容器内)	2ケ
○ 起動用パルス系	B-10 電離箱 (炉容器下)	3ケ
○ 出 力 系	電離箱 (炉容器下)	3ケ
	対数計測 炉周期計測	
	線型計測	
	反応度計測 (1~130%出力)	
○ 制 御 系	電離箱 (炉容器下)	2ケ

ダイナミックレンジは  $10^{11}$  である。炉容器下では中性子束が  $3 \times 10^{-4} \sim 3 \times 10^7$  n/cm<sup>2</sup>.sec. と低いので、初回臨界近接の時は、炉内垂直ダクトに可動高温中性子検出器 (600°C) を設ける必要がある。

## Ⅱ 破損燃料検出系

### Ⅲ.1 バルクデテクション系

#### 破損燃料検出用バルクデテクション系

高速炉への遅発中性子法の利用は特に英仏で積極的に取り上げられ、経験をもっているようだ。DFR<sup>3)</sup>は24ケの1次回路のうち4回路にバイパス路を設計DN系で測っているがそのドライバー燃料がベント型であるので通常の放射能はブランケットで1 Ci/1 ifre, 冷却材中で600  $\mu$ Ci/gとなり<sup>4)</sup>, 燃料破損検出は極めて難しいが信号の処理系と読取装置を工夫して解釈が出来る。またバイパス系の遮蔽を一部ガンマ測定も可能なように改修してあると言う。図1は横断面を示す。破損は大量にあつたらしく<sup>5)</sup>, ドライバー炉心燃料では、今まで5,000ピンの内の数本, ブランケット燃料は800ピンの内600は膨れ上がり取出しに苦労した。また, Mummery の口答発表によると試作燃料で8.3%燃焼のものの被覆管に長さ3cm, 幅0.5mm位の龜裂が出来たが更に50日間監視しながらも運転を続けたと言う。

Aix 会議で Evans は次のように述べている。遅発中性子法は破損通路が長いパスで而も微小な龜裂の場合, FPの漏洩が制限され, 鈍感であるのでより敏感なものが望まれる。他の方法(例えばプレシベータ法など)に較べてより早く作動する点は良い。またCFRについてバクグラウンドレベルを上げ破損燃料検出系の感度を下げる心配があるのでVent型燃料は使わない。尚ソビエトのBN-600<sup>7)</sup>もVent燃料は使わないと言っている。

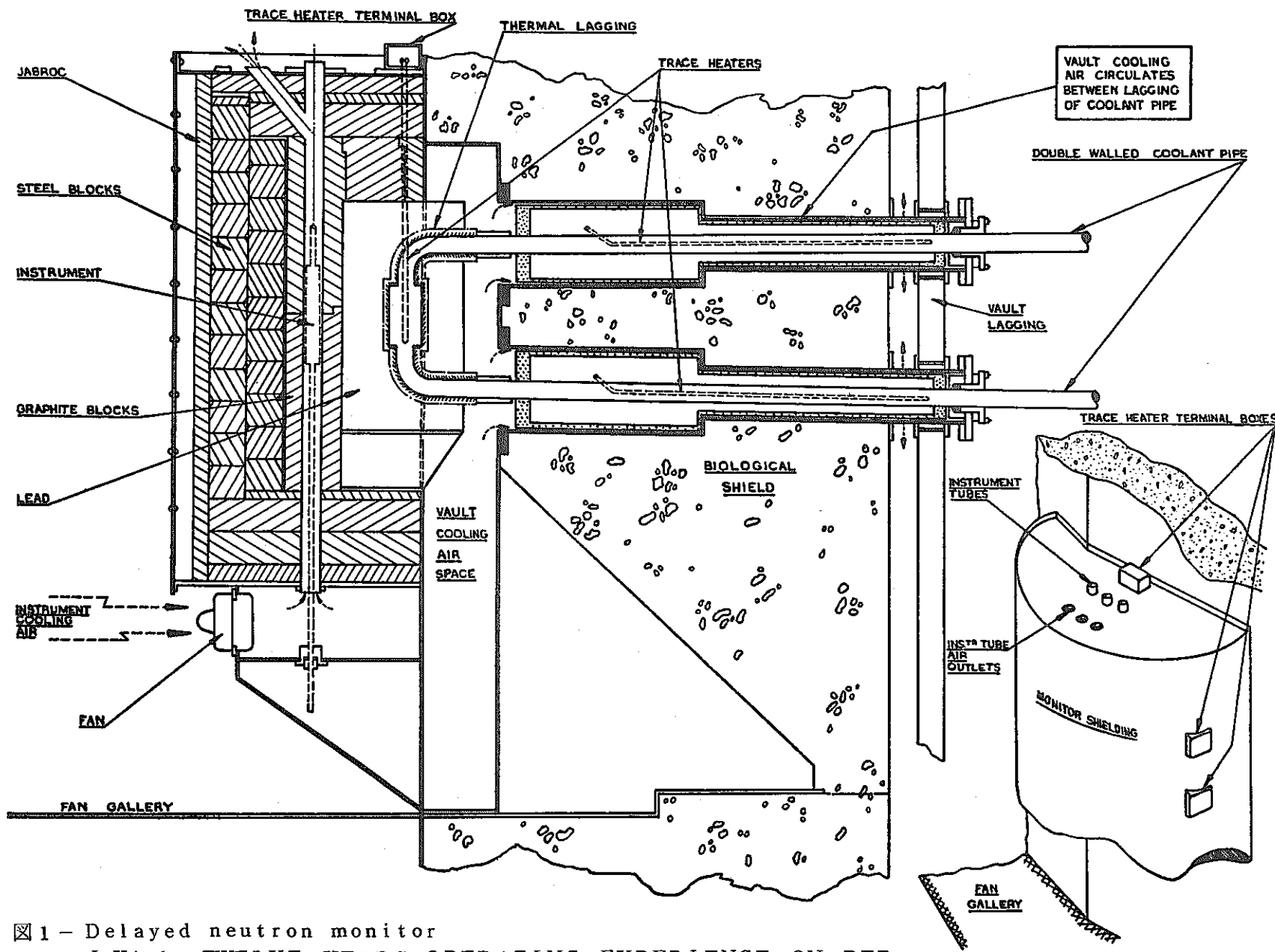
フェルミ炉では今までプレシベータ法だけであつたが, 1966年の大きな破損事故でプレシベータ系の作動が不充分だつた経験から今後遅発中性子法もつける事を検討中と聞いている<sup>8)</sup>。

プレシベータ法は長(ないし中)半減期のFPしか発見できない欠点はあるが, 小さな龜裂をも見れる利点を持つている事は Evans も認めているが, 著者の考えではRAPSDIEでも苦労した所のナトリウム蒸気のトラップ系の開発が重要と思う。

仏の重要な計測系の開発の1つにはこの破損燃料検出系がある<sup>9)</sup>。

PHENIXについては文献<sup>10)</sup>によるとナトリウムについては沃素, 臭素から出る遅発中性子を利用する。バルクで検出する装置は6ケの中間熱交換器への入口ナトリウムからそれぞれサンプリングし, それぞれのサンプル系に2ケのBF<sub>3</sub> パルス検出器の組がつく奇数番の検出系と偶数番の検出系が同時に働くと(2 out of 2), 炉を停止する。個々の組の信号を全体の6ケと比較すれば, 炉の大体 1/6 の領域の破損のロケーションも可能であると言う。

アルゴン・カバーガス検出系は, アルゴンを炉上部ブレナム部からサンプルし, Xeと



- 4 -

☒ 1 - Delayed neutron monitor  
 J. Kirk, TWELVE YEARS OPERATING EXPERIENCE ON DFR



$K_r$ を検出するのだが、第1は先づ Circulation ionization Chamber (註 circulation の意味不明)を用いて全放射能を測る。(RAPSODIE の最近の経験では  $Xe-133$ ,  $Xe-135$  をこの方式で極めて感度良く測れた。)次にプレシピテータに入れ  $R_b$ ,  $C_g$  を測る。第2の RAPSODIE でも成功した(後述する) gammatograph を用いて精確に  $Xe$ ,  $K_r$  を分析すると言う。

FP放出についてはソ連<sup>11)</sup>で貴重な体験をしている。BR-5では大量の燃料破損があつたが、コールドトラブでは沃素、セシウムがよくトラップ出来た。アルゴンカバーガス側はガス状FP除去のため、「カーボンアブソーバ」(註:活性炭の事か?)が開発され、試験されたと言う。(註:試験の結果は述べられてない)。数時間の除染で、放射能レベルは平衡状態、すなわちゼノンの除去とナトリウム中からアルゴンへの移行とが平衡する点に達した。BR-5ではゼノンの $70 \pm 5\%$ がナトリウム中にあり、アルゴン中のゼノン放射能は除染の初期の段階で数10分の1に下り、そのあとナトリウムの除染がなされた。ガス側除染系のナトリウム蒸気トラップの放射線レベルが著しく高くなつたことは注意されなければならなかつたと言う。すなわち、蒸気中から凝縮して出たセシウムの量は、冷却材中の20倍にもなつた。

また同じソ連のBOR-60<sup>12)</sup>で40Mwt 運転時のナトリウム放射能は、 $Na-24$ で $38 \text{ Ci/Kg}$ , 炉停止後では $Na-22$ が $4.7 \times 10^{-5} \text{ Ci/Kg}$ , その他不純物の放射化によるもの $3 \times 10^{-5} \text{ Ci/Kg}$ であり、カバーガスでは $Ar-41$ が $3 \times 10^{-3} \text{ Ci/l}$ ,  $Neon-23$ が $1 \text{ Ci/l}$ , ゼノンクリプトンは燃料表面の汚染により、 $10^{-6} \text{ Ci/l}$ 以下の量があつたと言う。

フランス<sup>13)14)</sup>ではラブソデイを使つて被覆材破損検出用に gammatograph を開発試験をしている。これはガスクロマトグラフとガンマスベクトログラフイを合せたもので、連続的にFPの幾つかを分離して、測定し、記録できるもので、著者が現場見学した時もそのレコーダはウマク働いて数種のF,P.核種を連続記録していた。

EBR-II<sup>15)</sup>では既に2ケの裸の金属ウランドライバー燃料を入れて全出力運転を行ない、この事が炉の安全性を危うくしない事を実証している。今後は、Facilities for Handling Failed Fuel (FFF)を用いるなどして、長期照射後の酸化物燃料を破損したまゝの運転を併行して挙動を見る計画もある。

EBR-II<sup>16)</sup>はカバーガス検出系にプレシピテータ法を採用している他に、マルチチャンネルアナライザにゲルマニウム・リチウム半導体を合せて、全放射能、ならびに $Xe-133$ ,  $Xe-134$ ,  $Xe-135$ の存在割合を調べている。

英国DFR<sup>17)</sup>ではカバーガスを $5 \text{ cc/sec}$ でサンプリングし、全ガンマおよびガンマスベクトル測定も測定している。

