

NI 242 72-02

<調査報告>

本資料は 年 月 日付けで登録区分、  
変更する。

2001. 7. 31

[技術情報室]

# 高速増殖炉のナトリウム機器 に関する最近の開発状況

昭和 47 年 2 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)

## 概 要

ナトリウム冷却高速増殖炉の開発状況について、著者が昨秋、ジュネーブの第4回原子力平和利用会議に出席するだけでなく、そのかたわら、色々見聞した所が多かったので、特にナトリウム機器についてまとめた。

各国の高速炉プラントの開発計画、運転実績および設計製作状況、ナトリウム機器開発の一般問題、各機器の開発状況（原子炉容器、炉内構造物、燃料取扱機、機械式ポンプ、弁、中間熱交換器、蒸気発生器、配管その他機器）および其の他の問題（試験施設など）に分けて述べる。

顧みて、調査不十分の点が多いと思うが、それらは、何れ追補したい。

昭和47年2月

# 目 次

I. ま え が き .....	1
II. 開 発 計 画 .....	2
III. 運 転 実 績 お よ び 設 計 , 製 作 .....	13
IV. ナ ト リ ウ ム 機 器 開 発 の 一 般 問 題 .....	41
IV.1 ナ ト リ ウ ム 冷 却 炉 .....	41
IV.2 大 型 商 業 規 模 炉 .....	42
IV.3 開 発 方 法 , モ ク ア プ 試 験 .....	42
IV.4 基 準 お よ び 品 質 保 証 .....	44
V. 各 機 器 の 開 発 状 況 .....	47
V.1 原 子 炉 容 器 .....	47
V.2 炉 内 構 造 物 .....	53
V.3 燃 料 取 扱 機 .....	65
V.4 機 械 式 ポ ン プ .....	67
V.5 弁 .....	74
V.6 中 間 熱 交 換 器 .....	75
V.7 蒸 気 発 生 器 .....	77
V.8 配 管 そ の 他 機 器 .....	99
VI. そ の 他 の 問 題 点 .....	100
VI.1 試 験 施 設 , モ ク ア プ 試 験 .....	100
VI.2 イ ン サ ー ビ ス ・ イ ン ス ペ ク シ ョ ン .....	111
VI.3 保 守 .....	112
VI.4 試 運 転 中 の 特 性 測 定 機 器 .....	113
VI.5 コ ス ト .....	114
VII. あ と が き .....	115

## I. ま え が き

ナトリウム冷却高速増殖炉の開発は、世界的に急ピッチで進み、先進諸国では実験炉の建設および運転実績をもとに、原型炉の建設を進め、いよいよ1972年には、臨界に達する予定にある。

Vendryes の印象<sup>1)</sup>では「1964年の第3回ジュネーブ会議の時、高速増殖炉の開発は国威発揚と言う感じにすぎなかったが、第4回の1971年の会議では、世界各国とも本格的な開発に入り、投資額も著しい。」、また「第4回ジュネーブ会議から見て高速炉の世界的開発状況は“ほのかな微笑”が出る程になっている。」と述べている。

また一方ナトリウム冷却高速増殖炉は、特に最近では、エネルギー問題<sup>2),3)</sup>、プルトニウムの有効利用の点から<sup>4)5)6)7)</sup>、あるいは環境問題から<sup>8)</sup>も緊急な開発が要望されている。

このような高速増殖炉開発に対する大いなる期待と華々しい進展状況にも拘らず、これに従事する技術者から見た感想は、必ずしも華々しくはない。ここにその1つの例としてフランスの Carle の言葉を掲げる<sup>9)</sup>。「ナトリウム冷却高速増殖炉を1つの工業製品として見る時、現在は未だ漸くその“感じ”を得ただけに過ぎなく、製品としての再現性は立証されず、また、高速炉を作り出す工業力が充分あるわけでもなく、今までの個々の高速炉の建設、運転プロジェクトは、その場その場の条件に左右されて作られている。建設担当者にとっては、現在、炉は先づ“稼動する”ことが大切で、規格などは未だ不十分である。」

上記のように高速炉開発の担当者にとっては高速炉の開発は漸く、その縮についたにすぎない。そのためにこそ今後の大いなる開発への努力が要望されるのである。

先づ最初に、各国のナトリウム高速増殖炉開発の計画と現状を概観して見る。

## Ⅱ. 開 発 計 画

各国の開発計画に関しては、次のようにまとめられる。

### Ⅱ.1 米 国

デモンストレーション・プラント(約300 MWe)についてM. Shawはジュネーブ会議で1971年内にはその1号機の建設を開始するための体勢をかため得ると発言していた<sup>10)</sup>。資金的な面ではかなり目度がついて、政府資金は\$110 m、及び施設使用料(プラントコストの50%まで)があり、電力会社分担分は\$300 mのうち\$231 mが確定していると言う<sup>11)</sup>。最近、新聞<sup>12)</sup>やニュークレオニクス・ウィーク<sup>13)</sup>によるとコモンウェルス・エジソン社とTVA合同でデモンストレーション炉第1号を作ることになったと言っている。また2号機についてニクソン大統領は予算準備を命令し、1号機より2~5年のおくれを以て建設されると言う。政府予算としては早くても1973年度になるであろう<sup>11)</sup>。何れにせよ米国のデモンストレーションプラントについてはAECが積極的であるのに較べ、民間が未だ充分それについて来ないと言う感触である<sup>13)</sup>。

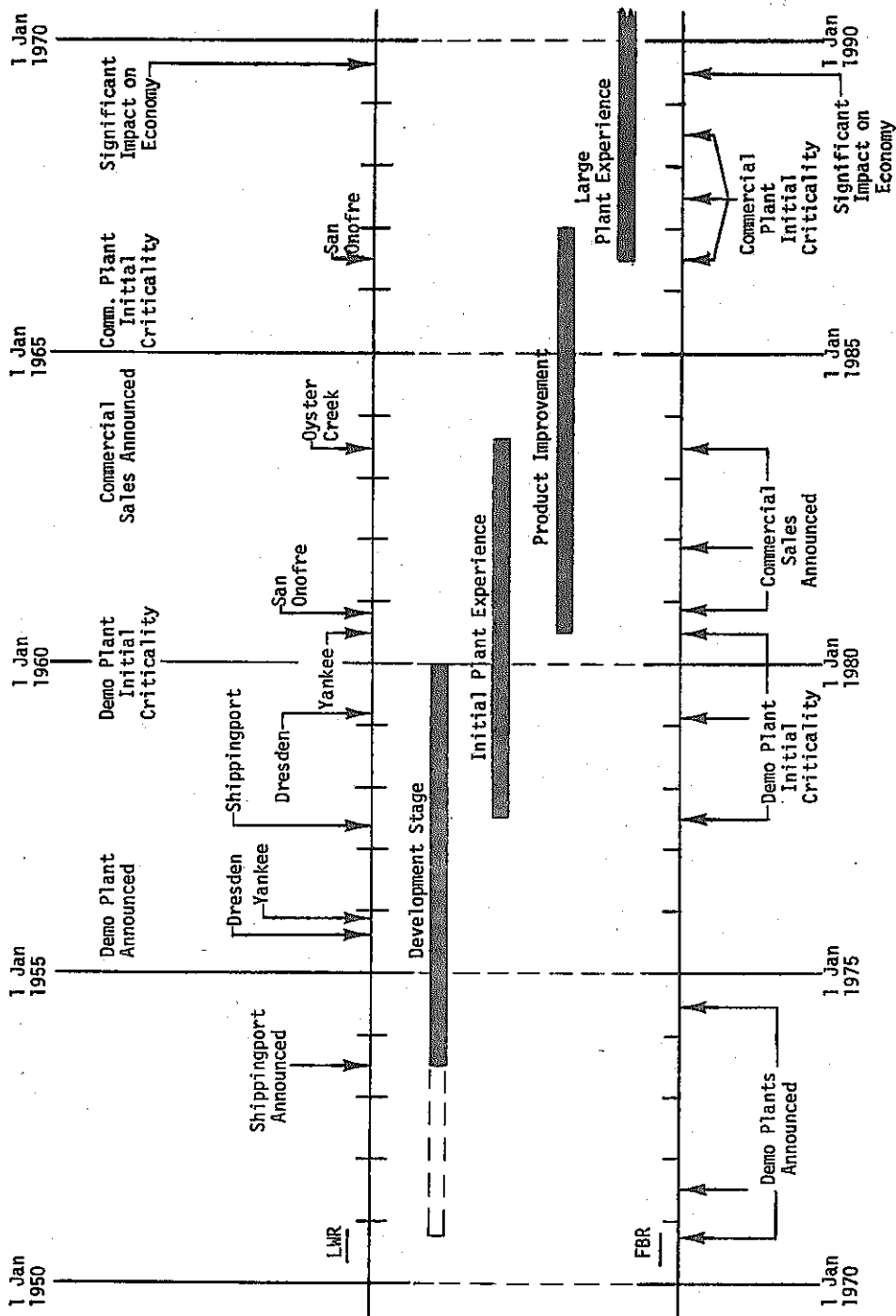
その次に来る高速炉としては600~700 MWeを作ると言う説もあるが<sup>11)</sup>、WASH 1.101にのべられた計画<sup>14)</sup>と、ジュネーブ論文<sup>15)</sup>には、1,000 MWeをねらうとしている。この大型商業規模のLMFBRの建設スケジュールについては遅延が現われており、WASH 1.101図1にのるLarge Plant Experienceがジュネーブ論文図2では、約2.5年おくられていること、また前者にあったcommercial sale announcedは後者にはないが、それと同等と思われるFirst Large Plantsと言うのがcommercial sale announcedに対し約2.5年程、おくられているのが判る。M. Shawの口答発表において、また本文<sup>16)</sup>においては、1986年までに大型商業LMFBRを導入すると言っていたが、これはスケジュール図と違っている。この辺りは、最近の米国内の事情から考えて、やゝ決定的でない点であろうと思われる。

米国AECの考えはデモンストレーションプラントは急がず作るが、その間工業界の技術レベルを充分向上させ1986年までには真に安全性、信頼性および経済性のある商業規模炉を作ろうとしているようである<sup>17)</sup>。

### Ⅱ.2 英 国

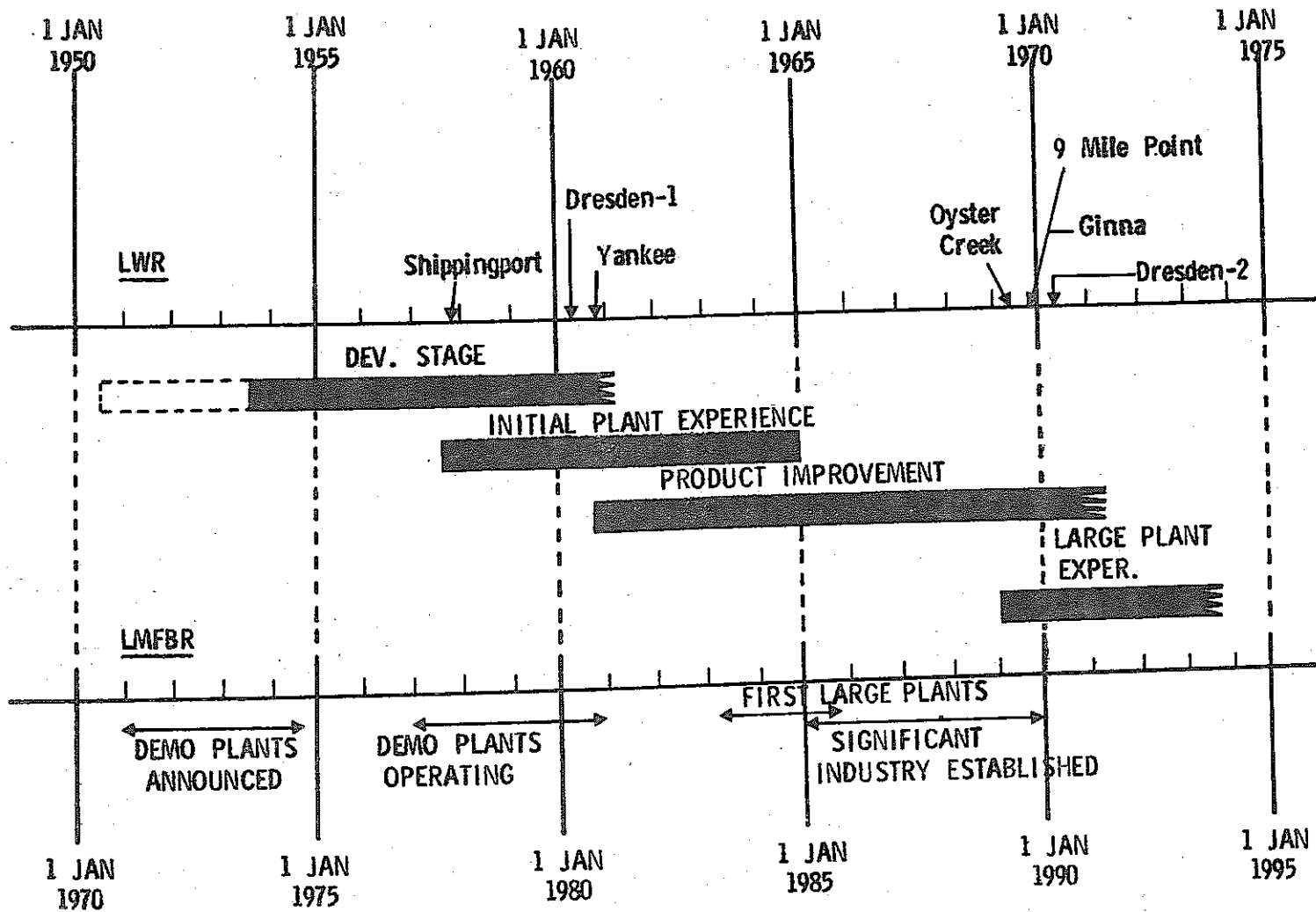
PFR(250 MWe)は、原子炉容器天井の骨格部の溶接欠陥のため、約2年近い遅れを生じたが、現在は図3<sup>18)</sup>のような運転前試験スケジュールを以て近いよいよ水試験を開始し72年内に臨界にし、73年には定格発電をする予定のようである。

商業規模炉CFR(1,300 MWe)の1号機については1974年初期に契約し、その後約2年の間隔を置いて2号、3号を建設するといふ<sup>19), 20)</sup>。



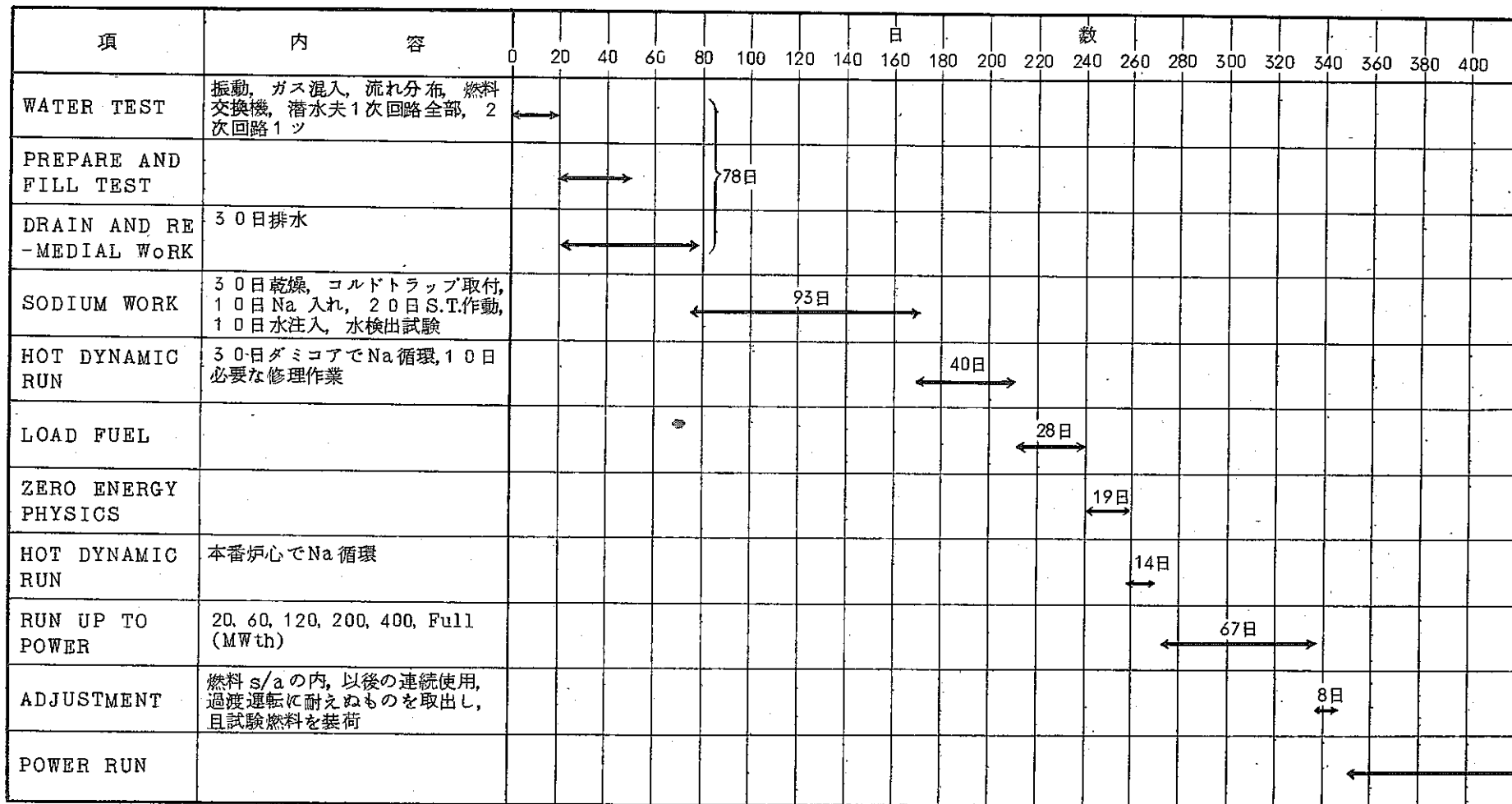
☒ 1 LWR and FBR Development Time Scales

CFRの建設は英国では戦略的計画であるとして<sup>19) 21)</sup>、そのタイミングは英国の動力炉開発計画のスケジュール上からもPFRと充分つながる(図4<sup>21)</sup>参照)ことを考え、かつ将来の高速炉開発の幅広い骨組み(各種の問題点、例えば使用済み燃料の輸送、加工、再処理工場の整備、新燃料の導入、建設体制、養員訓練、安全審査など)を認識する上で極めて重要視している。然しCEGB(中央電力庁)としては、高速炉以外でUKAEAで開発を進めて来た高温ガス炉やSGHWRの導入とCFRとのかね合い、および国内電力需要の最近の伸び悩みなど、別な角度からの検討も必要になっている<sup>22)</sup>。



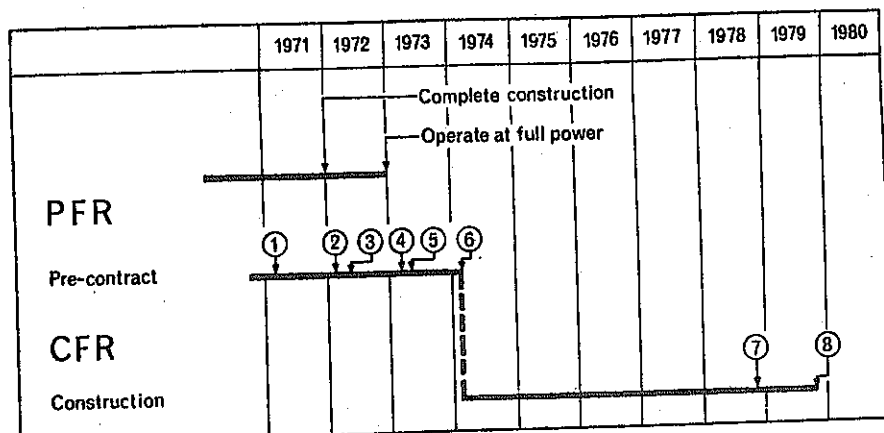
DEVELOPMENT TIME SCALES - LWR & LMFBR





○ タービンの試験は臨時のボイラーを取付けて行なう。

図3 PFRの運転前試験スケジュール



1—Complete reference design and safety assessment, 2—Apply for consent and licence, 3—Issue main plant enquiry, 4—Receive consent and licence, 5—Place design contract, 6—Place plant contract, 7—Complete construction, 8—Operate commercially

図4 Strategic programme for the introduction of the first commercial fast breeder reactor in relation to the completion of the Prototype Fast Reactor at Dounreay