### III.2 ロケーション

#### 1) サンプリング方式

最も典型的な方法は、各燃料集合体出口からナトリウムをサンプルして、これを測る方法である。

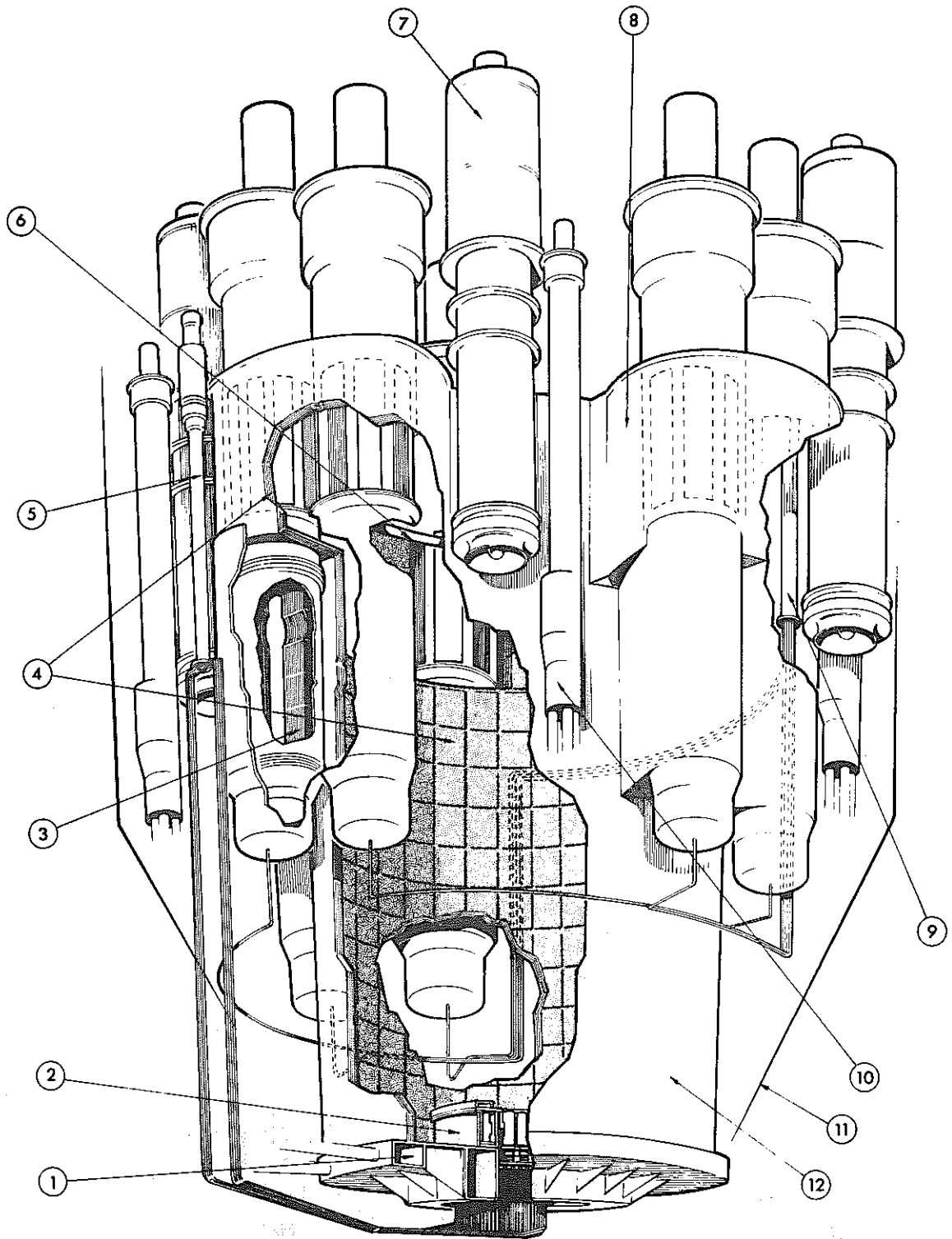
英国の PFR はこの方法<sup>18)</sup>を用いている。図 2, 3, 4 はこれを示す。この設計、製作で重要なのは、この系統が安全系に入っていて、出来るだけ応答速度を早くするため、ポンプ入口でキャビテーションが起らない範囲で吸い上げ速度を増すことである。テストポンプは 3 種 3.5, 250, 700  $\ell/\text{min.}$  を用いて試験した。

ポンプは 540°C の雰囲気能耐えるため、DC 電磁ポンプが選ばれた。理由は AC ポンプ用絶縁材料でこの高温に耐えるものがなく、かつ、低温絶縁材に冷却系を追加して用いるのは複雑すぎる、逆に据付場所は接近し難い所なので出来るだけ簡単にしておく必要があるからである。ポンプは永久磁石、ステンレス鋼ダクトおよびステンレス鋼被覆の銅ダクトを利用したものである。ここで永久磁石は加工上の問題として、大きさはこれの入る套管によつて制限されるが、磁束は 5 cm のギャップで  $0.5 \text{ Wb}/\text{m}^2$  を要求され、従つて  $3 \times 10^5$  アンペアターンが必要となり磁石の内径が狭められる。磁石 (500 kg) は分割して作り、しかも正確に支持し、かつ熱膨張を許す形に作る。

銅製のリード線の電流は最大 10,000 A、長さは天井から最大 6.9 m、これは 2 次コンテナ間を貫通するので雰囲気はアルゴン、温度は天井部で 200°C、ポンプ部で 540°C である。電圧降下を最少にするに必要な 1ヶ当りの導線の断面積 (80  $\text{cm}^2$ ) を全長に亘り持つことは出来ないので、2つの導線を一緒にする必要が生じた。材料としてジルコニウム・クロム入り銅は高温強度がすぐれているが、長時間後のクリープの問題および、結合する為の溶接または臘付け作業で高温点を作り冷間加工の効果を減ずる。従つて無酸素の高伝導性を有する銅で被覆のステンレス鋼管は引抜き式で加工する。その端部の接続は、先づ一部被覆をはがし、フラックス無しで臘付けし超音波検査後、部分的スリーブをつけ溶接をして被覆とする。

選択弁はナトリウム中で連続回転式で、正確に位置ぎめされかつ狭いピッチで並んでいる多数の穴をもつているシリンダーに内側から接して回転する。シリンダー内側の接触面はステライトで表面処理している。ステライトのクラックをさけるため穴はステライト層を通して放電加工であけた。

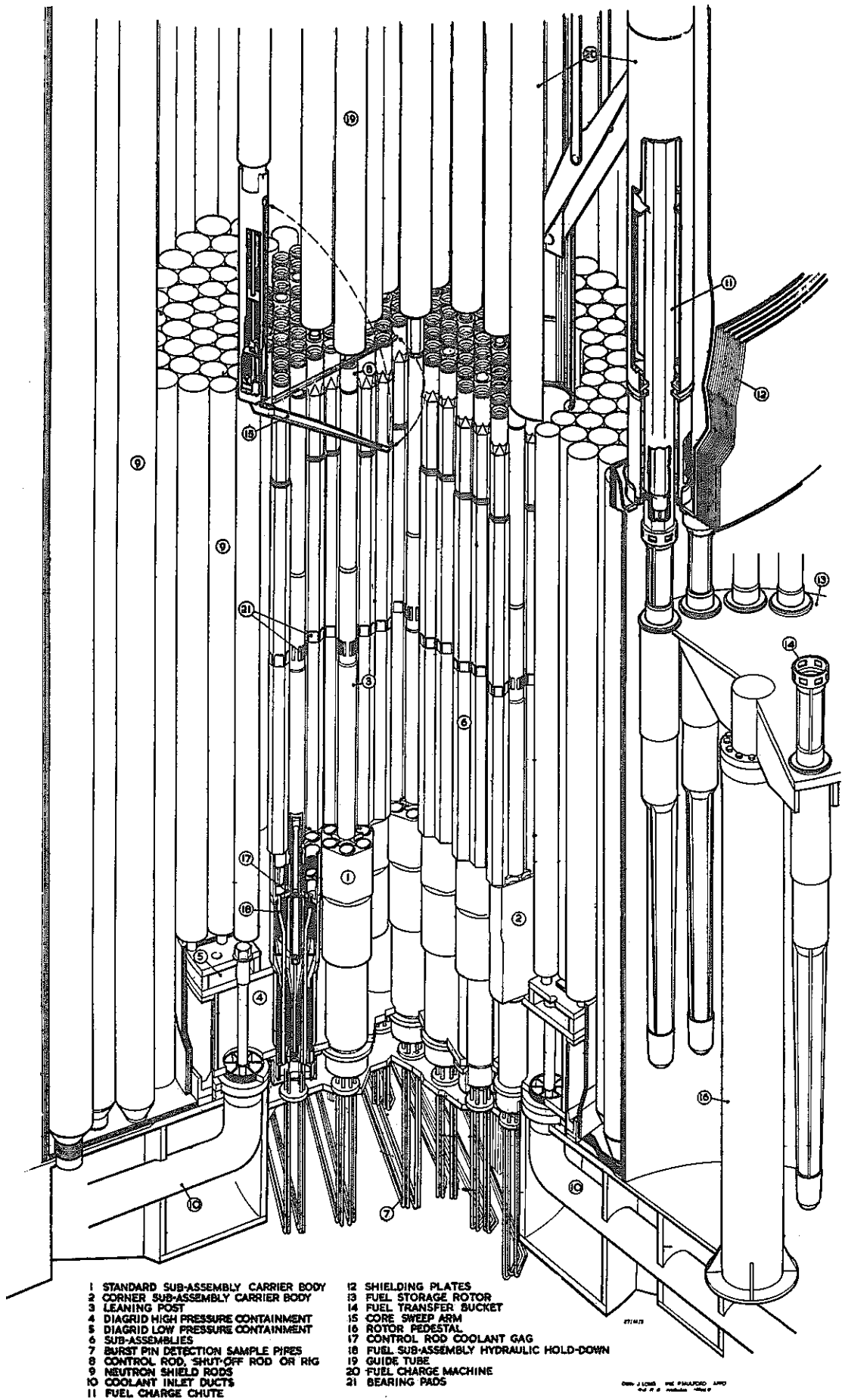
フランスの PHENIX では図 5 の如きロケーション法を考えている<sup>10)</sup>。各燃料集合体出口からナトリウムをサンプルし、2 段選別方式の機構にみちびく。第 1 段は 3 集合体分を 1 グループにし、第 2 段はその集合体個々のサンプルである。この機構、配管、電磁ポンプ、遅発中性子検出器は一括してプラグに載められている。この信号は原子炉安全系につながらない。



- |   |                                      |
|---|--------------------------------------|
| ① STRONGBACK                                    | ⑦ PRIMARY CIRCULATING PUMP           |
| ② DIAGRID                                       | ⑧ HEAT EXCHANGER TRAY                |
| ③ INTERMEDIATE HEAT EXCHANGER TUBE BUNDLE       | ⑨ BURST PIN DETECTION THIMBLE (BULK) |
| ④ REACTOR JACKET QUILTED THERMAL INSULATION     | ⑩ PRIMARY NON RETURN VALVE           |
| ⑤ BURST PIN DETECTION THIMBLE (BULK & LOCATION) | ⑪ DIAGRID SUPPORT STRUCTURE          |
| ⑥ NEUTRON SHIELD SUPPORT TORROID                | ⑫ REACTOR JACKET                     |

FIG 2 - VIEW OF SOME COMPONENTS

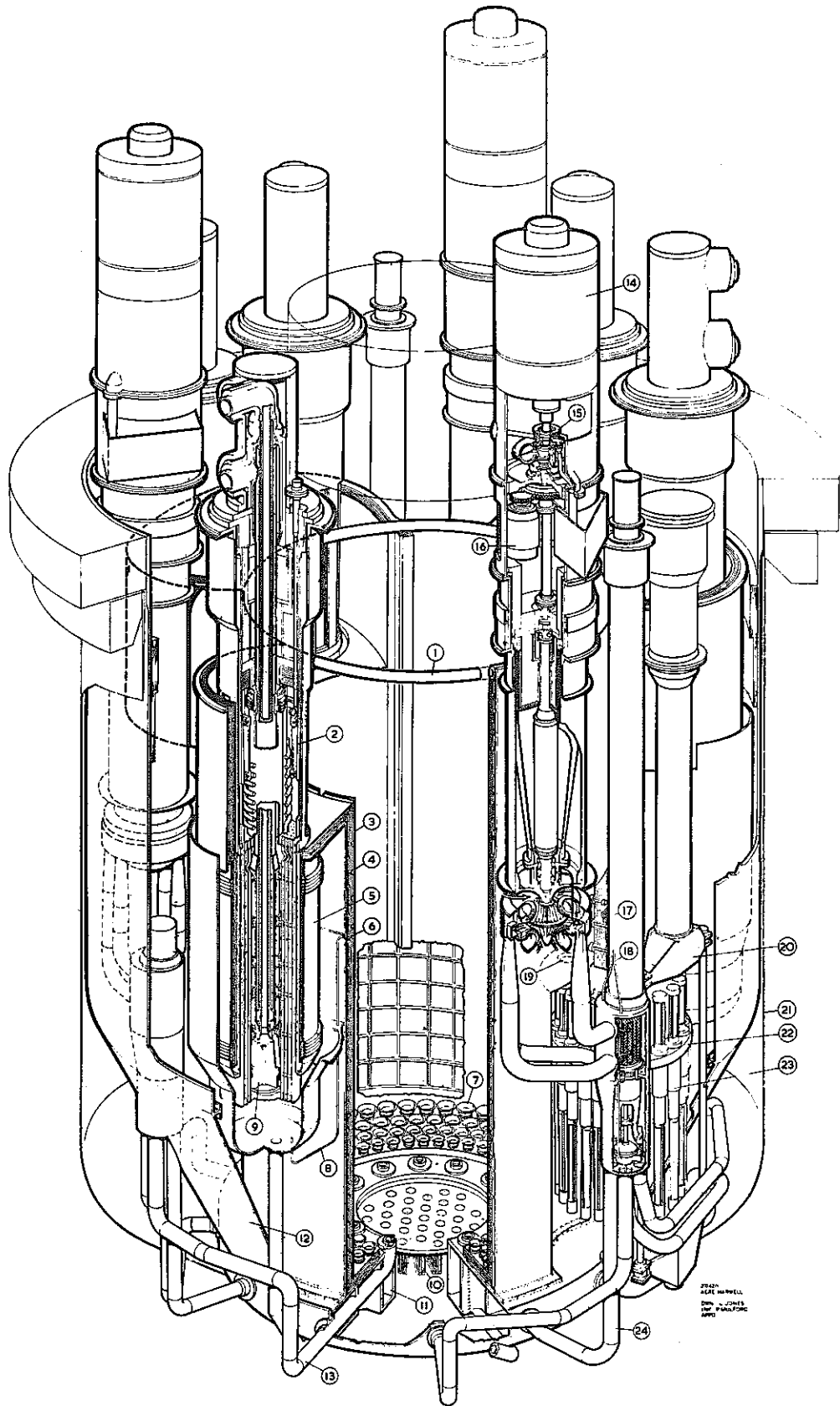
OF PFR AT DOUNREAY P/482



- |                                      |  |
|--------------------------------------|--|
| 1 STANDARD SUB-ASSEMBLY CARRIER BODY | 12 SHIELDING PLATES                      |
| 2 CORNER SUB-ASSEMBLY CARRIER BODY   | 13 FUEL STORAGE ROTOR                    |
| 3 LEANING POST                       | 14 FUEL TRANSFER BUCKET                  |
| 4 DIAGRID HIGH PRESSURE CONTAINMENT  | 15 CORE SWEEP ARM                        |
| 5 DIAGRID LOW PRESSURE CONTAINMENT   | 16 ROTOR PEDESTAL                        |
| 6 SUB-ASSEMBLIES                     | 17 CONTROL ROD COOLANT GAG               |
| 7 BURST PIN DETECTION SAMPLE PIPES   | 18 FUEL SUB-ASSEMBLY HYDRAULIC HOLD-DOWN |
| 8 CONTROL ROD SHUT-OFF ROD OR RIG    | 19 GUIDE TUBE                            |
| 9 NEUTRON SHIELD RODS                | 20 FUEL CHARGE MACHINE                   |
| 10 COOLANT INLET DUCTS               | 21 BEARING PADS                          |
| 11 FUEL CHARGE CHUTE                 |  |

DATE: J. L. 1962, BY: F. A. L. AND  
 42 P. 2. REVISED: 1962 P.

3 CUTAWAY VIEW OF P.R.C. CORE



- |   |  |                             |
|---|--|-----------------------------|
| 1 TOROID                                | 10 B.P.D. PIPEWORK                       | 19 DISCHARGE PORT           |
| 2 PRIMARY HEAT EXCHANGER SHUT OFF VALVE | 11 STRONGBACK                            | 20 SHOCK ABSORBER ASSEMBLY  |
| 3 PROTECTIVE LAYER                      | 12 DIAGRID SUPPORT STRUCTURE             | 21 PRIMARY TANK             |
| 4 REACTOR JACKET                        | 13 DIAGRID COOLING PIPES                 | 22 ROTOR PLATE              |
| 5 BELLOWS SLEEVE                        | 14 PRIMARY PUMP MOTOR                    | 23 VALVE                    |
| 6 INSULATION                            | 15 FLUID COUPLING                        | 24 LOW TEMPERATURE PIPEWORK |
| 7 NEUTRON SHIELD SUPPORT STOOLS         | 16 PONY MOTOR                            |                             |
| 8 BULK MONITORING PIPE                  | 17 SHIELDING                             |                             |
| 9 PRIMARY HEAT EXCHANGER                | 18 FLUX DISTORTION FLOW METER GUIDE TUBE |                             |

图 4. CUTAWAY VIEW OF PFR PUMP AND I.H.X.

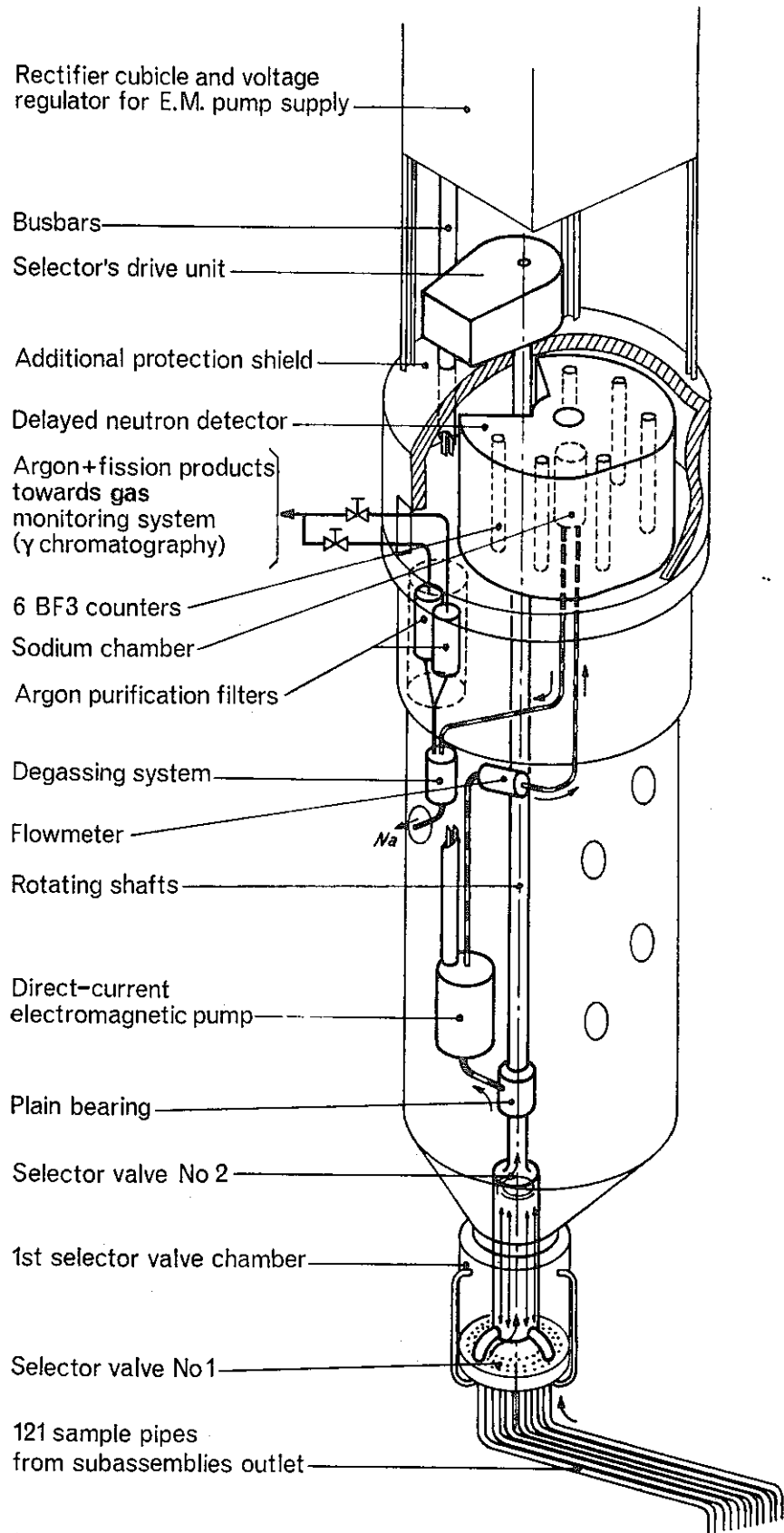


图 5 - Failed fuel location system

## 2) タギング法

EBR-IIで<sup>16)</sup>ゼノンタギング法はうまく実行されている。これは各燃料ビンに特有の組成比をもつたゼノンを $1\text{cm}^3$ 封入し、破損が起れば、カバーガス中のゼノンの同位元素比によつて、どの燃料がこわれたか識別する。英<sup>17)</sup>は試作燃料にラドンを利用してゐる。但しプレシビテートさせ、分析室で結果を出すまで待時間など加え数10時間はかかる。

フランス<sup>14)</sup>でもXe, Krタギングは第2装荷サイクルから考えてゐる。分析はアルゴンをキャリアガスとして質量分析器で測る。現在RAPSODIEおよび実験室で測定のプロセス、およびタグカプセルを燃料ビンに装荷する技術をまとめている。これが完成すればサンプリングによるロケーション系は完成する。

## 3) その他

フランス<sup>13)</sup>のgammatographは破損燃料のロケーションにも使えると言つてゐる。即ち図5で判る如く<sup>14)</sup>破損燃料ロケーションプラグの帰路配管にあるDegassing box(脱ガス箱)に於てアルゴンを注入後ガス状FPを収集することが出来、このガスをgammatographにもつて行けば選択機構と合せてロケーションが可能となる。

尙、大型炉でどの程度位置ぎめが必要かと言ひ点についてAix-会議で討議あり、英Cartwrightは「興味はあるが、決論は出てゐない」と言ひ、米のCohenは「軽水炉と違い大型EBRでは必要であろう」と言つてゐた<sup>19)</sup>。