### II.3 ソ 連

BN-350 (電気相当350MWe) (図5) (表1) はスケジュールが数年おくれ、最近漸く機器の据付が全部完了したらしい報道もある<sup>23)</sup>。その臨界は72年初期と言われる<sup>24)</sup>。また BN-600 (600MWe) (図6) (表2) は建設が徐々におくれ、完成は1975～76年と言われる<sup>24)</sup>。ソ連においては、ジュネーブ会議での Orlov の口答発表にもあった如く、1980年代になるまで、大型商業規模炉を作る意図はなく、高速炉で世界の先頭を切る意志はさらさらしないようだ。むしろ PWR と、チャンネル軽水沸騰黒鉛減速炉と言う2種の熱中性子炉を当面大型商業化して行こうとしているようである<sup>10), 24)</sup>。

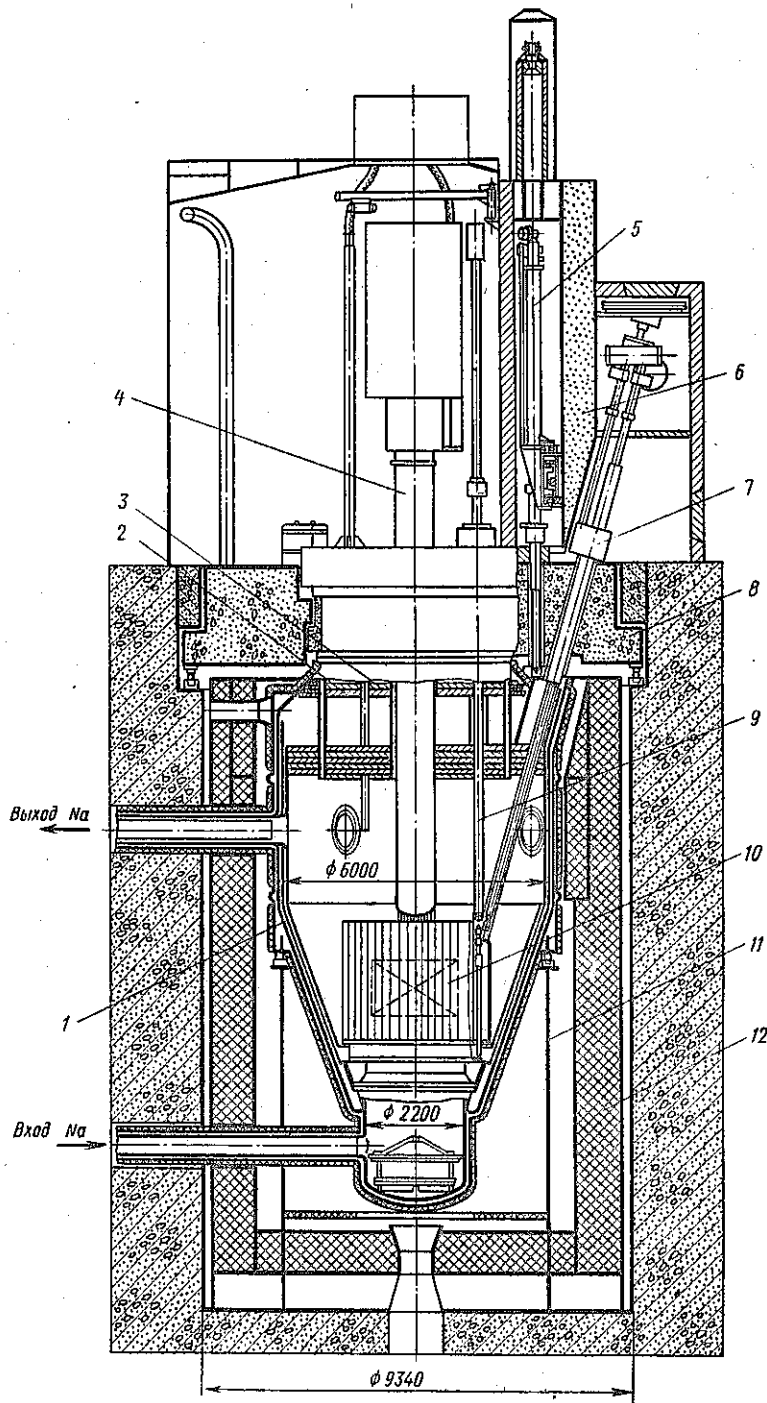
### II.4 フランス

Phenix (250 MWe) の建設は68年開始以来ほぼ順調に進み、72年には完成し、73年には起動し英国 PFR にやゝ遅れて定格発電運転に入る予定と言われる<sup>25)</sup>。

1,000 MWe の大型炉 (ジュネーブ論文には 1,000 MW ELECTRIC POWER PLANT "PROTOTYPE" という表現を使っている<sup>26)</sup>) は、まわりの条件が許せば74年半ばに建設を開始すると言う<sup>27)</sup>。これの具体的な方策の1つであろうが EDF (フランス電力庁), RWE (ライン・ウエストフアリア電力会社, ドイツ), ENEL (イタリア国営電力会社) が合同で1,000 MWe プラントを2機作る計画があり、第1号機はフランスが主体になりフランス領内で多分ローヌ河畔でスイスに近い所<sup>10)</sup> になるだろうと言われ、フランスは既にそのための組織を作っている<sup>28)</sup>。

### II.5 ドイツ

ドイツはベルギー、オランダ及び一部ルクセンブルグも共同して、SNR (300 MWe)

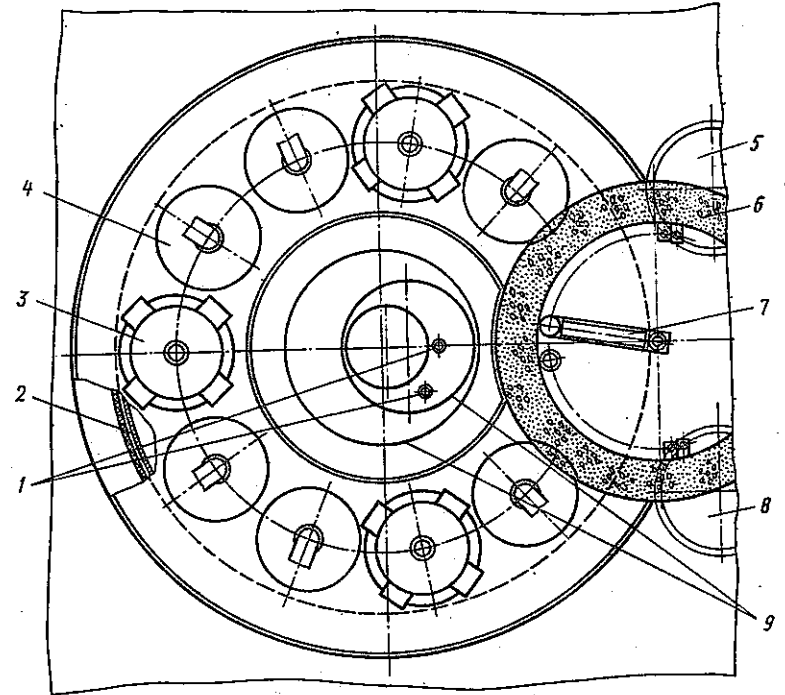
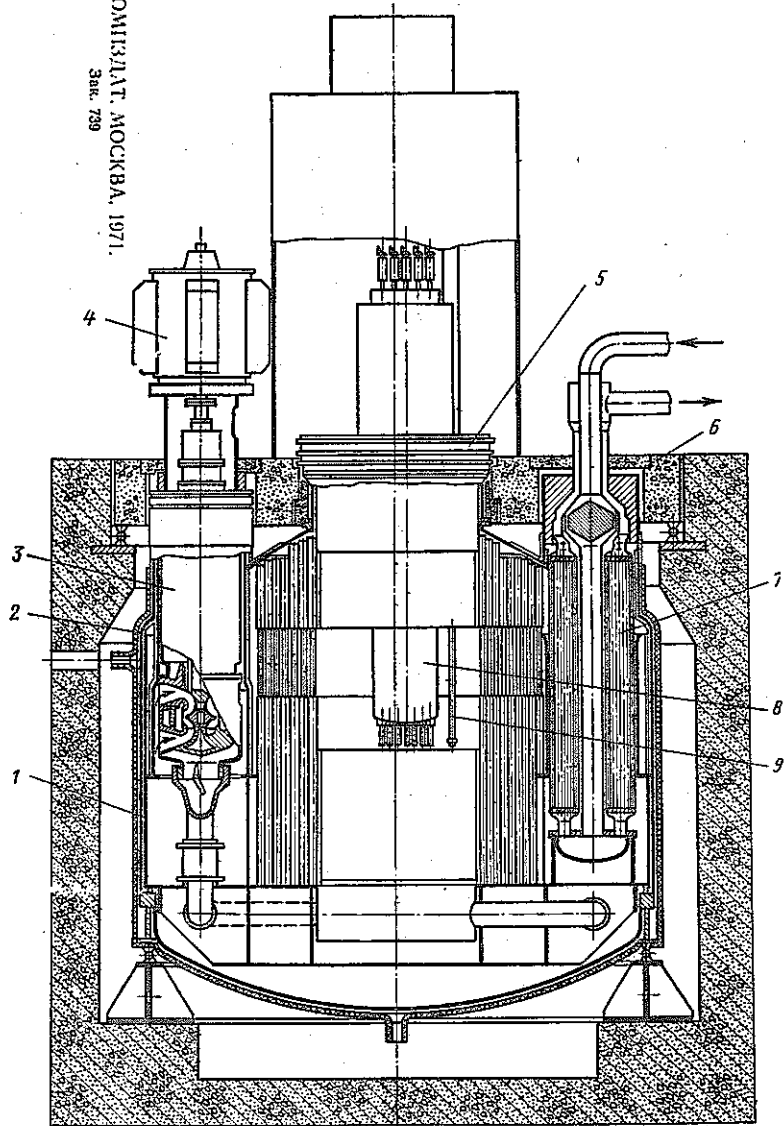


Key to cross section through BN-350 reactor:

- 1 — Reactor vessel; 2 — Large rotating plug; 3 — Small rotating plug; 4 — Central column with control and safety system mechanisms. 5 — Subassembly transfer mechanisms. 6 — Recharging box; 7 — Charge/discharge elevator. 8 — Upper fixed shielding. 9 — Refueling mechanism. 10 — Core. 11 — Reactor seating. 12 — Side shielding.

Fig. 5 BN-350

АТОМСТАНТ. МОСКВА, 1971.  
Зар. 799



Transverse section through the BN-600 reactor:

- 1. Base ring.
- 2. Reactor vessel.
- 3. Pump.
- 4. Electric motor.
- 5. Rotating plugs.
- 6. Upper fixed shielding.
- 7. Heat exchanger.
- 8. Central column with control and safety system mechanisms.
- 9. Refuelling mechanism.

⊠ 6 BN-600

表 1

## Main reactor characteristics of BN-350

- Reactor thermal output, MW	1000
Electrical output (equivalent), MW	350*)
Sodium temperature, °C	
at reactor inlet	300
at reactor outlet	500
Sodium flow rate in the primary circuit, t/hr	14000
Sodium flow rate in each operating loop of the secondary circuit, t/hr	3200
Sodium temperature in the secondary circuit, °C	
at heat exchangers inlet	270
at heat exchangers outlet	450
Steam generating capacity of each steam generator, t/hr	50
Steam conditions at steam generator outlet	
steam temperature, °C	435
steam pressure, kg/cm <sup>2</sup>	50
Reduced core diameter, m	1.5
Core height, m	1.06
Fuel subassembly size "across flats", mm	96
Length of the fuel subassembly, mm	3500
Number of fuel subassemblies in the core	200
Fuel elements per subassembly	169
Fuel element diameter, mm	6.1
Fuel	UO <sub>2</sub> or (PuO <sub>2</sub> +UO <sub>2</sub> )
Fuel element cladding	stainless steel
Maximum clad temperature, °C	680
Maximum burn up, %	5
Fuel lifetime for 0.85 load factor, days	300
Operating time period between refuellings, days	50-60
Total breeding ratio when operating in the breeder conditions	1.5

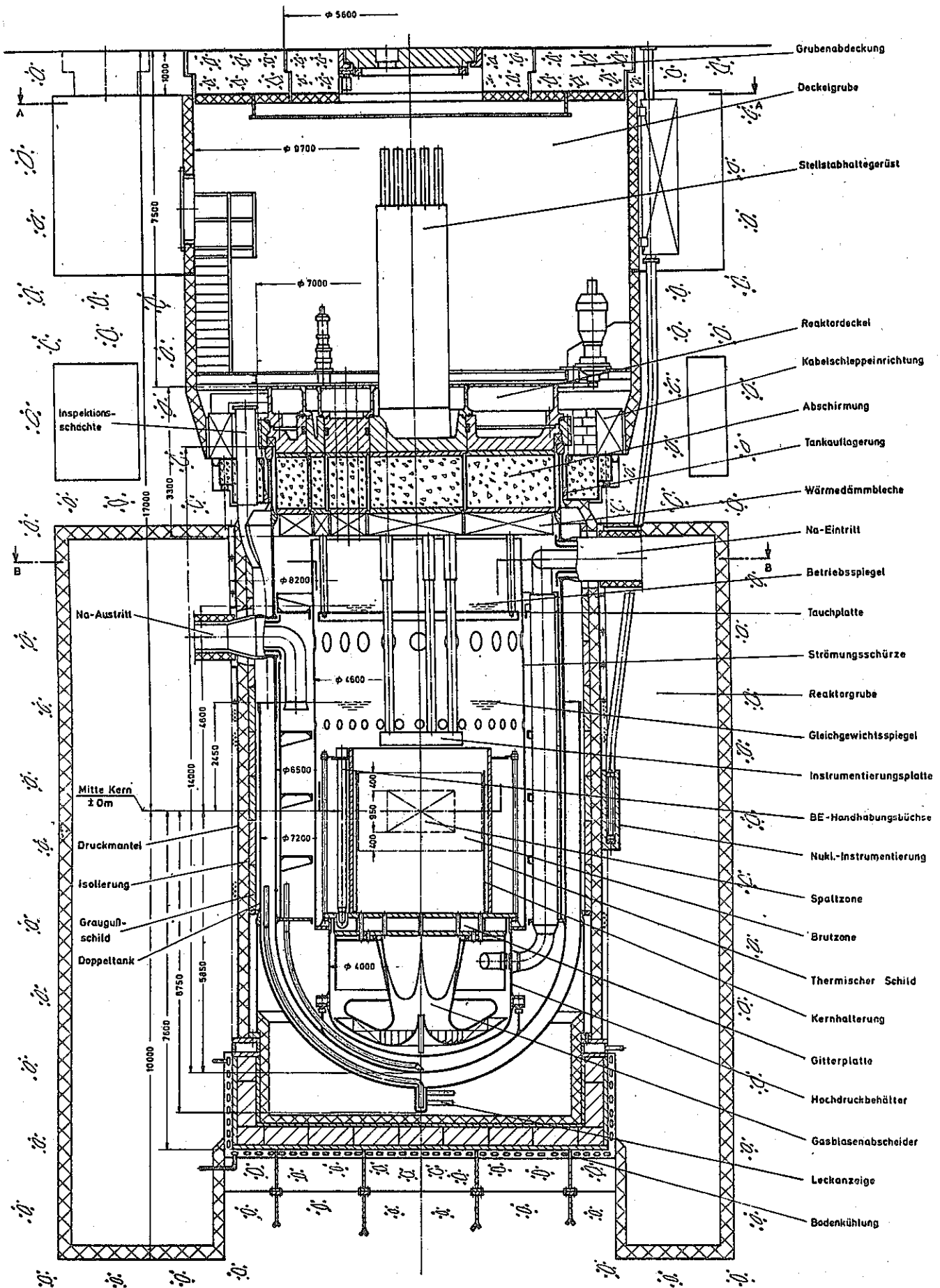
\*) 1基 50 MWe のタービン発電機3基用があり、その出口蒸気(6Kg/cm<sup>2</sup>)が脱塩プラント(浄水120,000 ton/day)に送られる。

表 2

## Main plant design data of BN-600

Reactor thermal output, MW	1500
Electrical output, MW	600*)
Coolant temperature in the primary circuit, °C	
at reactor inlet	380
at reactor outlet	550
Sodium flow rate in the primary circuit, t/hr	24,000
Sodium flow rate in one loop of the secondary circuit, t/hr	6800
Sodium coolant temperature in the secondary circuit, °C	
at heat exchanger inlet	320
at heat exchanger outlet	520
Steam generating capacity, t/hr	1840
Argon pressure in the gas cavities of the reactor and pumps in the primary circuit, kg/cm <sup>2</sup>	1.4
Steam conditions:	
steam temperature, °C	505
steam pressure, kg/cm <sup>2</sup>	140
Equivalent core diameter, mm	2050
Core height, mm	750
Number of fuel subassemblies in the core	370
Fuel subassembly size "across flats", mm	96
Length of a fuel subassembly, mm	3500
Fuel	UO <sub>2</sub> or (PuO <sub>2</sub> +UO <sub>2</sub> )
Number of fuel elements per subassembly	127
Fuel element diameter, mm	6.9
Fuel element cladding	stainless steel
Maximum clad temperature, °C	700
Maximum burn-up, %	to 10
Fuel lifetime for 0.85 load factor, days	450
Operational time period between refuellings, days	150
Total breeding ratio when operating as a breeder	1.4

(\* 200MWe/基 × 3基)



☒ 7 SNR

を計画している。

SNR-(図7)は71年、最初予定していた候補地Weisweilerがやゝ人口稠密と  
言うためKal Karに移り、その他、幾つかの設計変更をし、72年春には安全審査に合  
格して、建設に入り77年には全出力運転する予定である<sup>29)</sup>。スケジュールを図8に示  
す。

1,000 MWeの大型炉については、前述のEdF, RWE, ENELの3企業共同開発へ  
第2号機をドイツが主体でドイツ国内に作る計画であるが、そのプラントは必ずしもSNR  
と同じ型(ループ型)を踏襲する必要はないと考え、また英国TNPBなどの技術も得た  
いと言う意向がある<sup>30)</sup>。

## II.6 イタリア

現在までの所、自国内で大型高速炉発電プラントを作る計画は無く、自国の技術を国際  
協力の形で生かして行く、現在の予定では前記の如くENEL, EdF, RWEと共同で  
1,000 MWeプラントを作る<sup>31)</sup>計画に参加している。

## II.7 インド

FBTRが公認された<sup>32)</sup>。

## II.8 その他

ガス冷却高速炉については、アメリカGGA社, ENEA, などが設計は行なっている  
が具体的計画はない。

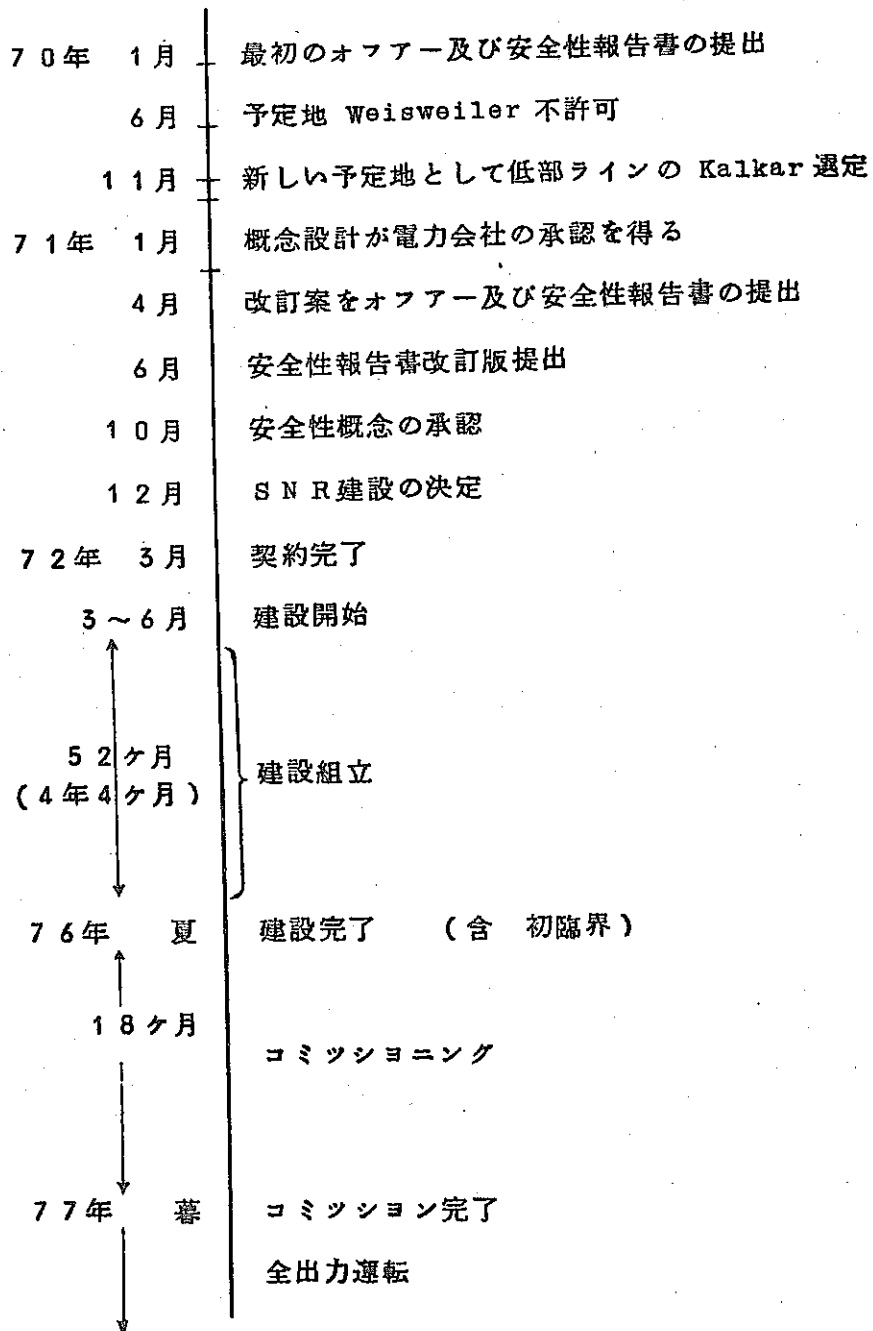


図8 SNRの建設スケジュール



## Ⅲ. 高速炉プラントの運転実績および設計、製作

各国とも既に実験炉の建設あるいは運転の経験をもち、かつ原型炉も建設をはじめ、大型実用規模炉の設計をはじめている。以下にはそれらのうち、主として機器を中心として概況を各国別にのべる。

### Ⅲ.1 米 国

#### Ⅲ.1.1 EBR-II<sup>33)</sup>

現在は燃料材料照射、計測器や小型機器の実証試験 (proof-testing) および LMFBR の実際的情報源として使われることを目的に運転をしている。

これらを実施するため、最近になって EBR-II の運転モードを大巾に変え、また従来ある Fuel Cycle Facility (FCF) を使用済み燃料の検査および再組立用に用途を変えると共に、下に記す5つの新しい施設を設置した。

Instrumented Subassembly Facility (INSAT) (計装燃料を取換える施設、流量はオリフイスで制御する)

Radioactive Sodium Chemistry Loop (RSCL) (炉の1次冷却材をバイパスして取出し、不純物計などの計器や材料の競合性を調べる)

Nuclear Instrument Test Facility (NITF) (熱電対を内蔵した実験孔で中性子検出器、ケーブル、コネクターなどを高温でテストできる)

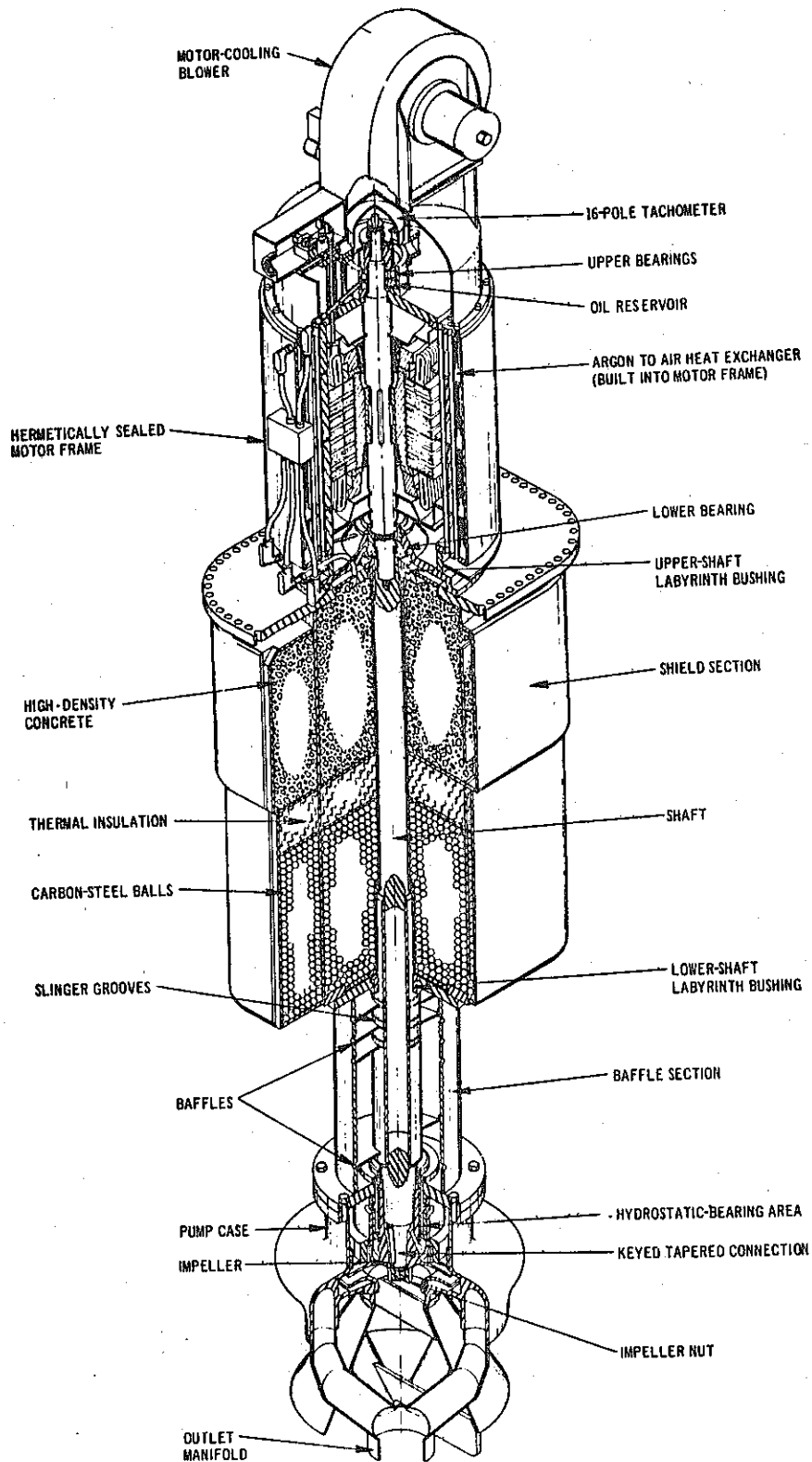
In-core Instrument Test Facility (INCOT) (前述の INSAT の小型のもので流量可変である。FFTF 用計測器の原型、次に B<sub>1</sub>C の研究にも用いる)

Facilities for Handling Failed Fuel (FFF) (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、取扱が出来る装置)

炉は6年間低出力(50 MW th以下)で運転し1,000,000 MWh(th)に達したが、今や62.5 MW(th)で運転している。機器の動作状況はすばらしく良く、蒸発器も過熱器も漏洩はなく、それらの機械的ノイズは45や50 MW(th)の時より、62.5 MW(th)の時の方が安定であることが判った。1次ポンプは、すでに32,000時間定格流量運転をなし、また6年間高温ナトリウム中にあったが、これを70年12月、掃除と予防保守のため取外したがポンプのすべての部品は、極めて良好な状態のまゝであり、ただシール部品の掃除と交換をただけである。図9はポンプ、図10は取出し方法を示す<sup>34)</sup>。但し1964年のブリオベレーションテストの時は軸が曲ったり、ラビリンスシールが抜きとられたりする事故があった。ポンプの取付け取り外し方式はスプリングでのプラグ・イン式だからうまく働いている<sup>35)</sup>。

(中間熱交換器修理)<sup>36)</sup>

過去2年の運転中、顕著な仕事は中間熱交換器(図11)の保守修理である。この



9 The EBR-II primary pump

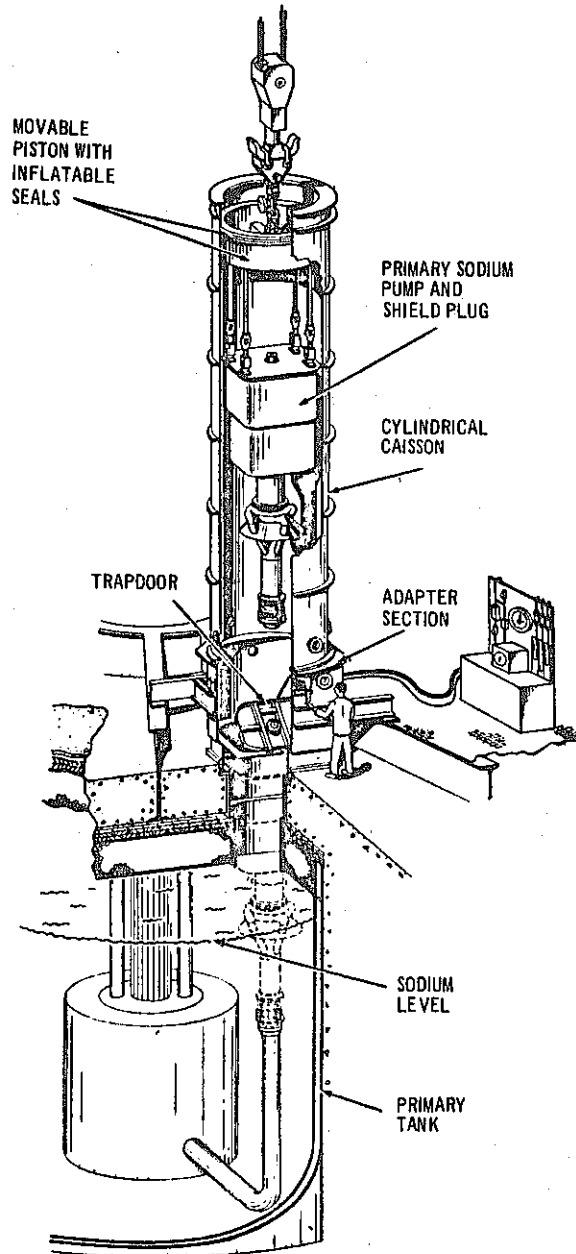
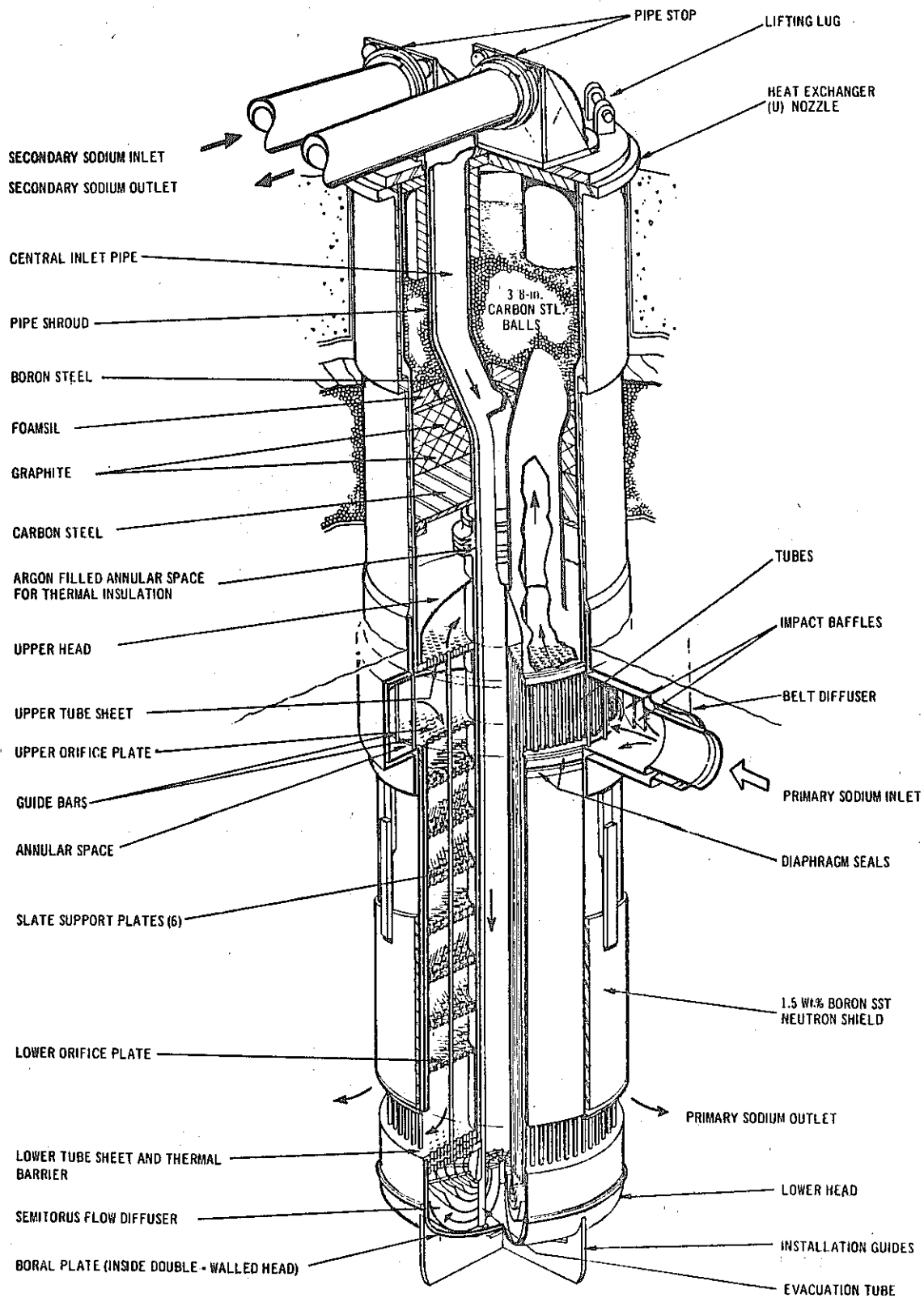


図 10 Primary pump removal

交換器は原子炉タンク("pot")に入れられ、周りを1次ナトリウムに掩われている。ノイズ解析監視の試験中、"ゴツン"と言う音が熱交換器の中から聞こえた。解析の結果、(図では明確には判らないが)、加工中必要なため取り付けられ、運転には不要のまま残っている1インチのドレーン管から出た音だと推察せられた。そこで、先ず熱交換器はドレーンし、清掃はしなかったため、内面はすべてナトリウムがついたまゝであった。また、熱交換器は、1次タンクにつかっているため、その外面は、高温の放射性ナトリウムの液面より下にあった。かかる状況のため、不活性密閉ガスとしてアルゴンを2次側ナトリウムの主入口管につなぎ、テレビとマニピュレータを用いて、ゆるんだクリッ



11 Intermediate heat exchanger

プを取外し、1インチドレーン管を、20フィート間隔で2ケ所で切り、ゆるんだ部分全部を外した。この作業により、LMFBRのイン・サービス・インスペクションと保守が可能であることを実証した。ゆるんだパイプの発見から、系を最終的に閉じるまでの所要日数は3ヶ月であった。今なら1ヶ月で可能と思うと言っている。

(その他の保守)<sup>36)</sup>

実験項目が沢山あるので、燃料交換の頻度は、普通の大型プラントの一生の間に要求されるものと同じ位に達し、その経験や、他のナトリウム中の機器についての取扱経験から LMFBR にはこれの運転をはぶくような固有の問題はなく、エンジニアリングと設計を良く行ない、かつ加工工程がしっかりしたものであれば、高度に信頼性のある系を作出することが出来ることが判った。

保守で非常に苦勞を要したのは運転初期(1964年)、オシレータ実験用制御棒のボールベアリングのゆるみからシムルとかみついで取出しが極めて困難で、このため炉を4.5ヶ月停止した<sup>35)</sup>。

### III.1.2 FERMI<sup>38)</sup>。

66年10月の燃料熔融事故以来、修理をし、69年再起動をした。この時、燃料集合体への流路閉塞をしないよう、流水保護装置(flow guard)を装荷された新燃料の入口ノズル部につけた。これは、彎曲のある十字型をしたもので、燃料下部支持板の下へ2インチ突き出たものである。

また炉内情報をより良く開陳(display)するため、計算機を導入した。

大きな変更としては、11アセンブリ用のキャスク車の代わりに新燃料輸送施設を設けたことである。昔のものは、把み部、冷却能力、信頼性、遮蔽部の欠損、高速度ガスによる冷却によるナトリウムの流出などの欠陥のため、利用度は低かった。新しいものは1ケのサブアセンブリしか取り扱わないが、200ケの個々の輸送を含む、全入れ替え作業に用いることができた。

蒸気発生器も改良した。66年に始めて蒸気発生器を運転した時は、水側の圧力降下が低いため、不安定であった。更に水ヘッダの管-管板溶接部のピンホールが主な原因であるがカバーガス領域で水の少量の漏洩が繰返し起り、利用率を悪くした。第1の問題は、圧力損失を増やして解決した。水管板の古い溶接部は反対側からえぐって(counterboring)、取り除き、新しく管板頂部から約 $\frac{3}{4}$ インチ低い所に internal bore weld を施した。

運転再開後、各種特性をとった。

2次蒸気側の熱バランスを測り、中性子検出器と、流量計の校正を行なった。過去7年間に流量計の出力電圧は5%低下していることが判ったが、これの予想される原因は渦電流にもとづく励磁の減少だと思われる。

3つの中間熱交換器はすべての性能が、完全にナトリウムで表面が塗れている場合の

予想値の45%しかなかったが、これは多分、1次側の圧力損失が低いことにより、流れの分布が正常でないことによると考えられる。

炉内のナトリウムの混合状態を調べるため、1ループの入口温度を他の2つに比べ20°F下げた所、その1ループ側の炉心出口部の温度が15°F他よりも低くなったので、混合は必ずしも炉内全部について良く行なわれているとは言い難いことが判った。

また Aix 会議<sup>39)</sup>や Levenson のジュネーブでの口答発表によると、蒸気発生器は今尚小漏洩が続いて起っており、その量は約100 cc/day 位の3ヶ所の破損であり、その内2ヶは蒸気発生器内、1ヶは水ヘッダーであると言う。

また、燃料集合体の彎曲が起り<sup>39)</sup>、これを、写真撮映することに成功し、100~250ミル(ジュネーブ会議 P/047 の発表の時 Levenson は 142 ± 13ミルと言っていた)のオーダーで彎曲度を測定し得た。

最近炉を停止したがこの時 Na-24 が床から検出され1次系に洩れが有った事になるが、多分弁あたりから洩れたと考えられる<sup>40)</sup>。

今後の計画としては、現在の U-10 W/o Mo 金属燃料で更に80日運転を延長する。但しその間燃料は破壊試験検査をしながら行なう。そのあと、1974年から酸化ウランと幾らかの混合酸化物燃料に変え、出力を400MW(th)〔現在200MW(th)〕まで上げ、中性子束も最高  $6 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$  になり、ナトリウムの炉内温度上昇は300°F、出口温度は最高1080°F、燃料最高温度は4890°Fになる。現在計画を練り、資金調達にあたっているようである。

1970年7~12月の運転状況は別の文献にも掲っている<sup>41)</sup>。

### III.1.3 FFTF<sup>42),43)</sup>

FFTF の建設計画は迂余曲折がありかなりスケジュールにおくれを生じたが、現在 AEC は FFTF の建設に集中的努力をそそぎ、現地の掘さくは殆んど終り、安全審査が、ACRS (Advisory Committee on Reactor Safety) によって最近なされようとしている。(表2-a 参照)<sup>176)</sup>

### III.1.4 SEFOR<sup>44),45)</sup>

主たる運転目的の1つは酸化物燃料体系のトブラー係数を詳しく測ることであり、これに関連した各種実験が行なわれ、この中にはオッシレーター試験や、未即発臨界および超即発臨界試験などが含まれている。今まで大きなトラブルはないようだ。

### III.1.5 デモンストレーションプラントおよび1,000 MWe プラント

米国デモンストレーションプラントおよび1,000 MWe プラントについては幾つかの文献があるので<sup>46)47)48)49)50)51)52)53)54)174)</sup>、此処ではそれらの内、特にコンポーネントを主にした比較表<sup>49),55)</sup>をのせる。この表を見ると、デモ・プラントおよび1,000 MWe プラントとは言っても型式、材料容量がかなり各社によって変り、且つ次第に改良されており、大型機器の開発は今後なお相当長期を要することが判る。