音響法、反応度計法、流量計法などでも破損検出は可能であるがこれらは次の燃料溶融予知予法系の處で述べる。

## IV 燃料溶融予知予防系

英国<sup>20), 21)</sup>はこの系に対して確固たる考え方をもち、商業炉CFRのための重要課題の1つとしている。即ち炉の全体としての暴走、爆発を論ずるよりも、その以前に起るであろう燃料集合体毎の異変の早期発見と処理を強調する。即ち、大型炉で何万と言う燃料ビンの内、或るものは破損し、その破片が冷却材中に入り、どう言う機構かは判らないが、仮定として1ヶの燃料集合体の冷却材通路の大部分を閉鎖したと考える。この時沸騰や吹き上げが起り、逆流したナトリウムが溶けた燃料と混合し破壊的な圧力パルスを起すと予想される。このため、英国としては、この事故を初期の段階で検出し、拡大しない前に停止をするようにしたいと言うフィロソフィをたてた。

Farmer<sup>22)</sup>によると、最近の解析で破損時にFPガスの放出効果を考えると、燃料の破損と言う点では更に悲観的になるのでこれを初期に検出して抑えるようにしたい。その検出器として可能性あるのは次のものであると言う。

- FPの初期信号
- ボイドによる反応度変化
- 出口ナトリウム温度
- 沸騰ノイズ
- 流量、圧力の急変や振動あるいはそれらの組合せ

Aix会議においてUKAEAのGilby<sup>19)</sup>は同じ論点について次のように言っている。「安全問題は第1世代の問題から第2世代の問題に移りつつある。現時点の問題は燃料サブアセンブリ内において事故を抑え、未然に防ぐ計測器があるかどうかと言うことである。」これは上記のFarmer以下の英国の現在の計測器開発の努力の方向を単的に表現したものであると思われる。

ドイツカールスルーエ<sup>19)</sup>でFBR計測系の開発はまさにこの燃料溶融予知予防系に集中していると言える。即ちそれは、予防計装(preventive instrumentation)でこの中の開発項目としては、

- ナトリウム沸騰検出、異常診断
- ナトリウム中の音響測定法
- ナトリウムレベル計
- サブアセンブリ内の温度ゆらぎ測定
- 炉内中性子検出

である。またSNRでは<sup>23)</sup> Core surveillance instrumentとして出口温度計と流量計の開発につとめている。

以上の考え方に対し批判がないことはない。即ち、英のGilby<sup>19)</sup>はAix会議で「各サブアセンブリ毎に多数の計装をクリスマスツリーの飾りの如くつけるのは遠い将来は好ましくな



くやはり buekdetection 的に処理させるべきだ」と言い、また著者が英リズレーを訪問した時、その Duncombe<sup>19)</sup>は「各サブアセンブリ毎に計装を各種つけたら、計装の保修員は何人あつても足りない。」ともらしている。

以下各種計測器の開発について各国の状況をまとめてみる。

#### IV.1 FPの初期信号

FPが出た事を即応的に測る方法として英は遅発中性子法で10数秒ないし数10秒のオーダーの計測を考えている<sup>24)</sup>。プレシビテータを用いる方法は時定数が大きいので早期発見には不向きであろうと思われる。

#### IV.2 ボイドによる反応度変化

応答性は早く、仏国のRAPSODIEで使われている。この経験によると<sup>4)</sup>、5pcm ( $5 \times 10^{-5} \Delta K/K$ )の変化があれば一定運転状態である限り異常とみなす。従つて PHENIXに設ける場合、正常な反応度変化(ポンプ停止、3秒以下の電圧降下、制御棒挿入)の場合はこの反応度変化で炉の安全系を動かす回路は切らねばならない。

英国ではII.3で説明した事にも関係するが、ボイドによる中性子束(乃至反応度)の変化分の「立ち上り時間」と「振巾」の両観点から異常変化を判定する<sup>25)</sup>。大型炉心ではボイド係数が炉心内で場所により値および符号を変化するので取扱いに注意を要する<sup>26)</sup>。(著者の考えでは炉内中性子計装による局所的測定をすればこの点を解決できると思う。)

#### IV.3 出口ナトリウム温度

ソーズド熱電対の時定数をあげるため極く少数のものを案内管に入れず、直接ナトリウム中につける方式(Rapsodieの炉心中央3本<sup>27)</sup>、PFRも一部露出させると言う<sup>28)</sup>。)もあるが試験的段階である。

ソ連の経験によるとBOR-60<sup>29)</sup>では38ヶの熱電対が炉心およびブランケット燃料集合体の出口についているが、相当多数のものが隣接集合体からの冷却材のクロスフローのため低目の読みを与えた。

フランスRAPSODIEでは<sup>30)</sup> core monitoring thermocouple(燃料集合体出口温度測定用と思う)は中性子にさらされた長期運転でも驚く程安定な結果を与えていると報告され、かつ著者の聞いた処でも破損して運転に不便を与えるようなものはないと言っている。然しこの熱電対は将来炉のためにも特別な研究をしていると言う<sup>9)</sup>。(取換可能、即応性のものを言うか?)別な文献<sup>4)</sup>によると、PHENIXの121体の燃料集合体の閉塞を検出するため1)各集合体毎出口に2ヶの熱電対があり、かつ2基のデジタル計算機 Telemecanique T-2000 が独立に、各集合体からの上記熱電対信号を処理している。此の計算機は炉内の温度異常上昇をモニターし、炉出力、流量、炉

内の位置（ホットスポット）を参照して安全限界値を確立するのに必要である。このための計算機は次の如き処理を行なう。今ある（ $i$ 番目）集合体が閉塞し始めたとする。その入口から出口までの温度上昇  $\Delta T_i$  は全体から見たらその全平均温度上昇  $\Delta T_m$  に影響しないと考える。この  $\Delta T_m$  は流量  $Q$  に反比例し、炉出力  $P$  に比例するので、 $\Delta T_m = KP/Q$  と表わせる。この平均温度上昇は、各集合体毎の値を 1.5 秒毎に処理して

$$\Delta T_m = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^{i=n} \Delta T_i$$

として求められる。個々の集合体の標準温度上昇は

$$\Delta T_{i,r} = a_i \Delta T_m \cdot \frac{(100 + \alpha)}{100} + \beta$$

と表わせる。此処に  $a_i$  は各集合体の特性係数、出力率係数で、出力上昇時ステップを追って較正される。この  $\Delta T_{i,r}$  と測定値  $\Delta T_{i,u}$  を比較する。この操作は既に数年間 RAPSODIE で実施中と言う。

ドイツでは熱電対の照射試験を行なっている<sup>25)</sup>。

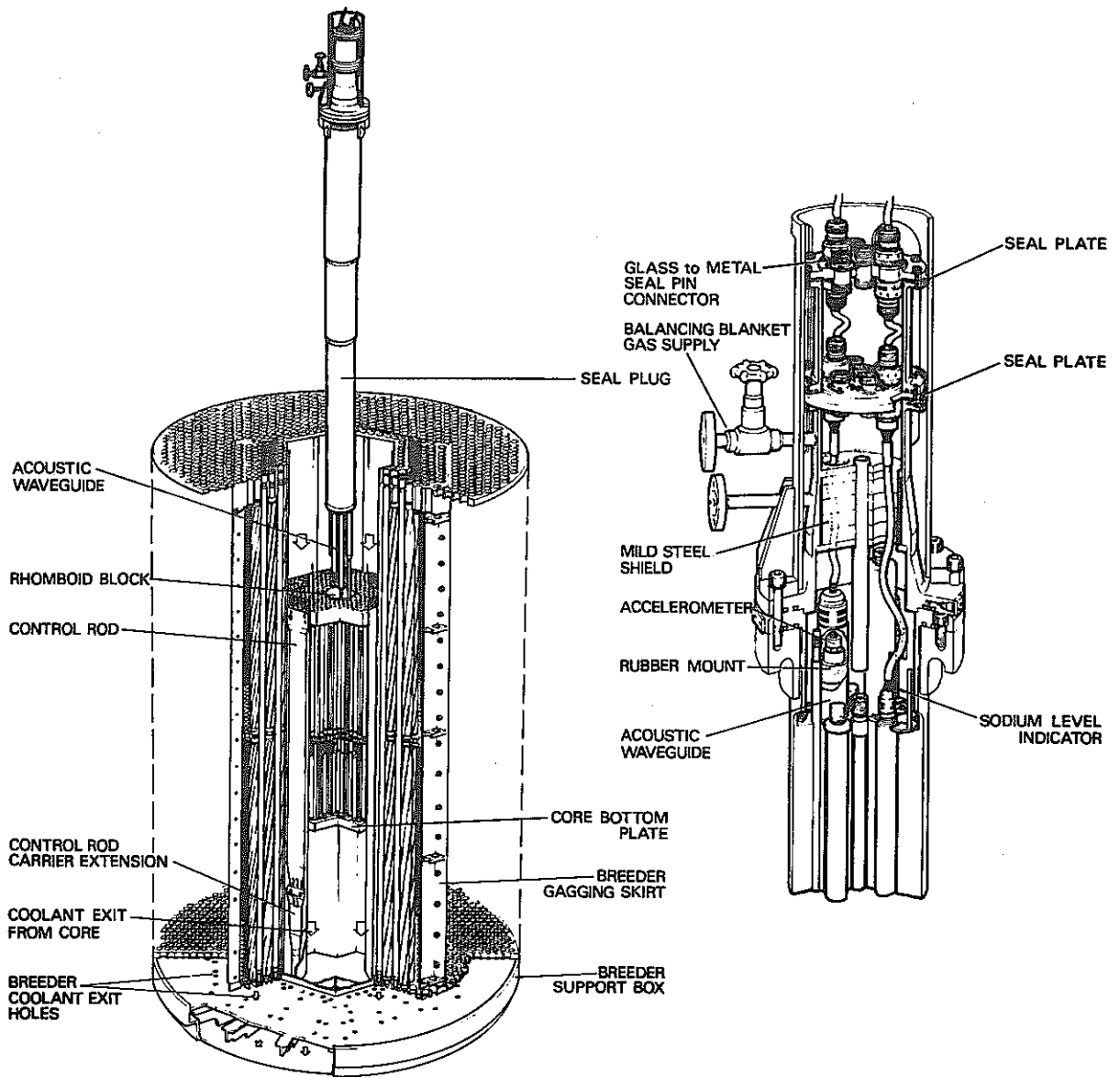
#### IV.4 沸騰の音響ノイズ

各国共に熱心である。英国 DFR では図 6 の如くウェーブガイドを用い、加速度計は炉外、ウェーブガイド上端部に置いて測定に成功している。

DFR<sup>25)</sup> でも 6ヶこの装置をとりつける。ステンレス鋼製のウェーブガイドは直径 12.5 mm、長さ 39.3 m でナトリウム中に 5.8 m つかり、炉より 150 mm 上に達する。水ループを含めて模擬試験を行なっている<sup>19)</sup>。然し未だ高温検出器で有効なものは見出していない。また感度はバックランドノイズ次第できまると言う。ウェーブガイドの中間的支持にはステンレスの薄いテープを 15 mm 位の厚さまで巻きつけて用いている<sup>19)</sup>。

米国<sup>2)</sup> では炉内計装で突沸と機械的振動の検出が重要で、このため先づ 1200°F の雰囲気能耐える検出器として「ニオブ酸リチウム、Lithium Niobate」が有望だとしている。

フランスでも沸騰気泡が近傍のサブクール領域で激しく凝縮する（つぶれる）時超音波衝撃波を発生するので、DFR には図 7 に示される如き 12ヶの検出系をつける予定と言う<sup>10)</sup>。各系にはウェーブガイド、圧電素子、増巾器、高域濾波器、ゼロ時間相関器をもち、かつ共通にマルチプライヤ、低周波増巾器、相関器、フーリエ変換器がある。この音響特性は無遅延自己相関々数 (zerodelay self correlation) から求められる平均出力と自己相関々数 (auto correlation) のフーリエ変換より得る周波数スペクトルとによりきめられる。