表 2 - a FFTF BASIC FACILITY DESIGN CHARACTERISTICS

Core Arrangement	Vertical, 91 Hexagonal Lattice Positions, 75 Driver Fuel Sub-Assemblies.	
Sub-Assembly Length	12 ft overall, 3 ft fuel, 4 ft Maximum Gas Plenum (Advanced Cores)	
Fuel Composition	20-30 Weight % PuO <sub>2</sub> , 80-90 Weight % UO <sub>2</sub>	
Fuel Target Burnup	45,000 MWd/t Average, 80,000 MWd/t Peak	
Peak Flux	Initial Flux 0.7 x 10 <sup>16</sup> n/cm <sup>2</sup> -sec. Future Flux 1.3 x 10 <sup>16</sup> n/cm <sup>2</sup> -sec.	
Closed Test Loops		
Initial Number	4 - General Purpose 2 MWt each	
Ultimate Number	6 - 4 General Purpose (4 MW) 2 Special Purpose (4 MW each)	
Outlet Temperature	1400°F (Bypass flow permitted)	
Number of Cells Provided	4 Initial with space for two more later	
Open Test Loops		
Initial Number	4 - One with Proximity Instrumentation	
Future Number	3 - One with Proximity Instrumentation	
Heat Transport System (Three Primary Loops)		
	<u>Initial Capability</u>	<u>Maximum Capability</u>
Reactor Power	400 MW	400 MW
Reactor Outlet Temperature	860°F	1050°F
Core Outlet Temperature	900°F	1100°F
ΔP -- Core	300°F	400°F
ΔP -- System	500 ft of Na	500 ft of Na
Intermediate Heat Exchangers, Log Mean Temperature Difference	85°F	100°F
Dump Heat Exchanger Modules	12 @ 33 MW	12 @ 33 MW
Total Coolant Flow	43,500 gpm	43,500 gpm
Sodium System Cover Gas (argon)		
Containment Vessel		
Vessel Material	ASTM-A-516 Low Carbon	
Construction	Welded Construction, ASME Code	
Size and Shape	135 ft diam. x 179 ft high, Elliptical Heads	
Reactor Vessel		
Vessel Material	Type 304 Stainless Steel	
Construction	Welded Construction, ASME Code	
Size	20 ft diam. x 46 ft high, 2-in. wall	

表 3 1000-MW(e) PLANT COMPONENT CHARACTERISTICS

	AI <sup>(a)</sup>	B&W <sup>(b)</sup>	GE <sup>(c)</sup>	W <sup>(d)</sup>
<b>Primary Pump</b>				
Flow (gal/min)	62,800	37,000	63,800	150,200
Operating Temperature (°F)	1,140	800	809	770
<b>Valve</b>	Butterfly			None
Diameter (in.)	36	26		
Operating Temperature (°F)	905	1,000	809	
<b>Intermediate Heat Exchanger</b>				
Duty [MW(th)]	800	408	808	1,300
Surface Area (ft <sup>2</sup> )	29,900	10,500	25,800	49,800
Maximum Sodium Temperature (°F)	1,140	1,100	1,150	1,000
<b>Evaporator</b>	Hockey Stick, Shell & Tube	Combined Evaporator-Superheater, Helical Coil	U-Tube	J Module, Shell & Tube
Duty [MW(th)]	78.5	688	280	
Surface Area (ft <sup>2</sup> )	3,640	53,820	17,880	
Tube Material	2-1/4 Cr - 1 Mo	2-1/4 Cr - 1 Mo	2-1/4 Cr - 1 Mo	Incoloy 800
Maximum Sodium Temperature (°F)	905	1,000	942	
<b>Superheater</b>	Hockey Stick, Shell & Tube	Combined Unit (See evaporator data)	U-Tube	J Module, Shell & Tube
Duty [MW(th)]	49		118	
Surface Area (ft <sup>2</sup> )	2,800		8,040	
Tube Material	Type 321 Stainless Steel		Type 316 Stainless Steel	Incoloy 800
Maximum Sodium Temperature (°F)	1,070		1,071	1,040
<b>Fuel Handling</b>				
Type	Under Plug	Under Plug	Hot Cell	Hot Cell
Plug Diameter (in.)	294	385		

(a) Atomics International

(b) Babcock & Wilcox

(c) General Electric

(d) Westinghouse



表4 米国デモンストレーションプラントパラメータ表

		W . H	G 1st core	E target core	A. I.
<u>1.プラント一般</u>					
原子炉型式		ループ型	タンク型		ループ型
熱出力	MW	790	935		1,250
電気出力	MW	330 (Net 301)	367		500
プラント熱効率	%	41.79	39		
原子炉出口温度	°F	1,025	1,000		1,060
原子炉入口温度	°F	750	720		760
平均燃焼度	MWD/t	75,000	40,000	84,000	75,000
最高燃焼度	MWD/t	103,000	—		
増殖比 (初期/平衡)		1.30/1.21	1.15	1.15* <sub>1</sub>	1.25~1.30
燃料交換周期	月	6 (初期)	12	12	6
燃料		PuO <sub>2</sub> + UO <sub>2</sub>	PuO <sub>2</sub> + UO <sub>2</sub>		PuO <sub>2</sub> - UO <sub>2</sub>
蒸気条件					
蒸気流量	16/Hr	2,872,000	3,107,000		
圧力 (タービンスロットル)	PSia	2,415	1,465		2,400psig
温度 ( " )	°F	950	900		900
給水温度	°F	500	415		
再熱		—	なし		—
燃料交換方式		ホットセル方式	ホットセル方式		二重回転プラグ方式
<u>2.炉心</u>					
炉心燃料集合体	内/外	81/72	342	276	
ブランケット燃料集合体		132	192	258	炉心外側2層
制御棒	微	4 (B <sub>4</sub> C)	} 37 37 (B <sub>4</sub> C, この他減速材としてBeOも入る。)		} 12 (調整棒)
	安	5 (B <sub>4</sub> C)			
	粗	12 (Ta)			
中性子遮蔽体		138	—		

\*<sub>1</sub> 初期の頃の平均

		W . H	G 1st core	E target core	A. I.
炉心体積	ℓ	2,202	—	—	3,360
等価直径	in.	35	—	—	70
高さ	in.	(上) 15, (下) 9	—	—	44
軸方向プランケット厚さ	in.	—	—	—	—
初装荷燃料	kg	971 (Pufiss)	—	—	1,500 (Pufiss)
被覆材		20% Cw. 316SS	—	321SS	—
燃料許容最高温度	°F	4,840 (EOC)	—	—	—
被覆材最大許容歪	%	0.5	—	—	—
被覆材許容表面 最高温度	°F	1,225 °F	1,264	—	1,200 (被覆材内面温度)
最大許容圧力損失 (1次ループ及び原子炉)	Psi	200	—	—	—
集合体圧力損失	ft/Sec	120	—	—	—
最大許容流速	kW/ft	40	—	—	—
平均出力分布 (core/Bℓ)	kW/ft	7.70/139	—	—	—
最大線出力 (core/Bℓ)		13.80/9.20	11.7/ (1st core)	14.5/ (target core)	15
<b>3. 冷却計</b>					
a) 1次冷却系					
ループ系		3	3	3	2ループ(+1ループ 補助冷却系)
流量	ループ当り	10.8 × 10 <sup>6</sup> lb/Hr	total 37.8 × 10 <sup>6</sup> lb/Hr	total 37.8 × 10 <sup>6</sup> lb/Hr	58.4 kg/min
ポンプ位置		コールドレグ	—	—	—
配管径	inch	22	—	—	—
b) 2次冷却系					
ループ数		3	3	3	2ループ
流量	ループ当り	7.70 × 10 <sup>6</sup> lb/Hr	total 34.5 × 10 <sup>6</sup> lb/Hr	total 34.5 × 10 <sup>6</sup> lb/Hr	total の 2.5 %
ポンプ位置		コールドレグ	コールドレグ	コールドレグ	コールドレグ
入口温度	°F	620	630	630	700
出口温度	°F	1,000	935	935	950
配管径	inch	20	—	—	—

	W . H	G 1st core	E target core	A. I.
c) 蒸気発生器 型式 基数	貫流 一基/ループ	分離型 <sup>b)</sup> 蒸発器内凝縮水 <sup>b)</sup> は強制再循環式 2 1/4 Cr-1Mo バヨネット管型	モジュラータイプL型 蒸発器5個/ループ 2 1/4 Cr-1Mo 過熱器2個/ループ 再熱器2個/ " ホッケー棒状	
d) タービン 型式	three-casing tandem compound turbine	—	—	
4. 其 の 他				
a) コアクランプ	炉心全体のクランプ ング, または燃料の 回転	3種(外側境界のバ ンドリング, スプリ ングクランプ, およ び炉内クランプ)	上部支持格子にあり	
b) 検査用具	—	—	炉容器及び配管の遠 隔操作検査具 " Skate "	

## III.2 英 国

### III.2.1 DFR

ドンレー炉は既に1959年臨界以来13年の運転経験を持つ。特にこの炉のドライバ燃料はvent型(図12<sup>58)</sup>)であるので, 1次系全体が相当汚染されたままで運転する経験を持った<sup>56) 57)</sup>。

金属燃料について炉心燃料の取出しは5,000本の内の僅かの破損だったが, ブランケットは800本の取付の内600本はふくれ上り(図13<sup>58)</sup>), 取出しに非常に苦労したようである。(表5)<sup>59)</sup>

セラミック試験燃料はジュネーブの口答発表によると, あるピンの被覆に長さ3cm, 巾0.5mm位の亀裂が約8%の燃焼の頃起ったが, そのまゝ運転を50日程続けたと言う<sup>60) 61)</sup>。

事故の例は表6にのせられる<sup>62)</sup>。

ナトリウムの漏洩事故は表7<sup>62)</sup>に示す如く、4回有るが、最も大きいのは1次配管でラジオグラフの困難な所の不完全な突き合せ溶接部(図14, 15)<sup>56)</sup>で起り、音響その他、各種の対策をたてて発見、および修理をした<sup>56)</sup>。

一度 Nak 2次回路で小火災を起したがすぐ消しとめた。Nak のダンプ(急速排除)が困難で1時間も要したので PFR ではこの点を改善すると言っている<sup>63)</sup>。

### III.2.2 CFR<sup>64)</sup>

CFRはPFRに較べ熱出力で670 MW(th)から2,900 MW(th)に、電気出力で290 MW(e)(注:発電機端子電力の事と思う)から1,300 MW(e)への上昇である。相違点は次のようである。

変らない点:

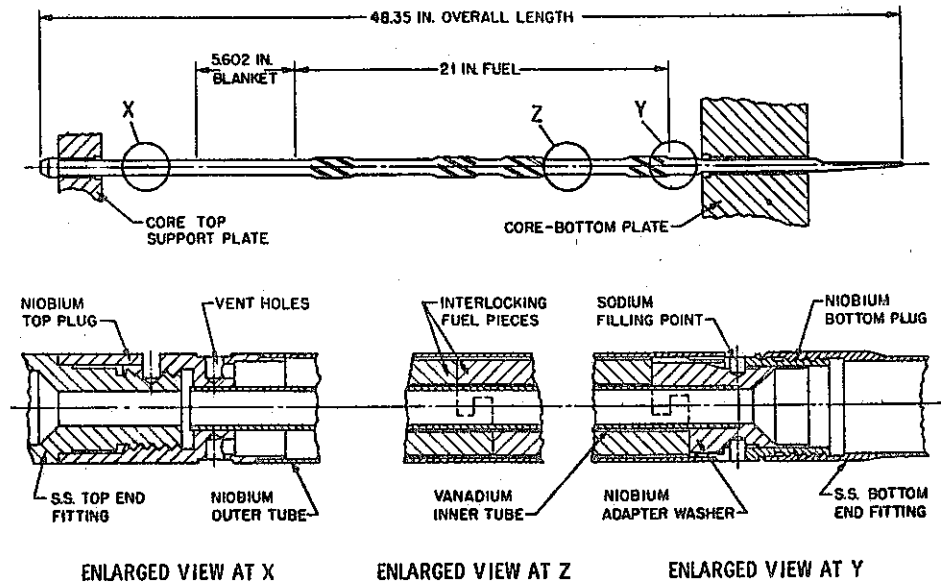
- i) タンク型(リークジャケット(2重原子炉容器の外側容器のこと)付き、天井をリングスポーク方式の骨格で、その中をコンクリートでつめる。
- ii) 機械式ポンプ
- iii) 中間熱交換器(並行逆流, tube-in-shell型)。
- iv) 燃料交換方式(off-loadで実施, 単回転, プラグ, パンダグラフ式)
- v) 燃料集合体(変更要求点は僅かである)
- vi) 燃料集合体固定方式(ハイドロリック式)
- vii) 燃料のタンク内一時貯蔵

変る点:

- i) 炉心出口から IHX へ、ナトリウム液面下にダクトを設け、ガスの混入を防ぎ、液面の高温面積を少くする。
- ii) 炉心直径をタンクに較べ相対的に大きくするので炉心支持を、外側でなく内側のリングガータに置く。
- iii) 4ケの1次ポンプ, 6ケの IHX, 6ケの2次ループ(これは機器製作費, 炉容器と天井構造の配置, および保修のため炉を停止中の交換作業動力費を考慮してきめた)。
- iv) IHX の弁とダクトの延長接手は天井貫通部から外へ出す。
- v) fluid diodeを設け、1次ポンプ停止またはダクト破損の折、流量の過度の減少を防ぐ。これは逆流に対して圧力損失を大きくするスタティック(非可動式)装置である。
- vi) 炉心の周りの中性子遮蔽体を小さくした。理由は炉心と IHX 間の距離を増したことおよび遮蔽の再評価の結果である。

更に将来の大型炉のため検討中のもの(成功すれば CFR-1にも利用する):

- i) 燃料集合体キャリヤの廃止。



1 2 Details of Dounreay fuel subassembly [41].

表 5 DFR FUEL HANDLING

METALLIC FUEL

**CONCEPTUAL DESIGN** Double rotating shield with direct vertical lift from core into flask. 1.25 cm diameter grab to be positioned above any one of 2,222 channels. Fuel and breeder elements canned and stored under water.

**MODIFICATIONS** Depth of mercury in seals of rotating shields reduced to avoid splashing. Use of amalgam of sodium and mercury discontinued because its low density increased splashing. Sealing of storage cans changed from brazing to silicone rubber. Lead filling of cans abandoned; gas filling adequate to dissipate decay heat. Grab modified to very positive wedge driven principle, from scissor action.

**DIFFICULTIES** Occasional contamination of mercury seals by NaK results in solid alloy and seizure. Cleaning out with mercury hampered by restricted access through one small hole.

Motion of grab from liquid metal to slightly impure flask argon causes build up of deposits and seizure after fifty or more operations.

**STATISTICS** 5000 core and 800 breeder elements loaded and unloaded successfully. A few damaged core elements recovered by special tools without lowering NaK. 600 swollen and jammed breeder elements removed after lowering NaK and some cutting of top plates.

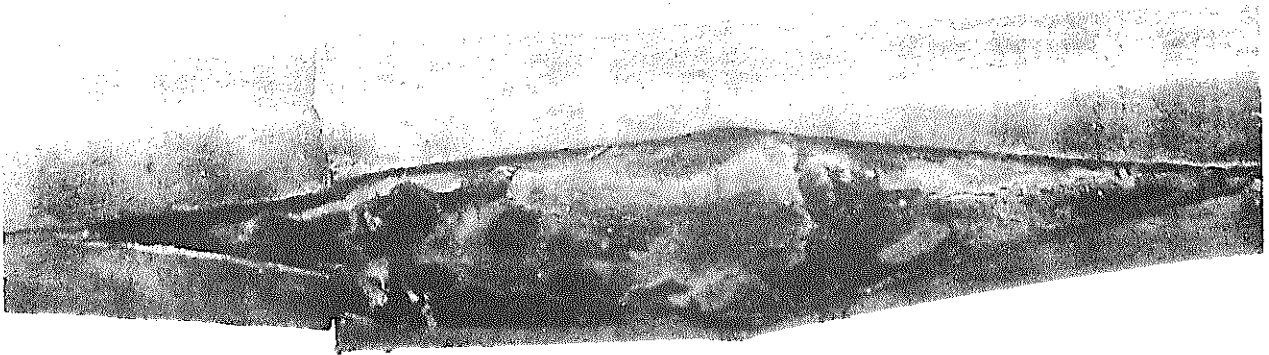
CERAMIC SUB-ASSEMBLIES

**CONCEPTUAL DESIGN** Double concentric rotating shield with direct vertical lift from core into NaK, 180° rotation, vertical drop into pot, vertical lift of pot into flask, vertical drop into liquid metal filled storage after flask movement.

**MODIFICATIONS** Transfer of sub-assembly from core to pot to be accomplished without using flask; direct manipulation of grab through hand rotatable gland plate.

**DIFFICULTY** Time allowable for potted sub-assembly in flask is limited; liquid metal in pot can rise above irradiation temperature.

**STATISTICS** Twelve successful central sub-assembly irradiations with intermediate examinations and checks in flask for radon leakage; 50 successful transfers; temperature of liquid metal kept below 230°C in pot.



☒ 13 SWOLLEN BREEDER ELEMENT

表 6 DFR DEFECTS

DEFECT	REMARKS
Failure of electrode to duct brazes of AC conduction electromagnetic pump	Electromagnetic pumps have limited life. Their efficiency should be checked annually, and detailed electrical tests made to diagnose loss of efficiency if this occurs. Most small loops in fast reactors are pumped electromagnetically.
Vibration of duct walls of flat linear induction electromagnetic pumps	The heavy currents in the liquid metal causes electromagnetic pinch forces at twice slip frequency. Hence DFR gas blanket pressure had to be raised early in the commissioning process. Induction pumps are likely to be encountered on auxiliary loops. Pump design and operation should take account of pinch effect.
Jamming of rotating shields following entry of alkali metal coolant into mercury	Sodium or sodium/potassium forms a solid eutectic with mercury. Accidental entry of liquid metal to mercury seals may be more difficult to control than simple thinking indicates. If the gas pressure is changed rapidly above a liquid surface in a large annulus the level does not change uniformly. There is vigorous splashing (Taylor instability) and unanticipated mixing may well occur. Ample access to rotating seals should be provided to allow vigorous flushing with mercury, this being the best method of getting rid of the solid eutectic.
Deposition of sodium, potassium and caesium dew or snow in cool gas pipes	Liquid metal vapour nucleates as dew or snow in appropriate conditions and may block orifices, small pipes and filters. In vented fuel systems fission product caesium is significant. Pipes containing vapour laden gas must be trace heated. Effective vapour traps must precede cool pipework. Vapour traps are still a development problem. (The PFR is equipped with an argon purification plant).
Sticking control rods	Much of the DFR control rod actuator is immersed in radioactive liquid metal or argon. Access is difficult for that reason and also because the rotating shield design only allows work on one mechanism at a time. The PFR demonstrates the solution to this problem; all mechanism except the absorber and its extension is enclosed in clean cool argon.
Only one crane above reactor floor	Reduced shut down time has followed the introduction of auxiliary mechanical handling equipment. There is still undesirable queueing for the main crane. Mechanical handling of flasks requires study at design stage; good task for operator participation.

表 7 DFR LIQUID METAL LEAKS

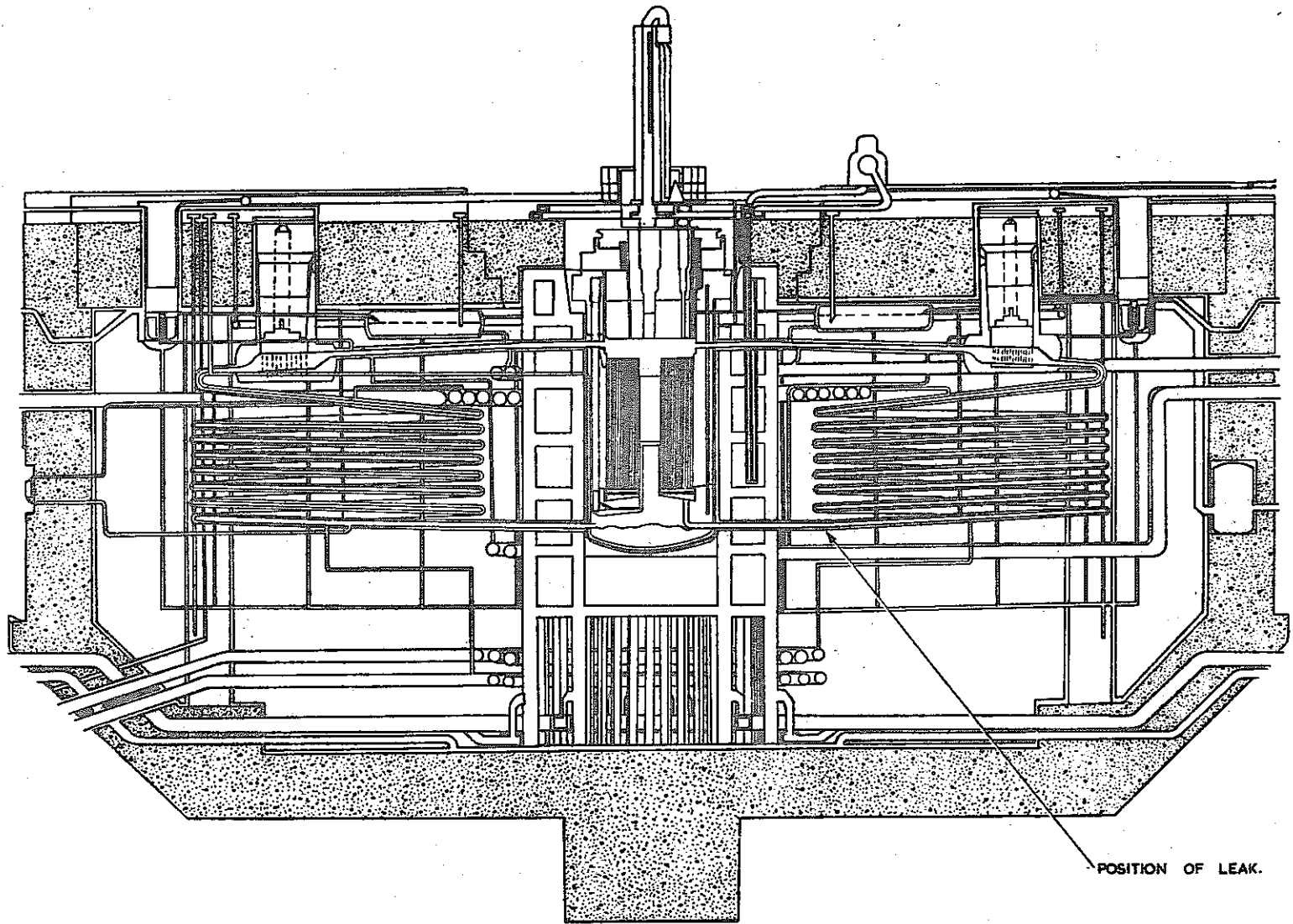
In 11 years of operating with 51 primary, secondary and thermal syphon pressurised liquid metal circuits containing 4000 welded joints only 4 shutdowns have been occasioned by liquid metal leaks, one primary, two secondary and one on the thermal syphon. All these have been initiated as a result of circumstances which are avoidable.

Outage	Remarks
14 months	The primary leak, described in detail elsewhere was a failure in one of about 4000 welds due to the coincidence of poor butting, faulty weld run and cyclic thermal stress, at a point where radiography was made difficult by an obstructing pipe added as a design modification during construction.
1 week	The first secondary leak occurred as a result of a large inclusion in a pipe, unlikely to occur today.
2 weeks	The second secondary leak occurred as a result of an undetected void in a weld at a pulled tee which is easily detectable with modern techniques.
1 week	The thermal syphon leak occurred as a result of chloride pitting corrosion of exposed stainless steel pipework caused by seawater spray.

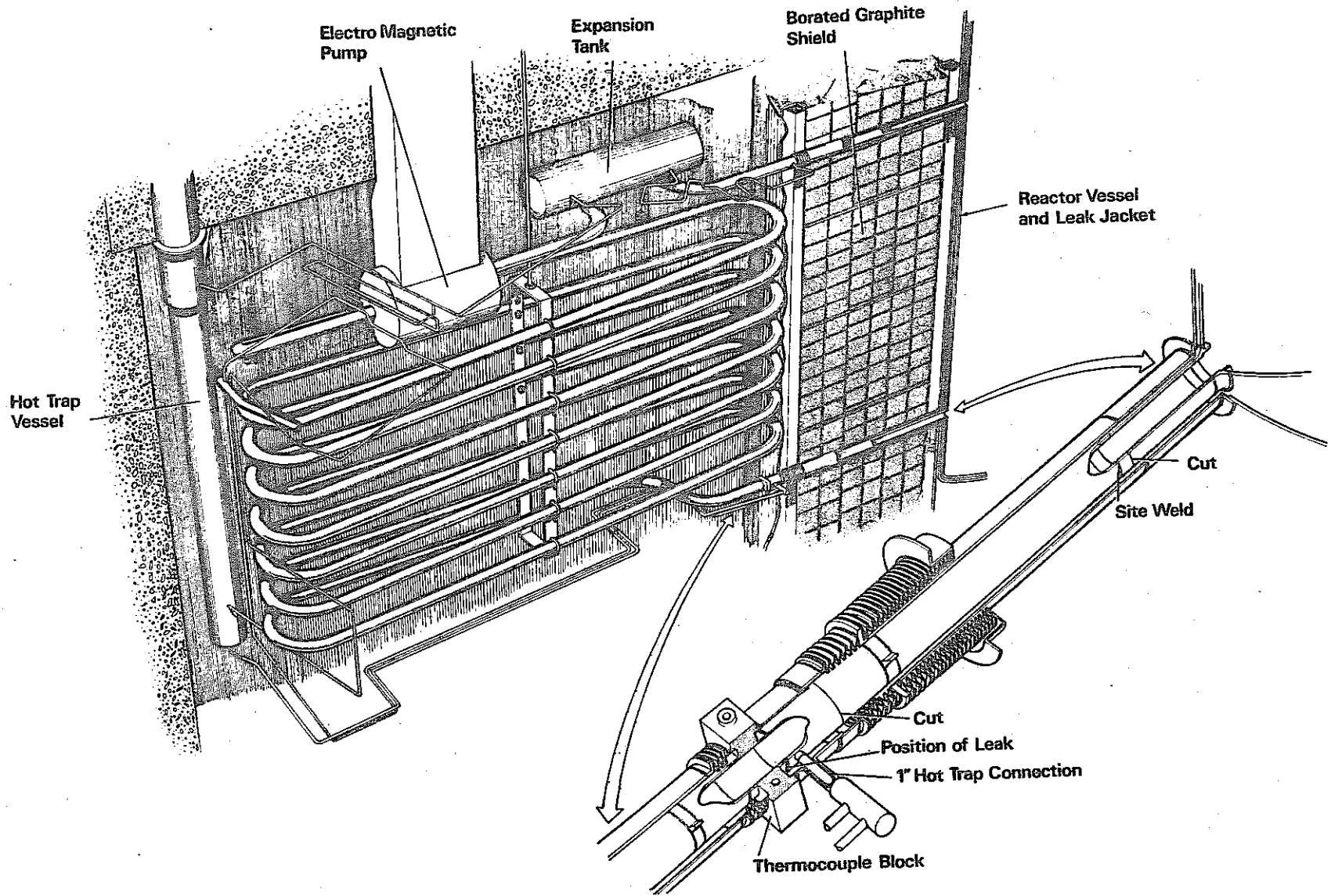
The effects of all the leaks were worsened by the need to operate pressurised. The secondary and thermal syphon leaks were easily repaired. The primary leak was difficult.

- ii) 外側に保温材を設けるようにしたリークジャケット。この場合リークジャケットはナトリウムのプール温度に耐えるようにし、炉容器タンク（註、リークジャケットの内側にある）の外壁の in-service inspection を可能にする。
- iii) 貫流型蒸気発器，材料も改良したものを利用。
- iv) 外側よりの炉心のしつけ機構。
- v) 炭化燃料，特に炭化ウランをブランケット燃料として利用。





14 REACTOR VAULT SHOWING POSITION OF LEAK



⊠ 15 GENERAL ARRANGEMENT OF HEAT EXCHANGER AND HOT TRAP CIRCUIT SHOWING POSITION OF LEAK

### III-3 ソビエト

#### III-3.1 BR-5

71年1月を以てBR-5は12年の運転を経たことになる。かなり多数の燃料が破損したまま運転を続け、FP放出について貴重な経験をしている。この事故に際してコールドトラップでは沃素、セシウムがよくとれた。アルゴンカバーガス側はFPガス除去のため、「カーボンアブゾーバ」(註:活性炭の事か?)が開発され、試験された。カーボンアブゾーバによる数時間の除染でアルゴン中の放射能は平衡状態(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。ガス側除染系にトラップされたナトリウム蒸気の放射線レベルが著しく高くなったことは注意されなければならなかった。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倍にもなった。

67年以来、ナトリウム中の非金属および金属不純物が定期的にモニターされている。最近の2年間に、7ケのサンプルが取り出されたが、どれも、炭素は高い濃度( $0.45 \times 10^{-2} \sim 1.7 \times 10^{-2}\%$ )である事が発見された。原因は、ナトリウムポンプのベヤリングの潤滑油と思われる。窒素は $(1 \sim 3) \times 10^{-3}\%$ 、水素は $(0.4 \sim 2) \times 10^{-3}\%$ である。

71~72年には現在の出力5 MWthから10 MWthに上げ、プルトニウム酸化物を使用し、燃焼度を10%に、また、比出力を780 kW/ℓに増す予定である。出力増加は、炉心内冷却材温度上昇を増加することによってなされるが、出口平均温度は500°Cのまま変えない。

#### III-3.2 BOR-60

BOR-60は設計は60 MWth、比出力1100 kW/ℓ、出口温度600°Cであるが、実際は40 MWthしか出せず、従って出口温度は500°Cである。

この炉の設計開始が63年で、運転開始が69年であるので、建設は極めて短期間であった事を示し、誇りにしているようである。

##### (部品仮組立)

すべての主要炉内機器(回転プラグ、炉容器ノズル、高圧プレナム、制御棒駆動系、燃料集合体)、炉外機器(ポンプ、蒸気発生器、中間熱交換器、弁など)および計測器(レベル計、圧力計、熱電対)はモデルないし原型で試験をされた。炉を最終的に組み立てる前に、炉容器、回転プラグ、高圧プレナム、燃料モクアブ、制御棒駆動部、その他の機器を試験的に組み立てた。本番の組み立ては、非常な注意をもって行なって、技術的な要求と組立て要領に合致するようにした。

##### (容器の浄化)

組立後、水によるフラッシングはやらないで、乾燥と、脱ガスは、機器の加熱（200～250℃）と真空引きとを同時に行なってなした。乾燥中、ナトリウム回路に時々アルゴンを入れてやった。真空度の最高は6.1 mm Hg，ガス漏洩は0.08 mm Hg/hrであった。

ナトリウムを最初充填するため蒸溜法を用いない新しい技術を開発した（註：それ程新しいとも思えないが）。すなわち、1 m<sup>3</sup>のナトリウム輸送容器を先ず真空加熱（200～250℃）を3時間する間に、パラフィンをはぎとる。次にナトリウムをアルゴンによって強制的に輸送容器から、シードフィルタを通して、中継的な6 m<sup>3</sup>のタンクに移し暫く放置する。次に35 m<sup>3</sup>の受け入れタンクに強制的に移す。最終的な純化作業はコールドトラブを循環させてする。主たる不純物は炭素  $4.5 \times 10^{-3} \%$ （45 ppm），水素  $6 \times 10^{-4} \%$ ，窒素  $1.5 \times 10^{-3} \%$ ，カルシウム  $6 \times 10^{-3} \%$ ，カリウム  $2 \times 10^{-2} \%$ ，また酸素量は、プラグ温度に120℃に相当する。

炉の1次回路に250℃に加熱したナトリウムを充填する時、炉容器、主要機器、配管の熱応力を監視した。實際上それは許容値を越えなかった。炉容器、組立およびナトリウム充填後酸素濃度は、充分浄化に注意したため、プラグ温度にして180℃になっただけである。他の不純物の濃度は初めと余り変らなかった。シードフィルターに（放射性）汚染は起らなかった。

充填が完了し燃料をつめ弁交換が終るまでトラブにとらえられたナトリウム酸化物の全量は約2 kgにすぎなかった。

#### （反応度変化）

69年の暮から出力上昇試験運転を行なった。運転の最初の段階では、BR-5と同様、アルゴンが低温度、低出力の時炉心の色々の表面に（註：燃料や構造物か？）蓄積し、この結果、カバーガス圧力が上昇し、冷却材流量が増加して反応度が増えた。このあと、高出力になったあとはこの効果は現われなかったが、長期の停止の後には僅かに現われた。冷却材流量をます（0→800 m<sup>3</sup>/h）と0.2%反応度はふえた。

#### （冷却材放射能）

1次回路中の放射能を測定した処、燃料は破損なく健全であることが判った。40 MW thで運転中 Na-24は30 Ci/kg，停止後は Na-22が  $4.7 \times 10^{-5}$  Ci/kg，他の放射性アイソトープは主としてナトリウム中の不純物によるもので、全量  $3 \times 10^{-5}$  Ci/kgである。

アルゴンカバーガスの放射能は Ar-41が  $3 \times 10^{-3}$  Ci/l，Ne-23（註：Na-23のn-p反応で生ず  $\lambda = 1.8 \times 10^{-2} \text{ sec}^{-1}$ ）が1 Ci/l，ゼノン，クリプトンは燃料被覆材表面汚染にもとずき  $10^{-6}$  Ci/lと小さい。

#### （流量分布）

熱及び流動特性を調べた処設計と実測はよく一致していた。特殊な装置を用いて、炉

心および半径方向ブランケット部のナトリウム流量を測った。1つのゾーンのサブアセンブリと、これと同じ圧力降下であるゾーンのサブアセンブリの流量差は5%を越えなかった。

ブランケット燃料集合体、制御棒および炉容器を冷却するナトリウムの流れは定格値を越えていたので、特殊な抑制装置を用いて、これを下げた。38ケの熱電対が炉心およびブランケットサブアセンブリの上に設けられてあるが、ナトリウムのクロスフローのため相当多数の熱電対が温度の低い読みを与えていた。

#### (逆止弁振動)

1次回路のナトリウムを最初に循環した時、逆止弁の開閉をポンプの起動停止と同期して行わない場合には振動を起した。回路の振動を検討した処その周波数はポンプの回転数に関係すること、振巾は小さいが、共振していることが判った。

そこで、ポンプの運転速度範囲を最小にするよう選んだ。主要機器(ポンプ、熱交換器、コールドトラブなど)はすべて満足に働いている。

#### (蒸気発生器)

70年の暮、貫流式単管コイル型蒸気発生器をつけた。85 at, 430°Cの蒸気でタービン発電機をまわしている。原子炉は40MWth, 500°Cである。

### III.3.3 BN-350 (図5参照)

71年始めには、炉容器、ポンプ、熱交換器、蒸気発生器が現地で組立てられ、回転プラグ、高圧プレナム、燃料交換器は現地に到着している。

#### (燃料交換器の摩耗部々品)

開発のため幾つかの実験試験が、なされている。

燃料交換機に用いる材料について種々異なる材料について、特に摩擦部や接触表面用の材料研究をした。接触負荷を広範囲に変え、かつ長期間に亘って1X18H9T鋼, X18H9鋼, その他の材料について、表面コーティングの有る場合と無い場合を、ナトリウム温度550°Cまで試験した。その結果、高温で作動する部分のあるものの構造は改造を要することになった。

#### (燃料交換機ホットテスト)

交換機とホイストの“ホット”テストを、ナトリウム温度500°C(但し動作部なし)および300°C(実際の動作状態で)、酸素濃度 $50 \times 10^{-3}\%$ , ナトリウム容積1 $\text{m}^3$ の状態を実施した。“ホット”テストは模擬事故状態で行なった。すなわち、制御系が故障した場合、電源喪失時、ナトリウム中酸素濃度増加時などである。交換機は5,000回以上の燃料出し入れ動作を、またホイストは約3,000回のdouble runをした。

この結果、満足な容量、所要時間および異常事態でも良い信頼性をもつことが判った。燃料交換機、その燃料頂部に対する相対的位置、および制御系の相関的総合的動作お

よび閉じる機構 (block system) を調べるため、組立試験リグを設置した。この構成は炉容器と、移送セルを模擬した金属構造体、回転プラグ、制御棒案内つきの中  
央コラム、ホイスト、燃料交換機、移送機；燃料ダミ (モクアブ) 集合体；高圧プレナム  
モクアブ；電気計器、方向設定系である。試験はダミ燃料の交換動作を正常運転状態  
と、以下にのべる如き異常状態に於ても行なった。

1. 10 mm 彎曲した燃料の出し入れ、偏位角度は  $60^\circ$ 、 $120^\circ$ 、 $180^\circ$
2. 交換機の軸が燃料頭部軸に対し 10 mm ずれている場合
3. 炉から 500 mm つまみ上げた燃料を、交換機から切り離す可能性の検討。

上記の試験条件に対し、装置の性能容量が満足であることを示した。

(原子炉容器組立)

原子炉容器を現場で精度高く組み立てるため、工場で特別のリグを設け、そこで仮組  
立を行なった。容器全体を、特殊な配置装置 (special arrangement) と、部分的  
溶接により組み上げた。これにより、各ユニットの精細な加工と、正確な容器の幾何学  
的形狀を確認できた。68年8～10月、容器の各ユニットは現場に送られ、最終的組  
み立てが行なわれた。組立、溶接、溶接仮検査の後、水圧試験および真空試験がなされ  
た。歪計を必要な数だけ容器につけ、試験中、応力をかけた時の炉の状態を調べた。

高圧プレナム、中性子支持構造物 (註：燃料支持構造物の事か?) および制御棒案内管  
の組立の正確さを確認するため、工場ですれらの実機を仮組み立て試験した。この時ダ  
ミ燃料を用い、重力で装荷した。

### III.3.4 BN-600 (図6 参照)

現在、土木工事が現場で機器製造が工場で行なわれている。また性能確認のための実  
験計画が進められている。

BN-600 を経済性ある高速炉プラントとして作るため次の点で考慮した。

- イ) 蒸気条件の上昇
- ロ) 出力の増加
- ハ) 燃料燃焼度の上昇
- ニ) 燃料交換期間の延長

超臨界蒸気を利用するには蒸気発生器の開発を必要とし、かつ資本費がかさむ。また  
より使い易いパラメータ (註：蒸気条件) でも、蒸気サイクル効率を 42～43% 位、  
燃料被覆材温度  $680\sim 700^\circ\text{C}$  において達成できることが判ったので、次の妥協的パラ  
メータを用いることにした。

ナトリウム炉出口温度	$550^\circ\text{C}$
ナトリウム温度の炉内上昇	$170^\circ\text{C}$
蒸気条件	$500^\circ\text{C}$ , 130 ata.

この条件で新型商業用タービン K-200-13 を用いれば 43% の効率は得られる。

この炉温度で、混合酸化物燃料の燃焼度 10% はかせげることが、現在のこのデータで判っているが、被覆材のスエリングは充分判っていない。またこの炉では、non-vented fuel を用いるが、FP ガス、圧力を下げるためピンの炉心部 0.75 m に対し、ガスブレンナムを下側に 0.7 m 設けた。

炉心内の燃料容積比を 45~47% 以上にふやすのは困難で、このため、炉心構成は BN-350 とやゝ異り、むしろパンケーキ型 ( $D/H = 2.7$ ) にしたので、炉内流量を増しても圧力降下はさ程ひどくなく、また冷却材温度上昇を下げることができ、このため最高被覆材温度とナトリウム出口温度の差を縮めることができた。

動力炉では燃料交換サイクルを長くし、出来れば定期点検などのための停止の時期と合致させたい。BN-600 では反応度補償がうまく行くので、交換サイクルは全出力運転で 4~5 ヶ月である。BN-600 は制御棒の数が多いが、炉心の熱出力分布は制御棒配置の非対称性に極めて敏感に影響されるので、その最適配置が問題となる。このため制御棒は分散型配置 (dispersed arrangement) にして、全く反対側にある制御棒 (compensator) 相互間に熱発生の変動が起らないようにし、かつ、吸収材材料としては、天然ボロンとタンタル (註: すなわち弱い gray absorber の事) を用いた。

(タンク型かループ型か)

いわゆるタンク型 (プール, integral-type) にした理由は次の 2 つである。

- 1) 1 次系機器と、放射性冷却材全部が 1 つのタンクに入れられたコンパクトな構造で、1 次回路の密封性がし易い。
- 2) BN-350 がループ型であるので、逆に BN-600 はタンク型にして、将来の大型炉のための最適型式の選択をするための経験を得たい。

1 次回路の配置について

- 1) 完全合体型 (integral type)
  - ロ) 炉心と熱交換器は容器内、ポンプは特殊ノズル経由で容器の外におく型
  - ハ) ポンプと熱交換器を別々の容器に入れる

など、色々の案が出たが結局図 6 の如き構造にした。

完全合体 (プール型) にしても次の如き問題がある。

1. 荷重の伝達法; 容器, 炉心, 熱交換器, ポンプ, 回転プラグ, その他炉内構造物の支持方法
  2. 機器, 構造物の振動
  3. 熱膨張の逃げ
  4. 熱衝撃や不均一な温度分布にならないような運転条件の確保
  5. 水力学的問題: 熱交換器内の冷却材流水の均一分布, カバガス混入の排除
- 荷重の伝達と機器の支持法についての次の如き 2 つの型を検討した。

(下部支持型)

a) すべての構造物（炉心，ポンプ，熱交換器，回転プラグ）を図6の如く，下部支持枠にのせる。荷重はこゝから特殊支持物で床面に伝わる。下部支持枠部と炉上部とでは，ナトリウム温度が違う。だからこそ，ポンプ，熱交換器，プラグが熱膨張をしても，炉の上部とよく合体していること，およびそれらが炉容器を貫通する部分の気密性を保つことが極めて困難な問題である。BN-600では，これを解決するため，ポンプと熱交換器のハウジングにベローズを用いた。炉容器，特にその上部を冷却することにより，容器天井と，熱交換器などの乗る環状支持物との直径（横）方向熱膨張の差を少くし，かくしてベローズの運転条件を改善した。このベローズはカバーガス領域に作られてあるので，取換えは可能である。回転プラグは炉上部機構（central column）や燃料交換機構と一体になって，炉容器の上部傾斜板の上に位置する。熱膨張は，炉が支持されるローラ支持部から上の方に向けて起り，全荷重は，このローラから床に伝わる。