☒ 6 - Acoustic noise equipment  
 J.Kirk, TWELVE YEARS OPERATING EXPERIENCE  
 ON DFR(Dec. 1970)

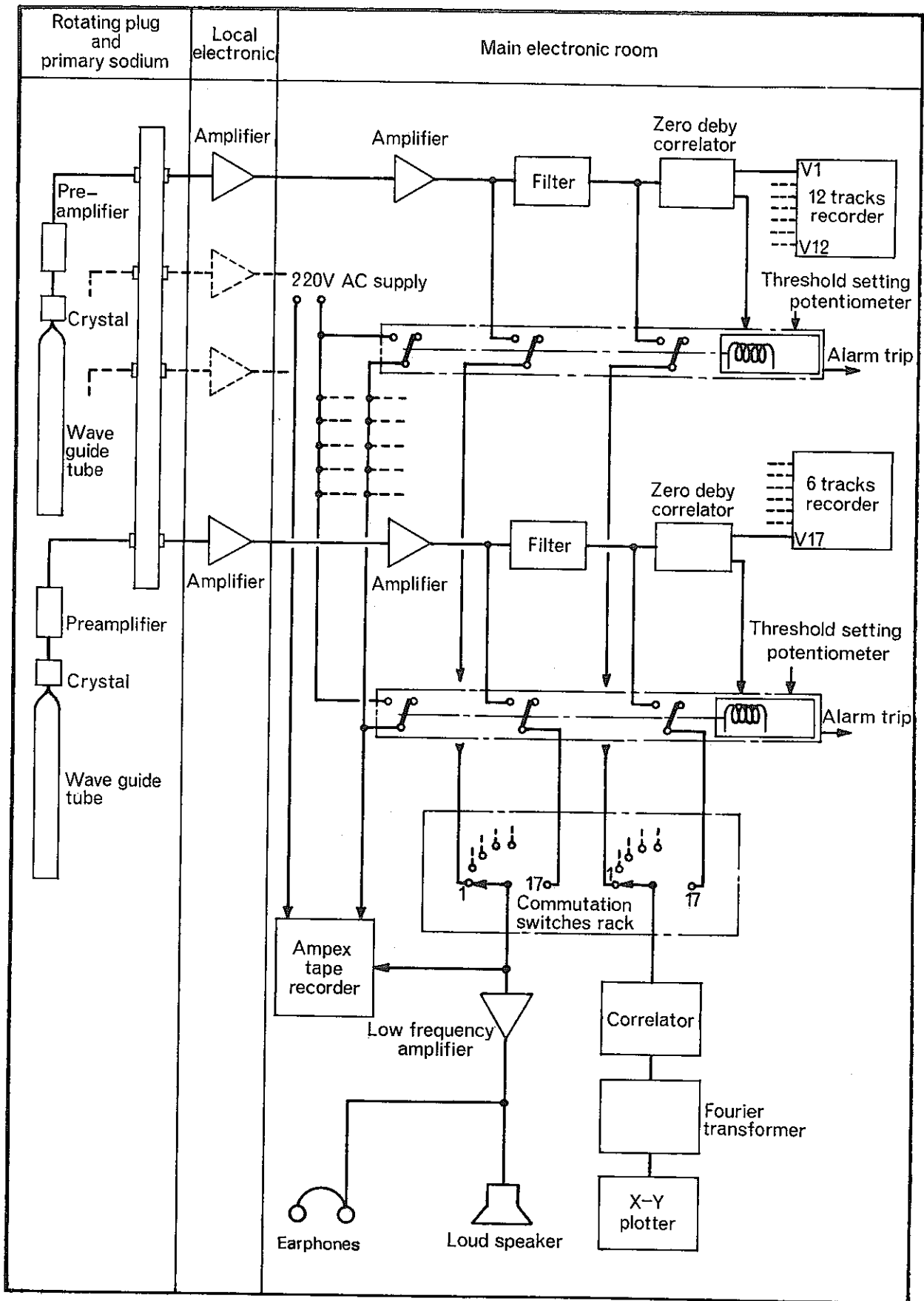


图7 - Instrumentation for sodium boiling detection

Nucl. Eng'g Internat'l 578(July 1971)

#### IV.5 炉内流量計

炉内流量計について、まず英は図8、9の如くPFRのブランケット部の特殊燃料集合体3ケにそれぞれ直径約1インチ程度の渦電流式小型流量計を挿入し、炉内(ブランケット部も含んで)の流量の有無の監視、スクラム動作信号源として利用している。また1次系ポンプ出口の流量測定に(註:正確に言うところの型の流量計は局所的流速を測るのであり流量計測ではない。)

これらの流量計信号の温度係数を最小とするため、最適周波数(英国の場合は600 Hzと言っていた)を選択して図10の如く平坦に近い<sup>10)</sup>。

ドイツのSNRには各燃料サブアセンブリ出口信号をとる手段として、熱電対4ケ置くかもしくは2ケと流量計(渦電流型)1ケにするか未決定と言う<sup>19)</sup>。ドイツの此の型の流量計は開発が良く進んでいると見え、インターアトム社のナトリウムループAKBでは7本のSNR用実寸大ダミ燃料集合体の流動試験に直径約5.6 mmの渦電流型流量計を13ケ挿入して局所的流速分布を測っている<sup>19)</sup>。現在流量計は照射試験を行なっている<sup>23)</sup>。このAKBにおいては<sup>23)</sup>出口温度計および出口流量計(これらは実際の炉内に設け得るものである)か実際の炉内の変化をどの位正確に表示し得るかと言う実験、殊に燃料頭部からそれら計器までの距離ならびに相対的軸方向位置のずれのある場合の実験を行なっている。

#### IV.6 圧力、振動についてはプロセス計装、試験検査用機器の所で述べる。

以上は一種の炉内計装の開発について言っていることだが、Aix 会議で炉内計装については論議が有り、本当に炉をスクラム(トリップ)するのに必要なものと炉内情報を集めるだけの目的のものとの区別が大切で、英としては現段階で沢山つけるのは大部炉内情報を得て将来のOFRの設計に利用するためのものが多いと言っていた<sup>19)</sup>。

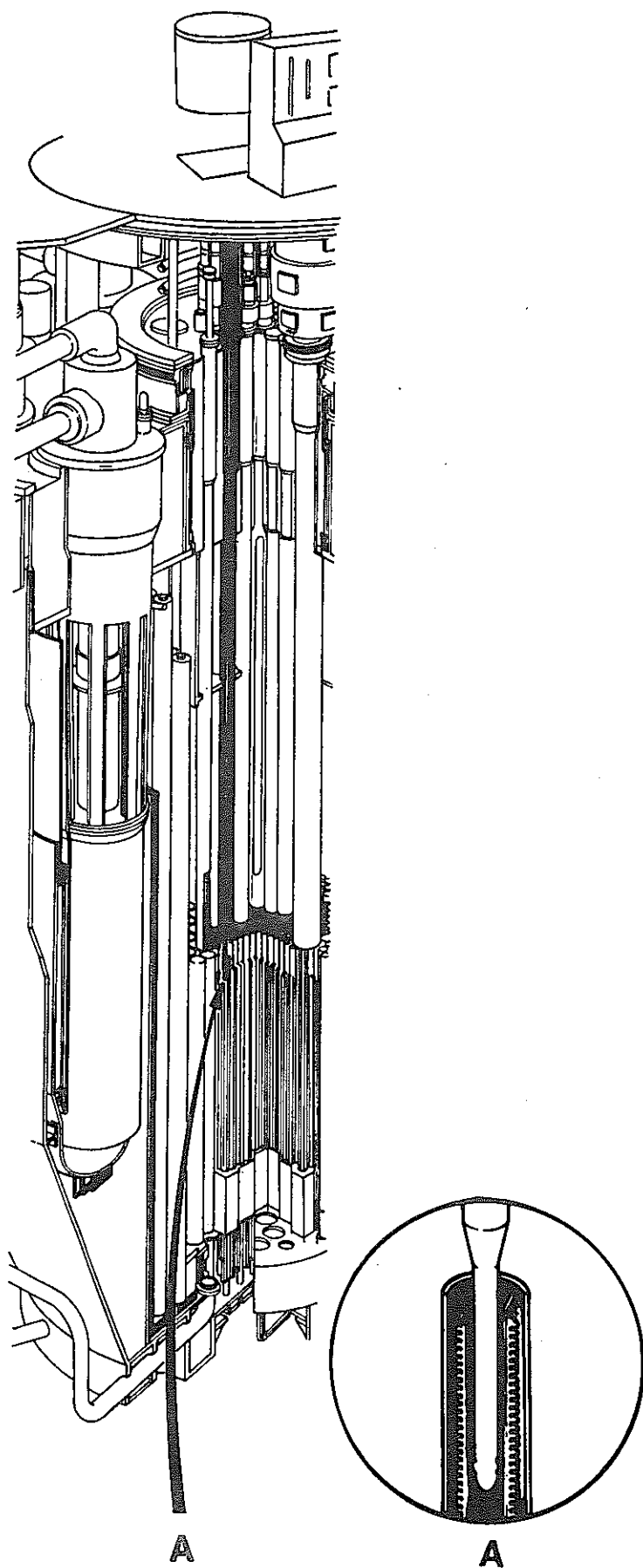


图 8 - Location of core flowmeter  
in P.F.R.