（宙吊り型）

b) “宙吊り型” 炉容器と，炉心の乗せられる特殊枠組みが，強力な支持板から吊り下げられる型（註：PFRの如し）では，主要機器は上部板（天井）に配置される。この構造では，冷却材に触れて作動する直径2.0～2.5 mの補償ベローズ（bellow compensator）を用いるか，もしくはベローズと一緒に動き得るような支持部を用いなければならない。上部板はきびしい荷重を受けもち，構造は複雑になるので，BN-600ではこの型をとらず，前記の下部支持型を選んだ。

（各種機器）

BN-350で採用，または実験検討された多くの機器構造がBN-600に 응용されている。即ち，回転プラグ，錫-ビスマス系のシール合金，燃料交換器，ホイスト，燃料集合体輸送機構など。燃料集合体の外形寸法はBN-350のものと同じにしてあるので，被覆管加工技術を利用でき，また燃料交換機を統一できた。これにより，実験量は大巾に削減した。

### III.4 フランス

#### III.4.1 Rapsodie<sup>66)</sup>

1967年1月28日初臨界以来，極めて信頼性の高い運転をした。既に783 EFPD（Effective Full Power Day）に達した<sup>67)</sup>。負荷率は8/30/67から2/20/70まで55%だった。2/22/70から1/1/71はFortissimoへの改造と炉物理試験運転であったが，炉は312日中98日運転した。改造後の第1，第2照射期間，負荷率は98%と94.9%であった。この間，ナトリウム機器は，異例とも言える位，強じて，2次ポンプの1台は11/13/60以来800日間点検もせず働いた。計測



器の信頼性も極めて良かった。また炉は極めてフレキシブルで、かつ安定性を心配する事は一度もなかった。起動停止の温度変化率は25°C/hourで、制御棒引抜速度は始め0.3 mm/secであったが、あとで1 mm/secに増加することが出来た。またナトリウム純度が問題点となるようなこともなかった。

改造時に3年間の運転中の1次回路中の放射性物質の分布沈着の詳細を調べる機会がで、工業的に特に興味があった。結果は運転者を勇気づけるものであった。燃料破損があった折も、1次回路をつつむセル（註：格納容器の作業床面下の事か？）に容易に近づき得た。

また運転要領を大いに改善したので、制御棒の自動制御系や安全保護系（註：の一部）

表 8 RAPSODIE, PHENIX, 1 000 MW(e) POWER STATION  
SOME COMPARED CHARACTERISTICS

	Rapsodie	Phenix (250 MW(e))	1 000 MW(e)
Thermal power .....	36-45	563	2 250
Core volume (litres) .....	53	1 227	5 300
Core height (cm) .....	32	85	100
Diameter of main vessel (m) .....	2, 35	12, 75	16
Enrichment in fissile nuclei (%)	85	20	16
Initial mass of fissile nuclei (kg)	130	750	2 700
Number of pins per assembly ....	61	217	271
Breeding rate .....	0, 33*	1, 16	1, 25
Maximum cladding temperature (°C) (hot point) .....	700	700	700
Maximum linear power (W/cm)	430	430	500
Diameter of oxide pellets (mm)	4, 23	5, 5	7
Burn-up anticipated (MWd/t)	50 000	50 000 to 100 000	100 000
Maximum integrated flux at the end of irradiation (n/cm <sup>2</sup> ) .....	0, 4. 10 <sup>23</sup>	3, 1. 10 <sup>23</sup>	4, 6. 10 <sup>23</sup>

\* Since fitting a nickel reflector around the core.

をなくしても、運転チームを減少することが出来た。このオートメーションを減らし、かつ炉内計測器から得られるデータを処理するデジタル計算機を大々的に利用することに基づいた、真の運転方針を確立した。

Fortissimo に改造する前にも Rapsodie では制御系と、補助回路に多くの簡素化をした。特に古い燃料取扱いましんを、2ケの軽いましんに変え、これで著しく安価で、もっと敏速に作業が出来るようになった。同様に制御棒も新しいモデルにした。これは性能は同じでかつ値段は $\frac{1}{2}$ である。このように Rapsodie の如き小型炉でも、価額の低下方法の試験が出来るのである。

Fortissimo に改造した時は、炉心、ブランケット、制御棒駆動機構、中間熱交換器、1次および2次ポンプを完全に交換した。

事故故障修理については、小さいとは言えないものもあった。例えば1次ナトリウムのオーバーフロー、プラグソール用共融合金の1次回路へのオーバーフロー、燃料集合体の頭部を燃料取扱機で彎曲させたなどで、このため炉の停止や、最悪の場合は小回転プラグを取り外したこともあった。然しどの場合も、運転員が、普通の工業的手段で処理しきれなくなることを恐れるような事態になったことはなく、また炉停止は3週間以上になったことはない。

### III.4.2 1,000MWe 原型発電プラント<sup>25)</sup>

(註：フランスは1,000MWeプラントを以て原型発電プラントと言っている。要するに Phenix に後続するプラントで一応設計出力として1,000MWeを出すものとしている)。72年の始めまで各種オプションの選択をなし、73年暮までには主要仕様をかため、最終設計図を引き上げる予定と言う。

この原型発電炉の仕様を Rapsodie や Phenix と比較して表8に掲げる。これを見ると大型炉になっても、炉容器の直径は差程増えないこと(註：16mであるのはイギリスの CFR が25mと言われているのと較べかなり小さい)、炉心の D/H はかなり大きく(簡略計算してみると Phenix で1.23、1,000MWeで2.04) 偏平になっていること、および、燃料ピンが、太くなっていることが目立つ。

この原型発電プラントの基本仕様を Phenix と較べながらのべると次の通りである。

変えない点：

- i) 酸化物燃料
- ii) プール型

次に変える点が幾つかあるが、それをまとめると次のようになる<sup>25), 114)</sup>。

- i) 出力の増加
- ロ) 燃料検査および保修用施設が Phenix の場合程大きい必要はなく、原子炉建屋に入れられる。
- ハ) 設計基準の簡素化

安全解析の結果、Phenixの如き3重タンクは必要でなく、単一タンクにして、これが2重エンベロープ（耐漏洩用）と外側格納容器（事故対策用）を兼ねるようにする。ナトリウム設計最高温度を580°Cから560°Cに下げ、蒸気温度を540°Cから510°Cとし、また、1次ポンプから2次ループの故障の場合には炉を止めるようにしたので、機器は幾らか楽になった。

#### 二) ナトリウム技術の進歩

“希望”としては、大型のベローと大型の断熱材（註：Phenixではこれは未開発であった）を使うこと、また、燃料交換サイクルが半年または1年毎になれば、使用済み燃料の炉容器内での一時貯蔵をやめ、外部貯蔵所に直接取出すようにする。簡単な純化装置を設計しており、これが原子炉1次容器内に入れられる、必要な時これはポンプと1体になって取り出せるようにする。

#### ホ) ステンレス鋼のスエリング対策

燃料装荷装置を改良して、燃料集合体を回転できるようにする。将来の進め方としては、i) 炉心内に十分な自由体積を持たせてスエリングを許容し得るようにする、ii) 極端に変形した集合体も取り出せるように、燃料交換機を改良する、iii) 設計を改良して彎曲を許容できるようにする。

#### へ) 燃料交換方式。回転プラグと垂直取出（註：Phenixは傾斜シュート方式であった）。

なお、ホトセル方式も検討したが高価であるので原型プラントには採用しないが、将来炉のために研究は続けられている。ii) 単一タンクにして、これが2重エンベロープと外側格納容器の両方を兼ねるようにしている。（Phenix：では2つのタンク）クランピング方式は積極的に考えていないようだ。

#### ト) 炉内検査（Intervention）の容易化

#### チ) 初期投資費用の減少

リ) 蒸気発生器はPhenixでは15 MW<sub>th</sub>のモジュラー型を採用した。それはフルスケール試験が可能で、ナトリウム—水反応事故の危険を軽くしたが、小型モジュールでは、どうしても高価で、将来は他の方法を探さねばならない。将来炉の蒸気発生器は、Phenixの場合と同じく、最も安価で、ナトリウム—水反応の量を最小限にできる、貫流型になるだろう。

ヌ) 蒸気サイクルでは、Phenixの如くナトリウム再熱と、蒸気再熱とが考えられるが、今の処はどちらとも未決定である。

### III. 5 ドイツ

#### III. 5.1 KNK<sup>68)</sup> (Kompakte Natriumgekühlte Kernkraftswerk)

KNKは71年8月20日初臨界になった。まだ出力上昇（核発熱）はやっていない。

ナトリウム蒸気の容器やプラグへの沈着が困難な問題になっている。またアルゴン雰囲気  
に避け難い温度勾配ができるので、ガスとナトリウムを混合させるようにしている。

71年3月、2次回路に火事が起った。一説によると<sup>69)</sup>、初回運転時のみ、棒状電気  
ヒータを配電内に挿入した処、配管との継ぎ目から洩れたとも言う。ナトリウムを0.5  
トン失った。消火剤粉末は4~5トン使った。

### III.5.2 SNR<sup>70)</sup>

最近、かなり大きな設計変更を安全審査と受注予定電力会社からの要請で、以下の如  
く行なった。

イ) 安全審査側からの要請にもとづくもの。

- 1) 緊急冷却ループ：炉内にこのループ系の熱交換器が入る形にしたもの、3回路。
- 2) ベーテート型で緩やかな事故で、長期間の変化を考慮して格納容器を設計。
- 3) 新しい敷地“Kalkar”で冷却塔でなく、川の水を冷却に用いる。

ロ) 受注予定電力会社 PSB (Projektgesellschaft Schneller Brüter-Essen)

の要請にもとづくもの。

- 1) Parallelepipedic (平行四角型) コンクリート格納容器を用い、保守を容易にする。
- 2) 燃料交換サイクルを年1回とし、原子炉内貯蔵をやめ、すぐ検査を始める。従っ  
て、ナトリウムポットの取扱いが重要となる。
- 3) 原子炉容器の使用後検査を可能にする。このため、炉心全部を取出し貯蔵する置  
場を設ける。
- 4) 少く共1ケはコイルチューブ(註：ヘリカルコイルのことか?)型蒸気発生器を用いる。

その他

- 1) ナトリウムでなく蒸気による再熱。
- 2) 蒸気発生器のモジュールの容量を30%ふやす。(現在モジュールの数は18)
- 3) プラントのフレキシビリティを増す。これにより将来炉心の変更を可能にする。  
(例えば圧力降下、流量、出力など)
- 4) シム棒にもB<sub>4</sub>Cを使用する。
- 5) 半径方向ブランケットの大きさを減らす。

### III.6 イタリア<sup>71) 72)</sup>

イタリアのPEC炉は現在、格納容器のほかに、金属材料検査建屋、倉庫、水ループ、  
燃料の(流動?) vibration 試験建屋があり、またNa関係建屋も工事中である。

脚注 KNKは運転後1年で混合酸化物を用いた高速炉炉心にする。<sup>177)</sup> また今後の火災対策は次の如くである。

- 1) 構造はすべて簡単にする。2) 各部屋への換気系入口は別々なものとする。3) 排気系についても同じ考  
えによる。4) 各部屋は隔離できるようにする。5) 保温材に耐火材も含める。6) 各部屋に別々に接近でき  
るようにする。7) 消火剤は中央貯蔵所におく。<sup>180)</sup>

## IV. ナトリウム機器開発の一般的問題

ナトリウム冷却高速増殖炉を開発し、建設する上で何が重要な問題点であるか？

これは色々あるが、此処では、設計し、製作し、建設をすると言う総括的立場に立って見た時のかなり率直な意見として次のように言うことが出来る。

### IV.1 ナトリウム冷却炉

先づ第1の問題点としては、“高速炉”を建設すると言う立場に立つと、現実にはそれは、“ナトリウム冷却炉”の建設と言うことに尽きる<sup>9)</sup>。問題点はそこから色々と派生するのである。すなわち、

#### i) 密封性<sup>9)</sup>

ナトリウムを大気に触れさせないため、密封することは極めて重要で、高温で1,000トン以上にもなるナトリウムを完全に密封して蔵する容器および配管系を設備しなければならない。そのため材料、溶接、対漏洩対策に注意が必要となる。また密封性を厳重に保つためには、燃料交換機や制御棒の如き可動部品を出来るだけ少くすることが必要である。あるいは、可動部分の十分な開発が必要になる。また長年月の使用を考慮して材料上の選択にも注意を要する。

#### ii) 高温度運転<sup>73) 74)</sup>

運転温度が、ナトリウム冷却高速増殖炉でよく使われるステンレス鋼にとっては、そのクリープ領域(900~1,000°F)に入ってくる。

また、熱衝撃を受けたり、構造的に不連続な点があると、塑性変型を起し、これがクリープ効果と重なる。その結果、熱ラチェットが起り、クリープと疲れが重なり合って、構造物の破壊を加速する。容器や配管で、膜応力を低くするため、板の厚みを増すと、熱勾配による内部歪をふやし、繰返し応力があれば、材料は普通の圧力や曲げ歪よりもっと破壊し易くなる。

機器が複雑で、しかも塑性変形とクリープによる応力-歪の分布が変わることを考えると構造解析計算は極めて複雑になる。このため構造力学を3次元クリープ解析に適用できるよう拡大し、特に、高温設計基準を弾性、塑性クリープ解析に基づいてまとめ上げるよう努力すること、および熱過渡現象の定義と解析をもしなければならない。

従来の設計が、簡単な弾性領域で保守的な基準によっていたが、これは必ずしも実際の、また経済的と言えないので、今後は開発試験を行なってクリープ領域の材料特性の情報をもっと得、かつ、材料の機械的特性、破壊機構、運転挙動の三者の関係をよりよく理解するようすべきである。

## IV.2 大型商業規模炉

第2の問題は、信頼性ある大型高速増殖炉を作ることに関係した諸点である。すなわち

### IV.2.1 炉設計の基本パラメータの選択<sup>75)</sup>

大型ナトリウム冷却高速増殖炉を設計するについて基本的なパラメータとして、次のものを検討しなければならない。

- イ) ポット(プール)型かループ型か
- ロ) 出口ナトリウム温度
- ハ) 熱伝達回路数
- ニ) 1次系ポンプの取付場所(ホットレグかコールドレグか)
- ホ) 燃料交換方式(プラグの下で行なうかホットセル方式か)
- ヘ) プラント制御方式(過渡時について)
- ト) 崩壊熱除去方法

### IV.2.2 スケール・アップ

現在までナトリウム機器の製作、運転経験は、ないではないが、それらは今後、デモンストレーションプラントや商業規模炉に用いられるべきものに較べて未だ小さく、此処から如何に大型機器を開発して行くかの方法論とのスケールアップが問題になる<sup>75)</sup>。

スケールアップの割合についてCohen<sup>76)</sup>は、モジュール方式でやればある程度まで、出力の増加について行けるが、デモンストレーションプラント以上になると、サイズで $\sqrt{3}$ 倍、出力で3倍の割りで増して行くのが適当とも言っているが、各機器共に適切な増大の割合には限度があるだろうと思われる。

## IV.3 開発方法、モクアップ試験

小型機器の経験しかない所で大型のナトリウム機器を開発して行くには次の3つの方法が考えられる<sup>75)</sup>。

- イ) プラント運転を模擬して人工的に合成される雰囲気のもとで、フルスケール試験を実施する方法。この方法は性能につき確信をもつには最良の方法だが投資額が大きくまたすべての運転条件を予測し模擬することが困難であり、実際的でない。また寿命に関する試験は時間がかかりすぎ、逆に短時間の結果を外挿すると性能に対する確信が充分もてなくなる、また計測器を沢山つけると原型としての試験のさまたげになるという欠点がある。
- ロ) 逆に模擬された条件下で機器の構成部品の中でも特に敏感(sensitive)な部分だけを試験する方法。この方法は、重要と考える機器の選択、実際の状況を真に表わすような試験の計画および実施、データの解釈に、相当多くの工学的判断が必要である事に注意を要する。特に部品試験が孤立して行なわれること、総合された場合部品

脚注：上記イ)～ト)の他構造物支持方法やノズルの位置など問題は残っている。

同士が互に依存し合うかも知れないことに注意を要する。

- ハ) 第三の方法は、上記イ), ロ) の中間的方法で、必ずしも、フルスケールでなくてもよいが、事前に、フルスケールの設計および諸々の過去の経験から認められた重要な面はそなえている原型(モデル)を試験する。この重要な面は、フルスケール設計を模擬してモックアップするが必ずしも全装置がフルスケールである必要ない。この方法では性能確信度が下ることに注意を要する。

## 1) 米 国

以上の3つの内、結局米国はほぼ第3の方法に従う<sup>73)</sup>とすることで、FFTFやデモンストレーションプラントに取りつける前に先づ全体系の要求と過去の(小型の)機器経験とをもとにして大型機器の概念設計を行ない、次にサブコンポーネント(部品)の試験を行なって、選ばれた材料の特性及び機械的、流動的特性をも調べ、次にモデルおよび原型(プリタイプ)機器(註. Dieckampの論文にはこれは必ずしもフルサイズでなくて良いと言うことが別記されている)の試験を行なう。そして実際の各デモンストレーションプラントでは、それぞれ型や設計が異なることによってその特有な面を実証するための試験計画を持つことになる。デモンストレーションプラントやFFTFでは大型の実機を実際に運転する経験を持つことになり、これにより実際の周辺環境からの要求事項を満足しているかどうか、原型から実機への外挿の良否、保修の経験、大型商業プラントへ応用する場合の寿命に関する情報を示して呉れることになる。

## ii) フランス

フランスの考え方も歴史的経過はあるが第3に近いと想像される。すなわち<sup>77)</sup>Rhapsodieについては熱交換器もポンプも、小型であったから10MWthナトリウムループを使って試験したが、Phenixのポンプは同型であるから単に水中試験のみで、その流動特性をチェックするだけにした。PhenixのIHXもRhapsodieに近いので、部分モデルを水中振動試験して管束中のナトリウム流速分布を予測した。然し、Phenixについては、その燃料取扱系と制御棒駆動機構は今回始めてであり、従ってナトリウム中で、試験をした。即ち回転プラグに設置される燃料把み腕部(transfer arm)、燃料交換用傾斜シュート(loading and unloading ramp)(イスパノシーザー製)および2種の制御棒駆動機構の原型(クルーソーロワール社及びGAAA社製)を実寸大試験をした。また蒸気発生器はPhenix用実寸大モデルおよび大型炉の小型スケールモデルについては次の3つの施設で試験する。

Grand-Quevilly 5MW, Chatou 1.5MW ループ(基礎研究及び加工技術用)  
Les Renardieres Center (EdF) 50MW(耐久試験および種々の運転条件での試験)

Cadarache (フルスケールの水管を用いてのナトリウム—水反応および少漏洩時の腐蝕試験)

( Phenix 機器のモクアブ試験については後記する。)

iii) 英国<sup>78)</sup>

英国は、現存するナトリウム施設はCFR用のポンプ、制御棒駆動機構および、ナトリウム水反応試験に充分使えると考えている。たゞ蒸気発生器だけは何らかの試験が必要だろうがその規模は未定としている。一般に商業炉クラスのモクアブ試験は1国だけで担当するのは経済的に仲々困難であり、国際協力で行なって行って行きたいと言う気運もある<sup>79)</sup>。然し実際に共同で実施するまでにはavailabilityの論議もある<sup>60)</sup>。

iv) ソビエト<sup>80)</sup>

BN-600の機器開発ではBN-350での経験を多数活用している；(回転プラグ、そのシール(錫—ビスマス系)、燃料交換方式、ホイス、燃料輸送機構)また燃料アセンブリも被覆管加工技術がそのまま使えるようにし、且つ燃料交換装置も規格統一できるようにした。これにより、実験作業数を著しく少くしている。但し計画に入っているモクアブ(実寸大)試験としては、1次2次のポンプと熱交換器モデルのフルスケール試験、などを行なうと言う。

v) ドイツ<sup>81) 82)</sup>

SNRについてはインターアトム社に於て、回転プラグ、制御棒駆動機構、燃料交換器、ポンプ、弁、燃料集合体、燃料計の実寸大ナトリウム中試験を行なう。

また蒸気発生器および中間熱交換器はオランダヘンゲローの50MW試験施設で試験がなされる。

また蒸気発生器と中間熱交換器についてはフルスケールのperspexガラスによる流動試験を行なった<sup>83)</sup>。

IV. 4 基準および品質保証 (Quality Assurance) <sup>84) 85) 86) 87)</sup>

規格基準の設定は次第に徹底化され、特にUSAECではそのReactor Development and Technology DivisionがRDT standardを作り、AECの関係するLMFBR(例えばFFTF)を試験施設に対する工学的基準としようとしている。

一方品質保証(Quality Assurance)と言うことも最近には強く言われ、信頼性ある商業プラントを作るためには、ナトリウム機器製造者によって、広範囲の品質保証が確立されている必要がある。機器の設計や試験を事前にする事は、保証を与えることになるが、それ以外の多くの品質保証対策がなされるべきである。

さて、品質保証(略してQA)は次のように定義される<sup>88)</sup>。「材料、機器、系統、施設が満足であろう(satisfactory in service)とハッキリ(adequate)と



確信がもてるようにするために必要な、予め計画された、かつ順序立てられた (systematic) な作業。」

これはやむを得ない作業であり、この考えは、既に、宇宙工学や防衛産業に以前から採用され、この中には従来行なわれて来た品質管理 Quality Control も含まれると共に他の面も非公式には多くなされて来た。

原子力に関係しても広い面をカバーする。即ち AEC の安全審査を行なうこと、規格や基準を作ること、原子炉製作者が安全上重要な部分や系に対する仕様を作る事、建築業者が建築物や原子炉の工学的面に責任をもつこと、土木業者が現場責任と建設組立に関連する品質管理をすること、機器、部品製造者が、仕様を満足するように QA の責任をもつこと、モックアップ試験を行なうことや、検査を工場内第三者が行なうこと、コンサルタントが発注者側を援けて QA の全プログラムを計画し、遂行させること、発注した電力会社が全 QA 計画の管理にあることなどすべてが含まれる<sup>88)</sup>。

然し實際上、この QA を遂行し得るかどうかに、未だ検討すべき点がなくもない。Lingafelter はこれを実施し得るだけのマンパワーの不足を強く訴え<sup>84)</sup>、また Bernsen は<sup>89)</sup>、この QA 計画が大型原子力発電計画に公式に導入されて来た頃、それまでアメリカ政府の他の部間で行なわれて来たものが余りに費用がかゝり、厳しい要求であったため、もっと一般工業的立場で受け入れられるかどうか検討がなされ、結局、現状では必須要項とは判っていても余り重荷にならない作業で受け入れられるものになったとしている。

このような人員の不足、コスト高になる心配、プラントで更に複雑にする心配などがある状況下で、而も QA を遂行する方策として次のような事が考えられる。

イ) 系統設計、特に通常は全く運転しない系統 (注: 仮想事故時のみ働くような系統などと思う) の簡略化。

ロ) プラント、系統、部品の仕様や設計の基準化 (Standardization)。

ハ) QA のクライテリアや仕様の基準化。

ニ) 平等均等に要求できる QA の要求レベルを審査側できめる。

ホ) 建設スケジュールの初期段階で、計画自体を、QA 的観点から独立にレビューしてみる。

ヘ) 人員の補強、作業及び職工の質の基準化。

ト) QA の全工業界への利用と基準化。

チ) インサービスインスペクションの実施。

リ) 火力と原子力での QA の違いの認識。後者では規制命令的なものとなっている<sup>84)</sup>。

以上の如く品質管理には多くの問題を含んでいるが、71年の ASME コード Section III 版には、AEC が CFR (Code of Federal Regulation) Title 10, Part 50 の Appendix B として 1968 年、これを入れたのを、

そっくりそのまま写して含ませると言い、ANSI ( American National Standards Institute ) の特別委員会 ( Ad hoc committee N45-45-0.7 ) は「原子力発電プラントの品質管理計画要綱」( Quality Assurance Program Requirement for Nuclear Power Plants ) と言う基準を用意した<sup>89)</sup>。

今後、このように規格、基準などは段々高度となり、これに準拠することは厳しくなると思うが、それは、安全上から、あるいは環境問題で安全か否かの判断する場合の基準点にもなり、メーカー対ユーザー間の設計、製作、建設上の交渉判断にもまた規制当局側にも役立って行くと思われる。

## V. 各機器の開発状況

以上ナトリウム冷却高速増殖炉の開発及び機器開発の一般的問題を論じたので以下には重要機器の開発状況及び問題点を記す。

### V.1 原子炉容器

#### V.1.1 型式(タンクプールかループか)の選定

原子炉容器について先づタンク(プール型)を採用するか、ループ型を採用するかで、設計上、大幅な違いを生ずる。

此処で、両者を選んだ理由を、それぞれの炉について以下に述べる。

##### (a) ループ型

###### i) BN-600 (Ⅲ.3.4 参照)<sup>90)</sup>

1) 1次系機器と、放射性冷却材全部が1つのタンクに入れられたコンパクト構造になり、密封性が良い。

2) BN-350がループ型なので、それと比較検討をするためにBN-600はプール型にした。

###### ii) Phenix<sup>91)</sup>

1) 簡単な構造の容器に1次系が全部おさめられるので冷却が安全に行なえる。安全保証度がより良く確保される。

2) 自然循環が可能であるから、停電時でも安全にプラントを停止できる。

###### iii) PFR<sup>92)</sup>

貫通部が容器に1つもないので、ナトリウムの漏洩損失は全くなく、かつ加工中の検査が最も良く出来、分離されたタンクや機器間をはうダクトに伴う問題を避けることが出来る。

###### iv) GE デモンストレーション・プラント

GEはタンク型がコンパクトで経済的で設計上、固有の安全性と運転可能性能を持っている、としている。

##### (b) ループ型

###### i) SNR

Guthmann はジュネーブ会議の口答発表の際質問に答えて次のように述べた<sup>60)</sup>。

「SNRがループ型を選んだのはコストと安全性である。プール型がコスト的に優れているとは必ずしも言えない。安全上ループ型は高いフレキシビリティを持つ。

---

脚注：ウエスチングハウスは炉内バイパス流量を予想し、また制御し易く、出口ノズルのシールの不安と流れにより起る振動を最小限にし、また大型炉へ経済的な拡張を考へて、ループ方式で入口ノズルが底についたものを採用した。<sup>46)</sup>

また KNK からの明確な外挿が可能であり、保守も容易だ。また大型炉への拡張も容易で、かつ将来、2次回路を削除することも可能となる。」

## ii) 日本

「もんじゅ」にループ型を選んだことについて次のように述べた<sup>93)</sup>。「プール型は良い設計だが仮定としてタンク内に入る各機器が高い信頼性をもっているとしている。スケジュールと開発費用を考えるとこれは無理である。また“原型”炉は本来開発段階のものであり、保守はつきものである。この点からそのし易い型式と言うとループ型になる。」

## iii) AI<sup>50)</sup>

「両型式に資本費や安全性上優劣があるわけではないが、然しタンク(ポット)型では、1次系機器相互間について、熱的および機械的なカップリングが非常に強くなる心配があり、AIとしてはそれを避けた。」と言っている。

結局、プール型かループ型はどちらが優れていると言う結論は出ないが、Häfeleは次のような点にも触れている<sup>94),95)</sup>。即ち今後1980年、1990年となると、軽水炉が今後2,000MWe、3,000MWeと大きくなって行くと、高速増殖炉もそれに応じて、更に大型になって行くと思われる。この場合、プール型では原子炉容器が極めて大きくなり、加工が難しく、その点ループ型は、可能性はあるではないかと言うのである。

## V.1.2 設計製作、組立試験上の問題

### 1) 設計圧力

原子炉容器を設計する時、先づ問題になるのは、仮想事故として、燃料が溶けて、再臨界事故が発生する、あるいは溶けた燃料とナトリウムが反応するなどと言うことで、その核熱エネルギーが発生する、それが最終的には衝撃圧力波となって原子炉容器の内圧上昇となるという問題である。

この熱エネルギー自体がどの位あるか、また最終的な機械的圧力波エネルギーがどの位あるか、その変換効率は何の位かなど問題があり、その圧力波エネルギーは、しばしば、MW-sec、MW-sec/MWth、あるいはTNT火薬の相当重量で表現されている。例えば、「常陽」では60MW-secあるいは50kg TNT<sup>96)</sup>と言われ、また、米国デモンストレーションプラントではGEが設計基礎となる仮想事故では1,000 MW-sec<sup>47)</sup>を仮定し、AI社は、悲観的に見て450MW-sec<sup>46)</sup>としている。この値に関し米国の最近の研究では、次第に小さな値に移っていることが図16において示される<sup>97)</sup>。また変換効率についてもTREAT炉の実験などによって、従来言われていた10数乃至数10パーセントから0.1パーセントないしそれ以下に下がっていることが図17に示される<sup>97)</sup>。

一般にこの衝撃波に対し原子炉容器および1次配管系は破壊されない(トプシールドの動きは少しあるが)よう設計されるが、格納容器(コンテイメント)を設計する

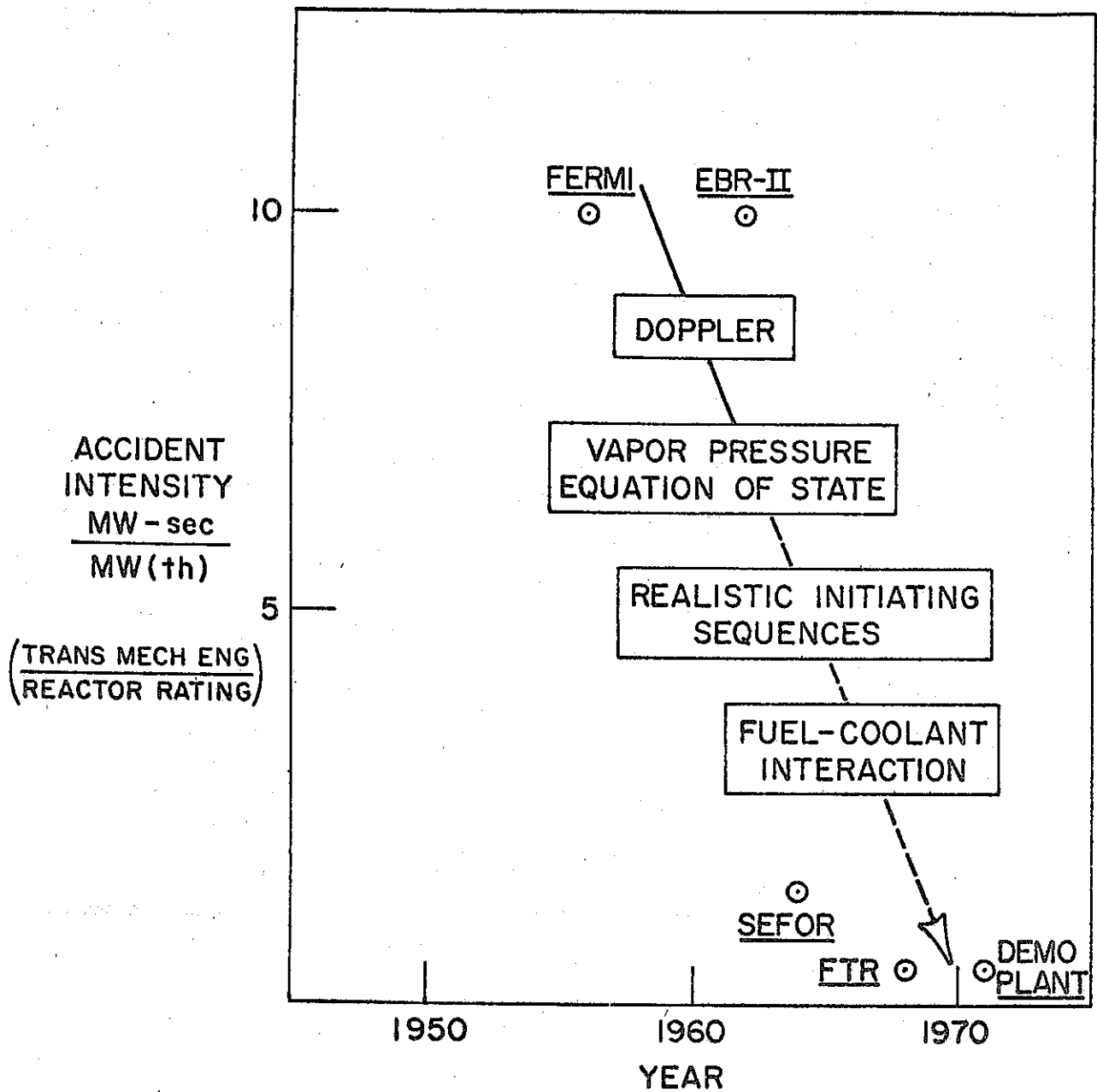


図 16 CORE DISASSEMBLY ACCIDENT EVOLUTION

場合は、これが仮想的に破壊されたとして行なっている<sup>46), 47)</sup>。このトップシールド(天井蓋)を持ち上げる力は PFR では 100 psi と仮定され、図 18, 19 に示される如く<sup>98)</sup>、10本のガーダを通してポストテンションボルトによって支えられる。ポストテンションボルトは 4本/1ガーダで耐力 250 トンであるから 10ヶ所合計で、実に 10,000 ton の衝撃的浮力に耐えるようにしている。

上記衝撃波は TNT 火薬などで模擬して研究されていたが、Farmerによると<sup>99)</sup>、最近燃料が溶融し、蒸発しこれが直接的にか、あるいはナトリウムを通じて、炉心

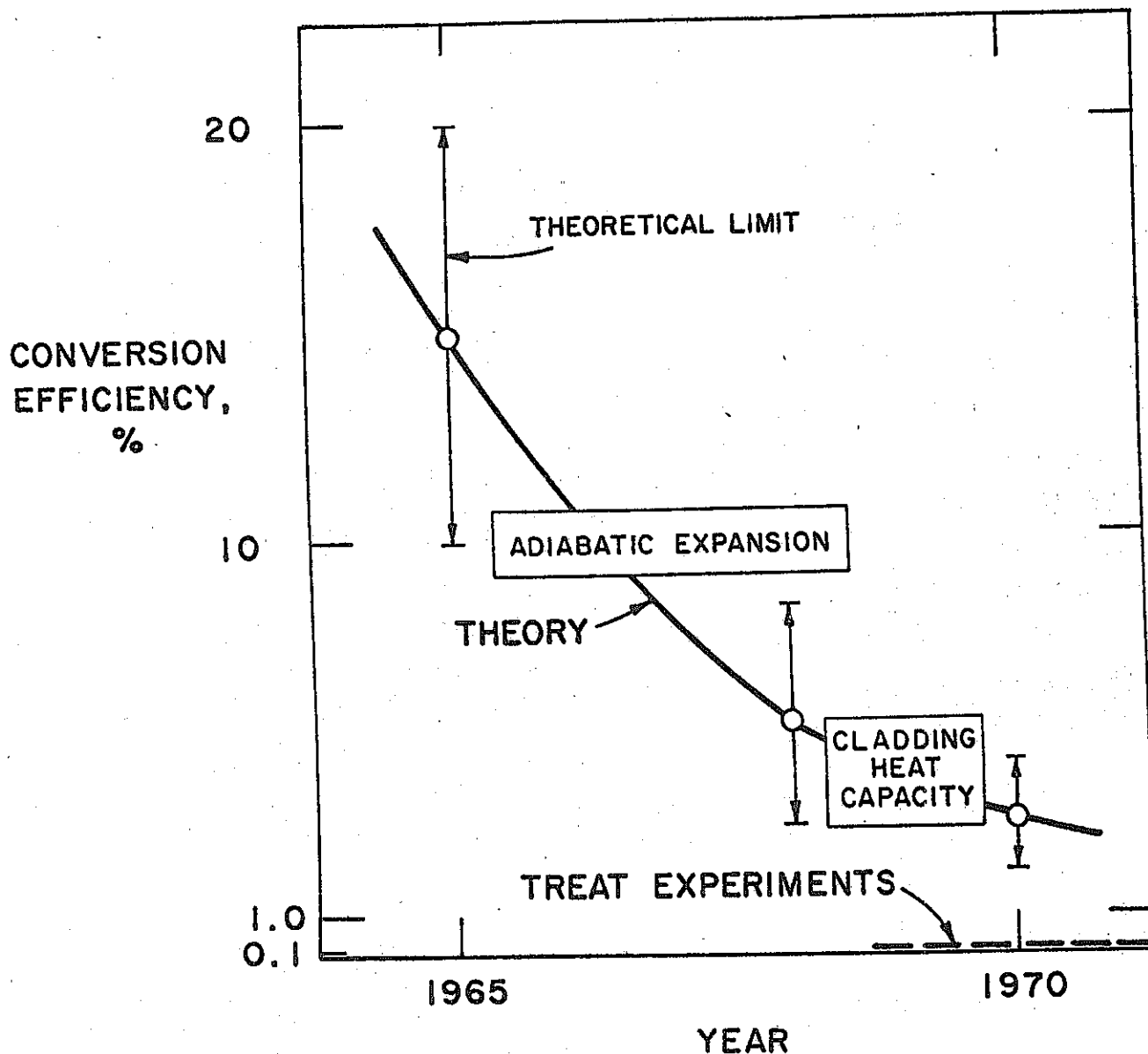


図 17 ENERGY CONVERSION, THERMAL TO MECHANICAL

の周囲を壊したり、溶かす方がもっと注目されて来た。Gilby は<sup>100)</sup> 衝撃波そのものは運動量としては大きいですが、ナトリウムが蒸発して気泡になり、炉内構造物による摩擦で天井蓋に達する時は小さい値になるとしている。

2) 組立及び溶接

ソ連の BOR<sup>101)</sup> の原子炉容器を組立てる時は、組立試験を先づ行なって、最高度の注意と技量をつけて本組立をした。これは後述する炉内構造物についても言えることである。

溶接法としては Phenix で電子ビーム溶接法が有用であったらしい<sup>110), 9)</sup>。Phenix の原子炉容器は水管で冷却されることは特徴である。

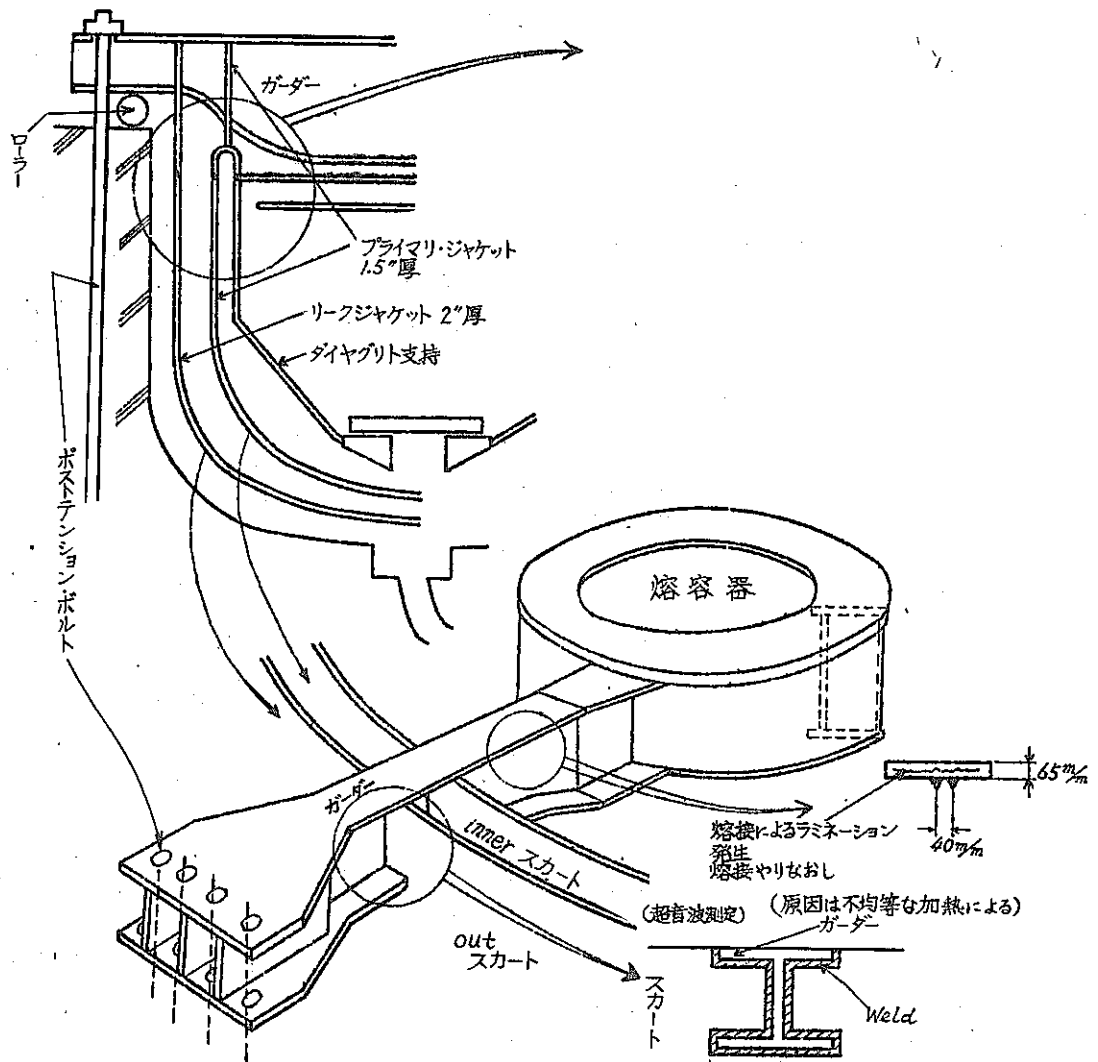


図 18 PFR ガーダー

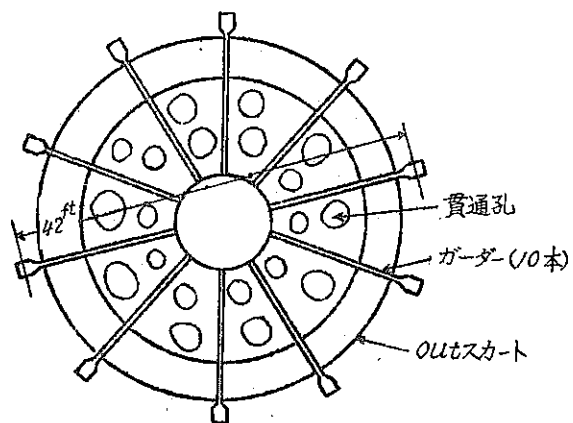


図 19 PFR 天井伏図

### 3) 2重壁容量設計

英の PFR は図 18 にも見られる如く、プライマリジャケットの外にリークジャケットが有るが、CFR ではリークジャケットの外側に保温材を設けるようにし、プライマリジャケットのインサービスインスペクションを可能にした(Ⅲ・2.2 参照)。またフランスの 1,000MWe プラントでは、容器を単一タンクにして、これが二重エンベロープと外側格納容器の両方を兼ねるようにした(Ⅲ・4.2 参照)。