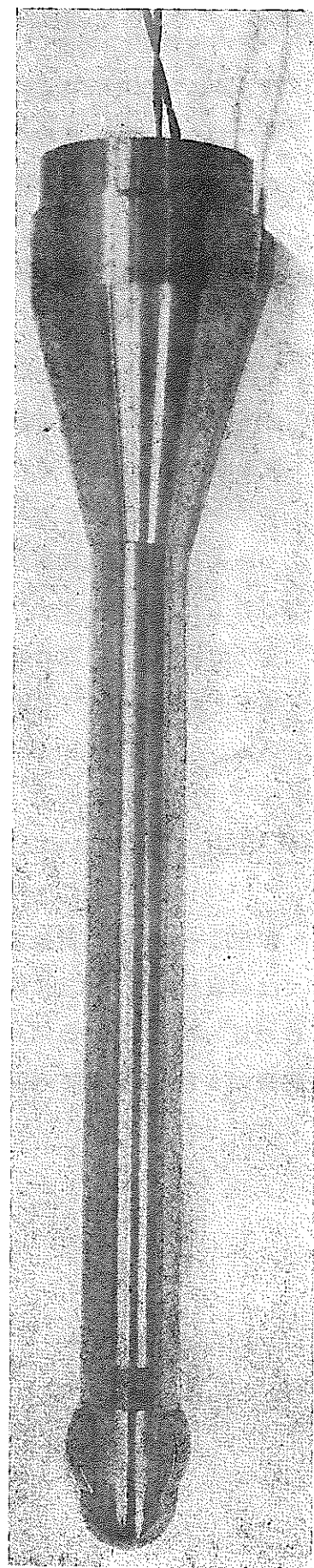
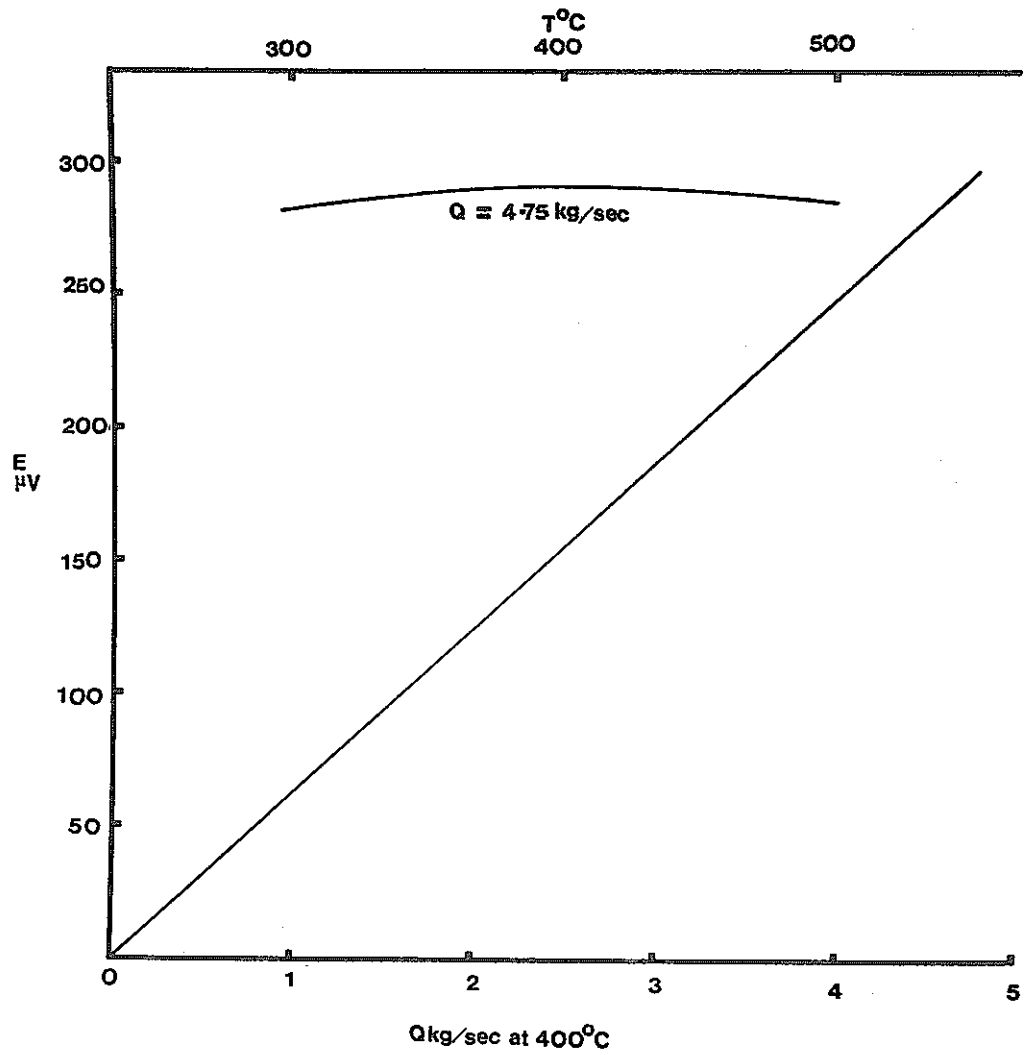


图 9 - Complete flowmeter



☒ 10—Performance of core flowmeter

## V プロセス計装

仏の Carle<sup>31)</sup> は「ナトリウムが光学的に不透明であるだけでなく、ナトリウムが高温であるのにこれに耐える計器計装の開発の必要性が在すると思われる。

### V.1. 大型流量計

英は PFR の 2 次回路に用いる予定のサドル型電磁流量計については理論計算だけでも  $\pm 3\%$  の精度で流量を求め得ると自信を持っているので<sup>25)</sup> (テストループとしては 12" までしかないが), PFR, CFR 用に特に重点的開発項目とはしていない。

また PFR の 1 次回路の 3 ケのポンプの流量を検出するため、図 4 および 11 に見られる如くそれぞれの出口に渦電流型 (flux distortion 型) 流量計をおいている。直径 25 mm, 長さ 1.22 m の案内管が炉容器の天井から挿入されており、この中に入れられている。400°C に耐え交換可能であるが設置場所が最適化されぬので、現場につけてから較正が必要となる。このため温度ゆらぎ相関測定法が用いられる。<sup>25)</sup> 1 対の熱電対を 6.1 m の距離を置いて用いる。これは交換不可能であるが上記の必要情報を得るには十分な寿命をもつと言う。

また英国リズレーで著者の見聞した処では差圧式流量計方式で差圧をそのまま測るのではなく、差圧タップに小型流量計を入れて、その流量で本管流量を測る方式も研究しているようであった。<sup>19)</sup>

仏国の PHENIX では、1 次 2 次の大型配管 (500 mm 径以下) につく流量計は主配管と同軸 (註, 中心軸の事か?) に、かつ互に反対 (註, 上流, 下流?) 方向をおかれた 2 ケの圧力タップから取出したバイパス回路を流れるバイパス流量を主配管の外で、永久磁石式電磁流量計で測る方式である。<sup>14)</sup>

また別に 1 次ポンプ出口流量計も研究課題としている。<sup>9)</sup> この流量測定は derived flow method であるので、メータは原子炉容器と合体したものである。流量計はアルゴン雰囲気耐漏洩性の密封管 (容器) に入り、用いる永久磁石の材料はコバルト、流量計は 2 個のステンレス鋼製のコップで出来た保護ケースに入っている。<sup>14)</sup> (この項著者にもやや不明である)

米の Fermi 炉では 1 次回路 3 ループの内 1 つの入口ナトリウム温度を他の 2 つより 20°F 下げて入れ、混合状態を見た処、該ループ側のサブアセンブリの出口温度のみ 15°F も下り、混合は予想以上に悪かつたと報じている。<sup>32)</sup>

ソ連の BOR-60 では、「特殊な工夫をして炉心流量とブランケット部流量とを測れるようにした、同一ゾーン内の燃料集合体を流れる流量の違いは 5% を越えなかつた。」<sup>12)</sup> と言うので、かなり精細な流量計が幾つか炉内またはその近傍につけてあると思われる。



To facilitate this insertion, the sensor is made of small dimensions and the windings of anodised aluminium are connected to semi-flexible M.I. aluminium cables. The windings and the sprayed alumina insulation are protected by a thin stainless steel sheath. Some details of the construction are shown in the cut-away sensor at Fig. 6.

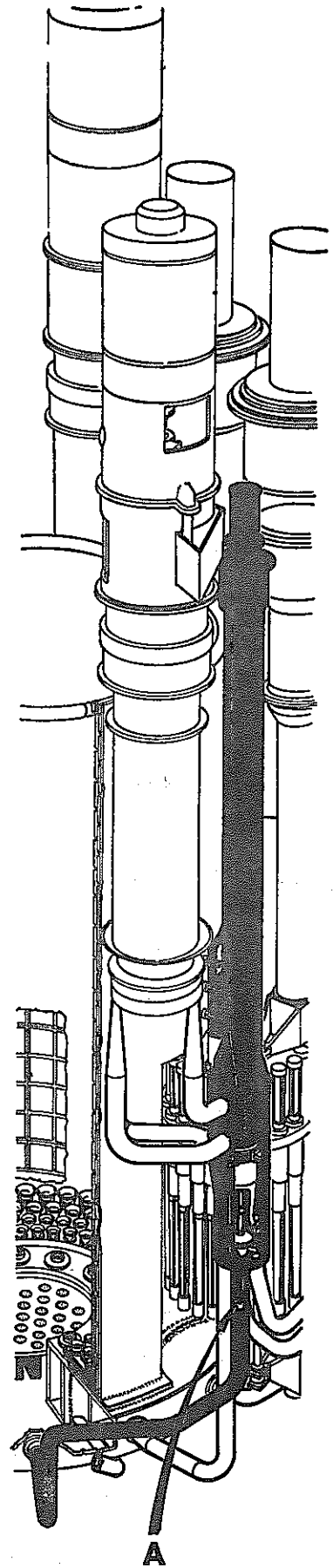
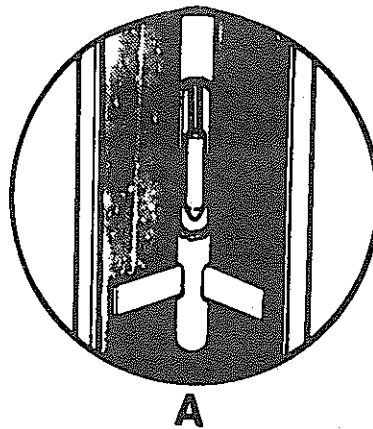
At its measuring station the flowmeter has to work inside the stainless steel pocket. Adequate sensitivity is maintained by a suitable choice of sensor turns and excitation frequency.

The circuit arrangement is shown in Fig. 7. The sensor primary is excited by a constant current  $I$  and the differential secondary voltage  $E$  is amplified, filtered to reject noise pick-up, and rectified. The flow is indicated on the instrument meter and relayed to the data handling equipment.

Some typical performance figures for this flowmeter are as follows:

Operating Temperature $T$	420°C (550°C max.)
Sodium Velocity $v$	8.7 msec <sup>-1</sup>
Excitation Current $I$	400mA
Differential Output Voltage $E$	3.5mV
Temperature Coefficient	0.01% deg. C <sup>-1</sup>
Repeatability at Constant Temperature	2%
Noise Level	Less than 15% of output signal

Published by Public Relations Branch  
 United Kingdom Atomic Energy Authority  
 11 Charles II Street, London, S.W.1. March 1970  
 Printed by George Berridge & Co. Ltd., London & Thetford



⊠ 11—Location of pump flowmeter in P. F. R.

これにもとづきブランケット領域，制御棒部，容器冷却部を流れるナトリウム流が初めて正常値より多いことが判り，特殊な制御装置をつけてこれを下げた。<sup>29)</sup>

インターアトム社にあるS N Rのモクアブルーブ，A P B (65 cm径)では見学した時，永久磁石式を用い，その較正はベンチエリー式で行っていた。また，ベント(エルボー)式流量計もあつたが，ただ差圧タップに差圧計でなく小型流量計を置いていた。<sup>19)</sup>この方式は差圧をダイヤフラムなどでとるより信頼性，保修の容易性を一段と増すと思われる。

Fermi 炉<sup>1)</sup>では流量計較正その経年変化について次のような報告をしている。「I H Xの蒸気側の熱バランス計算をして中性子検出器の較正した流量計の事前の較正値が正しいか検討した。定常原子炉運転状態で1次，2次回路の流量計の指示はブリオベレーションテストの時流量特性から求められた較正データの2%以内の値であつたので，ポンプや弁の運転特性から考えて14インチの流量計は $-0.05\% 1^\circ F$ の割合で補正すべき事および出力電圧は過去7年の間に5%以つたことが判つた。5%の減少の原因は渦電流にもとづく非磁化(demagnetization)によると思われる<sup>32)</sup>」永久磁石式流量計を使用した場合は経年変化にも注意を要することがこれで判る。然し一方Rapsodieの電磁流量計<sup>30)</sup>は3年間の運転後チェックした処最初較正した値と著しい変化はなかつたとも言つている(永久磁石型かコイル型かは不明)。

## V.2 レベル計

ドイツが preventive instrumentation の1項目として掲げている。<sup>19)</sup> 英国は誘導型で固定連続式，固定 on-off 式，可動式など開発した見本がリスレーに置いてあつた。<sup>19)</sup>

仏の P H E N I X では誘導型を採用するが温度の補償装置がプローブ内に蔵められている。<sup>14)</sup>

## V.3 不純物計

米国は，ナトリウム中の不純物として酸素，水素，炭素を連続して測定し得る計器の開発に努力しているようで，<sup>2)</sup> Aix 会議でも A P D A の Alexanderson から蒸気発生機の破損検出とも関連してナトリウム中の反応生成物の一つとしての水素の早期連続検出器を特に要望していた。<sup>19)</sup>

彼の説明によると Fermi 炉の水素レベルはナトリウム中のものを測りガス中ではないと言つていた。(これは著者の聞き違いかも知れない)

英国の水素検出器<sup>19),25)</sup>としてニッケルの細管をコイル状に巻き(長さ4.6 m, 径1.8 mm—文献には0.18 mmとあるが誤りと思う)，これを蒸気発生器のすべてのカバ

ガス中におきまた追加の1つはナトリウム中におく。コイル内部を真空に引いて水素がニッケル管を浸透して来るのを普通のカタロメータで(熱伝導の変化測定)検出すると言う装置を開発していた。

#### V.4 振動計

原子炉容器内の構造物の振動を測定することはタンク型高速炉の場合は極めて重要であり、その故にこそ、英のPFRはプラント完成後、まず水を満して流動試験を行ない、潜水夫やTVを使つてまでも構造物の振動を観測すると言う。<sup>33)</sup> フランスおよびソ連は、残留水滴などを心配して水試験は行わず、直接ナトリウムを満して流動試験を行うと言う。<sup>34),35),36)</sup> 従つて高温ナトリウムの雰囲気能耐える振動計、変位計の開発をフランスは研究開発課題の1つとして取り上げて、これに超音波の利用を考えている。<sup>9)</sup>

米<sup>2)</sup>でも厳しい振動を監視するため炉内高温用振動子としてニオブ酸リチウムを有望視している。

振動は機器の破損より反応度への帰還により大きな注意点があるようである。<sup>33)</sup>

## VI 試験検査用計器

### VI.1 ナトリウム透視器 (Under Sodium Scanner)

ナトリウム透視器は米 A P D A が数年前まで積極的に開発を進めていた。最近フランスでもかなり開発していることが文献<sup>9)</sup>やジュネーブ会議での展示場で見られた。また Aix 会議で C E A の Lion の説明では 550°C に耐える振動子を用いているとの事であった。<sup>19)</sup>

(注：日本は A P D A と 1972 年から共同開発をする予定である)

### VI.2 計装燃料

E B R - II <sup>1)</sup> は照射設備として照射中の詳細な挙動を調べるため現有の Fuel Cycle Facility (燃料検査および再組立用) 以外に次のような 5 つの施設を新たに設けている。

I N S A T Instrumented Subassembly Facility (計装燃料を取扱える施設、流量はオリフイスで制御する)

R S C L Radioactive Sodium Chemistry Loop (炉の 1 次冷却材をバイパスして取り出し、不純物計などの計測器や材料の競合性を調べる)

N I T F Nuclear Instrument Test Facility (電熱器を内蔵した実験孔で中性子検出器、ケーブル、コネクタなどを高温でテストできる)

I N C O T In Core Test Facility (前述の I N S A T の小型のもので流量可変である。F F T F 用計測器の原型、次に B<sub>4</sub>C の研究にも用いる)

F F F Facilities for Handling Failed Fuel (激しく破損した燃料ガス冷却が不可能な破損燃料も取出し取扱いが出来る装置)

以上のうち I N S A T は制御棒用の通常の六角套缶の中に各種計装をつけた実験施設 (所謂、計装燃料である) を入れたものを取扱うことができる。第 1 回の計装燃料には 16 本の酸化燃料ピンと構造材サンプルを入れた 2 本のピンに、1 本の流量計とサブアセンブリ出入口ナトリウム、ベレット中心、被覆材および構造材サンプルの温度を測る熱電対、F P ガス圧を測る圧力変換器をつけていた。第 2 回の計装燃料は 36 本の混合酸化燃料ピンに沢山の熱電対をつけ熱伝達条件を正確につかめるようにしている。ピンにつけたラッピング用ワイヤは中空式で、その中に熱電対を通すようにしている。更に自己出力型中性子検出器をもそなえている。第 3 回の計装燃料は核燃料はなく、炉内クリーブ実験で 5 本の計装付きクリーブ試験片が入っている。その内 4 本は気圧がかけられた内圧 (biaxial) クリーブ、1 本は機械的に引張り力をかけられた (uniaxial) クリーブ試験片である。これには電気加熱で温度を一定に保つことができ、これにより温度クリーブと照

射クリーブを区別できる。

別の論文<sup>2)</sup>もコアパラメータ(温度、圧力、流量)を測る必要性を強調している。

SEFORでも計装燃料はかなり使っている筈であるが報告はない。

ドイツはSNRの実寸大ダミー燃料の流動挙動を調べるため、インターアトム社のナトリウムループAKBでは1本のサブアセンブリに次のような計測器をとりつけて測定をしていた。<sup>19)</sup>

- 各スペースグリッド間の圧力降下(SNR燃料ではワイヤラッピングでなくグリードを用いている)
- 燃料支持台に燃料を固定した時、台の孔から洩れ出るナトリウム流量
- 燃料出口温度
- 燃料集合体内(ラッパ管内)の流量分布(1つの燃料集合体内の流量分布は上下2段にそれぞれ6ヶ所および頂部1点合計13ヶ所に径5.6mmの渦電流型流量計をおいている。特に上下2段の所にはダミー燃料ピンの所にこの流量計を代置せしめている。)
- 燃料集合体全流量
- 振動
- ミキシング

また、図12に示す如き実寸大計装つきブランケットダミー燃料集合体を完成している。(註:完成品を見たのは1971年8月30日であつたから現時点では既に試験に供されていると思われる)。これには中央と下端に圧力検出器をつけ、これで集合体の振動と圧力の相関をとると言う。圧力センサーは米国のKAMAN社製と言う。

PFR<sup>8)</sup>の実機の水試験中に計装付ダミー燃料を入れて炉内の流量分布を測定する予定である。

### VI.3 その他

#### 1. 燃料集合体の彎曲度測定

Fermi 炉では運転中照射燃料に彎曲が起りこの度合を測定した事が Aix 会議とジュネーブ会議の口答発表で報じられた。<sup>1), 19)</sup> すなわち、燃料を取り出した後、ポット(16 ft. diving bell 型)の内に入れボアスコープや写真機を用いて100 ~ 250 ミルの先端部の彎曲(ジュネーブ会議では142 ± 13 ミルと言つた)を見つけた。写真撮映の方法は、ポット内が通常ナトリウムで満してあるが、撮映の瞬間だけカバーガス圧を上げてナトリウムレベルを下げ、燃料を露出せしめて撮映した、かなり正確に測れることが判つたと言う(この件を著者は故小田島氏からも聞いた)。

#### 2. 蒸気発生器の漏洩発見法

蒸気発生器の漏洩について Aix 会議で英の Evans は次の如く発表している。<sup>19)</sup>

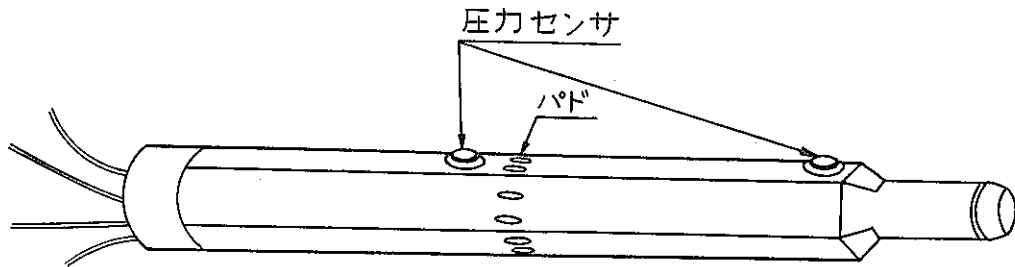


図 12 SNR 模擬ブランケット燃料集合体

PFRの蒸気発生器の如く3ループに分れていれば隔離して漏洩ループを先づ見つける。次に蒸発部、過熱部、再熱部が分れていると、どのカバーガス領域にあるかは各部を隔離すれば判る。もし漏洩場所がナトリウム液面より下にある場合は、その液面を次第に下げ、蒸気管配管に希ガスを押し込んで漏洩の有無を見れば良いと言う。

### 3. ナトリウムのサンプリング法

RAPSODIE を訪問した際、そこの技術者からサンプリングの方法を開発していると次の如く説明を受けた。<sup>19)</sup> 従来RAPSODIEでのナトリウムのサンプリングは滞留したものを取り出していた。これでは実際の状態を表わさないので、バイパス管を設け、採取したい時は、その配管の一部を隔離(弁を2ヶ所で閉じても良し、パイプを2ヶ所ずつぶし切断すればその間に溜つたナトリウムを取り出すことができる)して取り出すと、ナトリウム並びに配管そのもののサンプリングも可能になると言う。

英のDFRでもよんだNaKをサンプルする方法を現在とつているが、これがまずいことを認めていた。<sup>19)</sup>

## Ⅶ 安全保護系

英 PFR ではトリブ系に継電器系とソリドステート系と区別し、かつこれで別々の制御棒を駆動し、スクラムの信頼度を上げる事を考えている。<sup>25)</sup>

また別の論文<sup>37)</sup> や Aix 会議の Evans によると、運転の初期には設計上の弱点が取り除かれて行くが、高速炉では通常のトリブシグナルの他に音響ノイズや破損燃料からの遅発中性子信号なども入つて来るので沢山の疑似トリブ信号が入り易い。PFR のような場合、2 次回路の信号で炉をトリブするようになつている場合でも、複数回路の内の 1 つのトリブによつて全出力が止ると言うようなことがないようにすべきである。

Evans はまた、2 次回路の計装も充分行う必要があることを述べている。即ち給水ポンプ停止やナトリウム漏洩があれば、その回路を急速に隔離しなければならないので、この点、1 次回路と同じ高度の基準で作らなければならぬとしている。

## Ⅷ 動特性・制御性能

### Ⅷ.1 動特性

EBR-IIは1,000,000 MWhに及ぶ低出力運転の後、今62.5 MWthに上昇して運転を行つている。その蒸気発生器のノイズ測定をした処、45や50 MWthより62.5 MWthの時の方がより機械的安定度を得ていることが判つた。<sup>38)</sup>

Fermi炉ではロドオシレータテストをした処、すべてのテスト条件で極めて安定(very stable)であり、唯一の正の反応度帰還は自動制御系統であるが、これも安定度を確保する位相角を持つていると言ひ。<sup>39)</sup>

SEFOR<sup>40)</sup>では出力のオシレーション試験を2種の方法で行つている。1つは炉中心でB<sub>4</sub>Cの棒を0.24~0.00165 Hzで動かす、安定性を証明すると共に、ゼロ出力時にくらべ2 MWth以上の高出力での反応度帰還の終時変化をきめる手段としている。他の1つの方法は、balanced oscillator測定と言ひ、B<sub>4</sub>Cの棒を0.033~0.00165 Hzで動かすと同時に、1次、2次の流量も振動せしめて、一定出力または、平均温度を一定に保つようにして測る。これにより燃料の出力係数、燃料からの発熱以外のものも加えた全エネルギー係数、燃料時定数を求めている。

この他0.96\$から1.2\$までの反応度を0.1秒程度で挿入する。未即発臨界および超即発臨界試験も実施して、炉の暴走に対する安定性とドブラー係数を求めている。

RAPSODIEの炉の安定性は一度も心配された事はなく、起動停止の温度および出力変化率は25°C/h、及び0.5 MWth/minで、制御棒引抜速度は最近0.3 mm/secから1 mm/secに高めた。<sup>30)</sup>

### Ⅷ.2 制御性能

高速炉は他の炉に較べ制御すべき反応度が少いので、一般に制御棒の本数も少く、この点、保守が容易にもなる。<sup>41)</sup>

英のCFRには自動制御系は多分つけることにならうが、PFRの制御ループのシミュレータ研究によると手動制御が何等問題なく出来ることが判つた。制御系統が用いられるとすれば、それは15%/分までの変化率でパワーサイクルを行うような場合であろう。ナトリウムが1次、2次回路に大量の熱容量を持つているので、大きな出力要求が起つても数秒で応答することができる。<sup>41)</sup>

フランスは、ナトリウム冷却高速炉の本質的な安定度の故に、制御系はむしろはぶいても良いと言ひ考へに立つている。またゼノンの生成がないため、基底負荷以外、過渡出力応答も可能であろうとしている。<sup>42)</sup>

ソ連のBN-60では沢山の制御棒(弱い吸収体)を炉全体に均等に配置して極端な引



き抜き方によつては起るかも知れない熱出力の振動を最小限でくいとめるようにしている。<sup>43)</sup>

### Ⅷ.3 オンライン計算機

Fermi 炉では燃料溶融事故後の反省として、もし情報をより良く知つていたら、事故を最小限に喰いとめたであろうと考え、従つて炉の異常を検出するため、オンライン、実時間のデジタル計算機を設置し、反応度は3秒毎、選択された燃料集合体の温度上昇は9秒毎、カバーガス中のFP放射能と30インチのナトリウム配管中の遅発中性子レベルは180秒毎に検出して正常値と比較している。<sup>15)</sup>

フランスのルナルディエにある50 MWthの蒸気発生器試験施設では実験データの再現性を良くするため集中自動計算機制御を行つているが、余り複雑すぎて困難を来していると言われる。<sup>44)</sup>

英のPFRも斬新なオンライン計算機を積極的に採用している。<sup>28)</sup> デジタル信号4000、アナログ信号2000を処理し陰極線管に表わす。コンベンショナルなデータはディスプレイせず、プラント運転はこの運転に依存する。その他シーケンスコントロール、運転指示の表示、自動制御用にも用いる。信頼度を増すため、リンクした2つのサブシステムが普通は一緒になつて運転するが、そのどちらの1つもプラントを運転せしめ得る能力を持っている。サブシステムはマイクロミニアチュア計算機をもつ。これはコアメモリ20K、random access scanner、直流増幅器、640Kのデスクおよび周辺機器をもつ。然し現在のPFRの建設工程をおくらせているのは、そのソフトウェアの開発であると言われる。尚このため、PFRの中央制御室の制御盤は従来のプラントのそれに較べ、極めて小さい単純なものである。著者がドンレーを訪問した時、この盤とDFRにある従来型の盤との比較を聞いた処、DFR側では、レコーダが重要なデータを幾つか線で経時的変化を記録してあると、オペレータはそれをサツと一見しただけでプラントの現状を直観できると言う利点があり、すべてをオンライン計算機でタイプライターに打ち出す点は疑問であると述べていた。やはり或る程度アナログ信号も必要であると思われる。

仏のPHENIXではCII 10,020オンライン計算機2台をそれぞれ独立に計算処理に用いている。<sup>14)</sup> 一方は核熱発生側用、他方は発受配電側用のそれぞれ「監視」用であり、計算機を安全回路に入れるのは破損燃料検出以外にはない。特にデータ表示で改良した点は、

- データを表示するのに3階級に分けてグラフに別々に表わす(特に故障や運転命令関係)
- 陰極線管を用い運転員と機械とか"対話"が出来るようにする(測定値、破損、作動器アクチュエータの動作状態やプラントの個々の特性の表示関係)

またこの計算機により以下の如く性能計算を多数行い、通常の電子計算計器を省くこと

ができています。

- 破損燃料ロケーション（全放射能測定値の調整，校正）
- 発電関係計算（固定子冷却水の監視，回転子温度の計算）
- 保健物理，被曝量計算
- 中央データ処理系のチェックと1350ケのアナログ測定値のと4000のデジタル  
入力監視

## Ⅸ あとがき

以上、最近調査、見聞された世界各国のナトリウム冷却高速増殖炉の計測制御系の開発状況をまとめた。

総まとめすると次のようになる。

核計装：大略の技術で原型炉程度までの用には足りているが、尙高温センサーや信頼性を増すための広帯域用回路あるいは大型炉心や初回起動用の原子炉容器内挿入可能な小型中性子検出器の開発が行われている。

破損燃料検出系：バルクデテクションとして現状では遅発中性子法とカバーガスプレシビラータ法が欠点はあるものの他により優れたものが見出せないので採用しているが、グロスガンマーで測る努力やガンマトグラフの如き新案も出て尙一層の開発が必要とされる所である。

ロケーションとしてサンプリング法が採用される傾向だが長期運転経験は今後待つ。またタッキングガス法も世界的に注目されて来た。

燃料溶融予知予防系：安全性のフィロソフィから特に強く要望されている。反応度ないし出力の変動分を取り出す技術の他、特にボイドの音響ノイズ検出は、各国共積極的に採用し始めている。燃料集合体炉内温度計は、それを計算機で処理する技術の他、熱電対を寿命に確実な信頼性がないにもかかわらず、早期異常発見の見地から少数のものは直接ナトリウム中に露出させて運転しているまたはその計画がある。炉内流量計は渦電流型が現在最も利用される方向にある。

現状ではこの系の開発はその要求仕様から見るとかなりおくられている。計測法の原理の開発、信頼性やその他の特性の改良開発が一段と必要である。

プロセス計装：流量計については大型配管の測定法およびその較正精度向上などが各国色々ななされている。また炉容器内の流量分布の測定、調整にも注意を要するようだ。

不純物計（連続式）や振動、歪、変位計なども今後注意して行かねばならない。

### 試験検査用計器

ナトリウム透視器は次第に各国で注目され始めた。計装燃料は初回特性測定用および照射挙動観測用に技術向上が必要とされる。

また今回は調査不十分であつたが、照射後試験における測定技術（集合体の彎曲度測定）やサンプリング法、炉特性測定技術など更に検討を要する。

### 安全保護系

安全性確保の上で回路構成（ロジック）や擬似信号が入らないようにする開発が望まれる。

### 動特性 制御系

ナトリウム冷却高速炉そのものは運転実績から見てもかなり安定性のよいことが判つて来たが、尙色々の技法で動特性測定が行われている。然し今後大型炉心での制御法については注意

を要する。

またオンライン計算機の利用は P F R や Phenix の成果に注目したい。

文 献

- 1) Levenson, M., et. al. : MAJOR CONTRIBUTION FROM EBR-II, SEFOR, AND FERMI, P/047, 2(1971)
- 2) Kintner, E. E., et. al. : STATUS AND EXPERIMENTAL PROGRESS IN THE LMFBR PROGRAM, P/045, 7(1971)
- 3) Kirk, J., et. al., : TWELVE YEARS OPERATING EXPERIENCE ON DFR, 13 (1970)
- 4) Chapelot, M. : Instrumentation, control and monitoring systems PHENIX, Nuclear Eng'g Internat'l., 16[182], 577(July 1971)
- 5) Kirk, J. : RADIOACTIVE MAINTENANCE ON DFR, WINTER ANS MEETING, 3(Nov. 1970)
- 6) Mummery, P. W., et. al. : REVIEW OF EXPERIENCE RELEVANT TO THE OPERATION OF COMMERCIAL FAST REACTOR, P/472, 10(1971)
- 7) Leipunskii A. I., et. al. : EXPERIENCE IN FAST REACTOR OPERATION AND DESIGN IN THE USSR, P/750, 15(1971)
- 8)
- 9) Vendryes G., et. al. : PRESENT STATUS AND PREDICTED DEVELOPMENT OF FAST BREEDER IN FRANCE, P/583, 7(1971)
- 10) Chapelot, M. : Instrumentation, Control and Monitoring System PHENIX, Nuclear Eng'g Internat'l., 16[182], 578(July 1971)
- 11) Leipunskii, A. I., et. al. : P/750, 4(1971)
- 12) ibid., 8
- 13) Vendryes, G., et. al. : P/583, 4(1971)
- 14) Chapelot, M. : Instrumentation, Control and Monitoring System PHENIX, Nucl. Eng'g Internat'l., 16[182], 579(July 1971)
- 15) Levenson, M., et. al. : P/047, 6(1971)
- 16) ibid. 5
- 17) Kirk, J., et. al. : TWELVE YEARS OPERATING EXPERIENCE ON DFR 12(1970)
- 18) Bowles, L. F., et. al., THE DEVELOPMENT AND MANUFACTURE OF SOME IMPORTANT COMPONENTS FOR THE PROTOTYPE FAST REACTOR AT DOUNREAY, P/482, 4(1971)

- 19) 望月, ほか : 海外出張報告, 高速炉国際会議 (Aix-en-Provence, 仏)  
第4回原子力平和利用国際会議 (Geneva, スイス) その他 (昭46.12)
- 20) Cartwright, H., et.al. : REVIEW OF THE PROGRESS OF SODIUM-COOLED  
FAST REACTORS IN THE UNITED KINGDOM, P/481 5(1971)
- 21) *ibid.* 6
- 22) Farmer, F.R. : A REVIEW OF FAST REACTOR SAFETY, INTERNAT'L CONF.  
ON FAST REACTOR, ANS, CEA 13(1971)
- 23) Guthmann, E.A., et.al. : THE FAST BREEDER DEVELOPMENT PROGRAM  
OF THE CONSORTIUM SNR, P/369, 10(1971)
- 24)
- 25) Evans A.D. : PFR station control and instrumentation, Nucl.  
Eng'g Internat'l., 16[183], 642(Aug.1971)
- 26) 望月 : 海外出張報告 (1970)
- 27)
- 28) Evans, A.D. : PFR Station control and instrumentation, Nuclear  
Eng'g Internat'l, 16[183], 641(Aug. 1971)
- 29) Leipunskii, A.I. et.al. : P/750, 9(1971)
- 30) Vendryes, G., et.al. : P/583 2(1971)
- 31) Carle, R. : SOME IDEAS ON THE EXPERIENCE GAINED DURING THE  
CONSTRUCTION OF FAST BREEDER REACTORS, INTERNAT'L CONF. ON  
FAST REACTOR, ANS CEA 7(1971)
- 32) Levenson, M., et.al. : P/047 8(1971)
- 33) Cartwright, H., et.al. : P/481 4(1971)
- 34) Carle, R., et.al. : PHENIX-FIRST FRENCH FAST NEUTRON POWER STATION  
P/584, 12(1971)
- 35) Carle, R. : INTERNAT'L CONF. ON FAST REACTOR, ANS CEA 8(1971)
- 36) Leipunskii, A.I. et.al. : P/750 6(1971)
- 37) Mummery, P.W. et.al. : P/472 6(1971)
- 38) Levenson, M., et.al. : P/047 4(1971)
- 39) *ibid.* 7
- 40) *ibid.* 10
- 41) Mummery, P.W., et.al. : P/472 2(1971)

- 42) Carle, R. : INTERNAT'L CONF. ON FAST REACTOR, ANS CEA (1971)
- 43) Leipunskii, A.I. et. al. : P/750 16(1971)
- 44) Milliat, J.P., et. al. : LE CIRCUIT D'ESSAI DE GENERATEURS DE  
VAPEURS CHAUFFES AU SODIUM, P/812 5(1971)