また安全の見地から原子炉容器は「3重の障壁」を設けるべしと言う議論が Aix-en-Provence の会議で出た際<sup>102)</sup>、フランス Phenix は「それに則る」と言い、英 PFR は「則らないで2重だけである。3重の障壁を必要とするような事故がもし起ったとしたら、制御棒もどうなっているか判らない状態である。このような仮想事故を考えてまで3重の障壁を置く必要があるかどうか」と疑問を投げ、ドイツ SNR は「則るけれども、実際の建設上は問題を生じる。接近の可能性上も問題がある。」と言っていた。

今後原子炉容器は単純化し、その代りインスペクションを可能にするようになるのではないだろうか？

### 4) 材料および運転温度

Phenix の主容器の材料および運転温度については次のようにのべられている<sup>103)</sup>。

Phenix 炉の主容器は吊構造である。炉心は切断円錐状胴 (truncated cone shaped course) と格子板を介して主容器側壁に支持される。この円錐状胴及び格子板部の温度はコールド Na (400°C) であるが、側壁胴の上部は初めはホット Na (560°C) を予定した。平らな roof は、両面間の差圧及び発生応力を考え、主容器胴上部と同じ 60 mm 厚である。この構造体には多くの溶接があり、或るものは現地溶接で熱処理ができない。高い寸法精度も本質的な問題である。だから、材料と温度の撰択は使用中の脆化とクリーブを避けるようにせねばならない。これが、我々が非常に炭素量の少ない 316 鋼を使い、容器の最高温度を 560°C から 500°C 以下に下げた理由である。温度低下は集合体ノズル部のコールドの漏洩 Na を容器胴部を上向きに流し、ルーフ断熱材を1部とることにより達成された。

實際上<sup>104)</sup>はイ) 500°C を越えるか、熱的機械的応力を著しくかけられる炉構造体は 316 L オースラナイト鋼を、ロ) ナトリウムに接するが応力を余りかけられない処は 316 を用い、ハ) ナトリウムに触れずアルゴン雰囲気では応力のかゝらない処は 304 を用い、ニ) 炉以外のすべての処は A 42 P 2 建築物用鋼材を用いた。材料については鑄造、圧延に必要な物理化学的特性及び化学組成を調べ且つ、これを確認するための機械試験を行ない、また事故を予想して 750°C までの高温テストを行なった。ルーフ(天井板)は全体に平坦でなければならないので小さな荷重でのマイクロクリーブテストを行ない、 $10^{-8}$ /h の変形率を測った。また腐蝕試験も行なった。



溶接用材料としては手動溶接方式を採ったため被覆電極 (coated electrode) を用い、その組成は母材より機械的特性の高いものにしてこれにより変形を防いだ。フェライトの量は亀裂が生じない程度には多いが充分少ないレベルにして侵炭などによる硬化を避けた。

## V.2 炉内構造物

### 1) タンク型における炉心ジャケット

PFR<sup>105)</sup> では炉心ジャケット上端で、ナトリウムが外周へ流れ出るため、2 mの落差を見積る。またジャケット内側が650°C、外側が350°Cになるため、ジャケットの熱損失を最小にするためにも、熱応力を最小にするためにも断熱材が必要になる。ジャケットは厚さ12 mmのステンレス鋼で出来ているが形状が大きく(高さ12 m, 幅16 m, 重さ110トン)現場で溶接組み立し、精度が問題になった。

精度には2種類あり、1つはposition tolerance(位置上の許容精度)で、ジャケット内の他の機器、構造物との相対偏位についてであり、他の1つはshape tolerance(形状的許容精度)で熱遮蔽材が現場でピッタリ合うためのものである。前者は他の機器を少しずらせるなど、全体を完成したあとで少し位の調整は出来るが、後者は面倒であり、profileで±10 mmにあった。

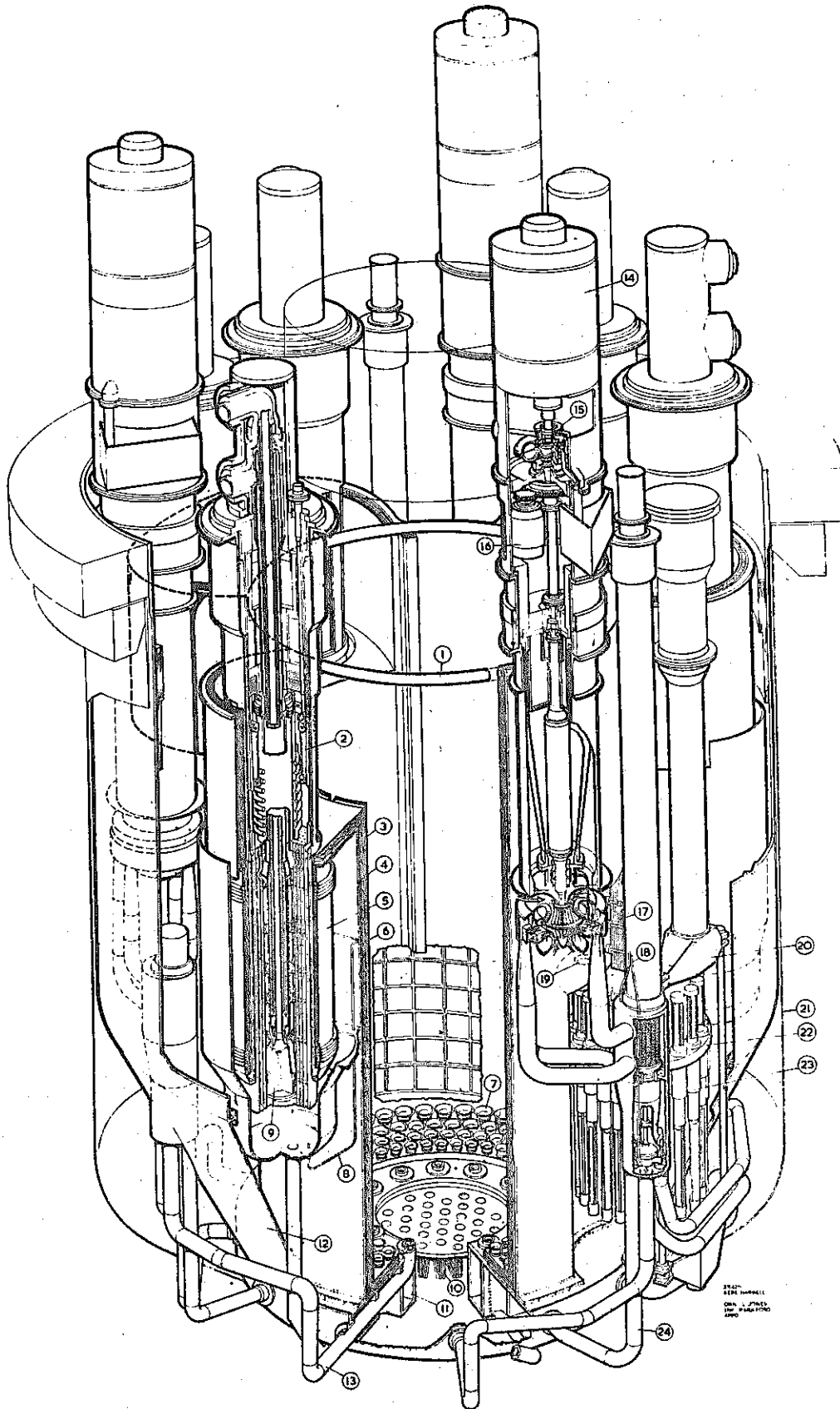
寸法上の正確さを保つため、製造工程の各段階で、最大限の剛性を保つことが必要で、このため3ヶのIHXトレイ(図20参照)、およびdischarge portの一部は、テンプレートの上に上下逆にして組立て、たて方向の溶接線は互いにクランプした。

ジャケットの残りの円筒部およびdischarge portセグメントもたての溶接線をクランプし、出来上がった円筒をIHX trayの上に置いた。円筒の固有の剛性を得るためかなりの量の一時的な鉄製の補強のフレーム構造が必要であった。こうしてから周方向の溶接を行ない、この結果、互いにクランプされている4個のアセンブリーが出来た。それから検査を行ない次にクランプをはずした。検査の結果によりたての溶接線を仕上げ又直径7 mmの中性子遮蔽サポートトロイドを機械加工しサイトでの建設時必要な精度が達成されるようにした。

個々の板は、プラズマアークカッターで切断され、端部はかるく仕上げられ、又全ての溶接は、消耗電極によって行なわれた。

一般に開先は、V型である。このV部は半分盛ったあとで裏をけずりとった。次にけずった裏の部分を盛りそれから全溶接を終えた。溶接部は染色探傷し、10%はX線探傷を行なった。アセンブリーの精度は溶接時のちぢみを予見出来るかどうか依存している。このちぢみは通常5 mm程度であり、開先の間隙、裏をけずった時の量、溶接姿勢、溶接棒の径に依存している。このちぢみは1 mm以内に予見出来ることがわかった。

サイドでは、リアクタージャケットは正しく上向きに組立てられ、4つのたてつぎて



- |   |  |                             |
|---|--|-----------------------------|
| 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 |                             |

20 CUTAWAY VIEW OF PFR PUMP AND I.H.X.

の溶接の前後に検査され、最後に断熱材をつける前に洗浄された。

中性子遮蔽サポートトロイドがリアクタージャケットの頂部にとりつけられた。径構造は、diagrid support structure の上のテフロンスキットの上にのせ、ジャケットと他の機器との調節が出来る様にした。

燃料出入口と原子炉天井との間の調節精度(1 mm)は、出入口のルーズリングを調節して合せた。

## 2) タンク型における炉内構造物の振動問題

PFR の炉心および1次回路は解析によりまた、大気中の燃料集合体の固有振動数の測定と、水中での強制水流振動試験で予測された<sup>105),106)</sup>。工程的にも余裕があり、かつ实际的に振動挙動を見るために、現場の実物の原子炉容器に水を満たし、炉内構造物に計測器も充分つけて、また必要ならTVや潜水夫も使用して振動を調べる。

Phenix では水試験に対しては水滴が残ること、および等温試験を充分代表して呉れない心配<sup>107)</sup>から上述のような水試験は行なわれないが、なお振動については心配で次のように言っている<sup>108)</sup>。

炉の全構造が顕著に振動しないことを確かめるのは重要である。ポンプ — 炉心入口プレナム間パイプと集合体以外の場所のNa流速は一般に小さいが、容器など構造物は大型で薄肉で比較的柔構造であり、更に容器内の800 tのNaは各々1 MW以上のポンプ3台で循環されると言う運転状態にある。その時起る振動を計算し及び振動を確める信頼ある唯一の手段である実寸大実験は共に殆んど不可能である。

我々は縮小部分流動モデルを使う以外の手段がないので、それより半実験理論的手段で流動による危険な振動の恐れがないことを確めた。圧力変動は $\frac{1}{4}$ スケール水流動で測定した。1次系ポンプは炉を部分模擬した状況で水で試験され、ここでも振動についての情報が得られた。我々は構造物同志の全相互作用、全ての各種振動や機械的な振舞を考慮できないので、炉について事後調整が勿論必要であろうと考えている。Na注入前に炉を水試験しないと決定しているので、Na中で正しく作動する計装が、振動がないことを確めようと云うことで設置されている。この場合高温振動計の信頼性あるものが必要になって来る<sup>109)</sup>。

ソ連のBOR-60でも炉容器の水洗いはせず、乾燥と脱気で、あとアルゴンに置換すると言うことをしている。(Ⅲ.3.2参照)

## 3) タンク型での流動特性

PFR<sup>110)</sup>の流動特性を $\frac{1}{15}$ ,  $\frac{1}{12}$ ,  $\frac{1}{5}$ ,  $\frac{5}{1}$ モデルで水中でテストした結果<sup>106)</sup>、炉ジャケットから出た冷却材がナトリウム自由表面を約18インチ(Na換算)の高さに上げ、アルゴン自由空間をなくし、またガス混入の1つの原因にもなることが判った。ガスはこの他上記ナトリウムの流れが中性子遮蔽棒を横切る時、および中間熱交換器入口などで起ることが判った。これを抑えるためのバフル板も検討された。

現物容器での水流動試験の時は、ガス気泡の発生挙動を調べる予定である。

また1次回路各部での圧力降下、計装付きダミー燃料による炉心内の流量分布、自由液面およびその不安定振動の有無を、100%流量、50%流量および1ヶ乃至2ヶのポンプや IHX が停止した場合などについて測定する。また、特定グループの燃料集合体には加速度計をつけて振動測定をなし、他の機器の大部分には歪計をつけて測定する。

以上の如く、PFR は現地に原子炉容器の据付完了後の水テストに重要な課題を与え期待をかけている。

然し CFR では気泡混入と高温維持の観点から炉心出口より IHX へはダクトを設けることにした(Ⅲ.2.2 参照)。(註:プール型とは言ってもダクトを設けたりするとループ型に近い考えになって来たことが判る。)

これに対し Phenix は現物に対する水テストは行なわないが、流動特性については注意を払い次のようにのべている。

炉ジャケットは容器内のホット部と容器外のコールド部に Na を 2 分する。この 2 つの部分には夫々流動上の問題がある。

#### a) 高温部

集合体を出たナトリウムは出来るだけ一様に且つ自由表面を乱すことなく確実に IHX に供給されねばならぬ。安定でよく分布された流れを得るため $\frac{1}{4}$ スケール流動モデルの実験により、集合体出口の形状、炉上部及び IHX 入口の形状の決定ができた。

#### b) 低温部

“容器間隙”(註:炉ジャケットと炉容器の間の事か?)は、①集合体出口、ポンプ入口、主要器を冷却する戻りナトリウムによって生ずる強制対流循環の場を構成し、また②炉ジャケットの壁からの熱によって起される自然循環の場を構成する。(我々は信頼性が充分証明されていないと考えられるのでナトリウム又はアルゴンの遮蔽を使うことを取止めた)。

ナトリウム中の温度、流速についての2次元の半理論的研究及び $\frac{1}{4}$ スケール水流動モデルによる半実験的研究により系の運転、停止時の“容器間隙”の温度分布の推定が可能となった。主容器冷却 Na が容器間隙に戻ることができるよう、バッフルの位置が決められ、ナトリウムがホットコールドの層に分離されるのを防止している。

米国 AI 社のデモンストレーションプラントでもポンプが自由液面型で、かつ炉容器の上が自由液面を持つので必然的に気泡混入の可能性があり、成長して大きな気泡が突然炉心に入る心配があり、 $\frac{1}{10}$ スケールの入口パイプ及び入口プレナムの模型で気泡を人為的に吹き込んでテストした処、すべての場合に気泡は細かい小気泡に分

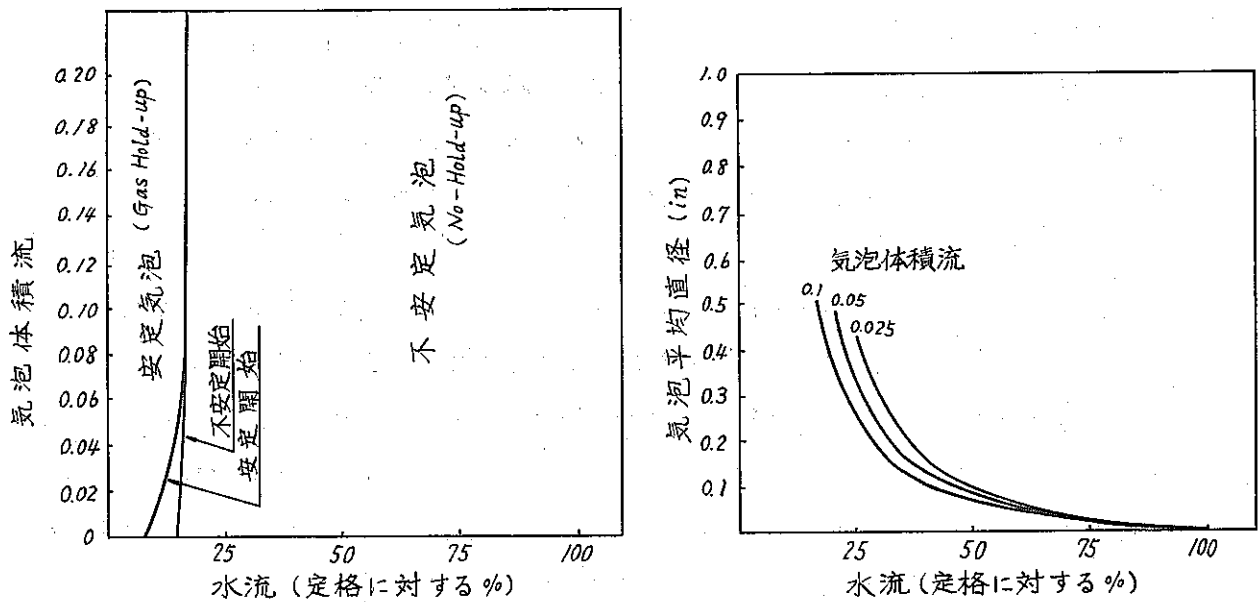


図21 気泡混入実験 (A I 社)

散し、かつ 25%以上の流れがあれば気泡が 20%も入っても安定に hold up される事はないことが判り上記の心配はなくなった。図21はこれを示している<sup>50)</sup>。

#### 4) タンク型における応力計算<sup>109)</sup>

Phenixについて一旦図面ができると1次応力計算には何等困難はなかった。熱による2次応力計算には、上述の定常及び過渡時のNa温度分布のような、金属の温度分布図を先づ作らねばならない。上述の熱流問題が解決されれば、Na中に浸漬される構造物の定常運転時の応力計算は特に問題ない。アルゴン中の部分については、以下の事だけを述べたい。ルーフ温度はNa自由面からの輻射だけで加熱されるから、中心部に周辺部の温度と近くなるように、吊部の熱の逃げを調整する必要があった。

過渡状態については、当面した主な問題は主胴上部とそれをルーフに接続する部分についてである。何故なら、Na浸漬部分は直ちに温度変化があるのに、ルーフ及び胴上部は、金属やガスの熱伝導が小さく容器中のNaとは輻射によって主として熱を授受するので熱慣性が非常に大きく、起動停止の過渡時に大きな熱勾配を発生させる。この応力値及び応力変動が考えられる種々のサイクルに対して許容できるようにするために、このアルゴンにふれている部分の温度制御を行なう補助機構を使うことが必要であることが判明した。この解決法採用の結果、計算は伝導、輻射及びNa温度変化の法則を考慮した2次元計算コードによって行なわれた。

#### 5) タンク型における熱遮蔽(断熱)材

PFRにおいて断熱材には苦心したようだ<sup>112)</sup>。ステンレス鋼で出来た Quilted insulation (4角な浮袋を沢山つなぎ合せたような形)断熱材は、IHXに入る1

次ナトリウムの温度降下を最少にするため、又リアクタージャケットを過度の熱衝撃から守るために必要なものである。この断熱材は、ナトリウムプールの中に漬っており、全ての運転条件、fault condition に30年間の寿命中保守なしにたえねばならない。

開発された金属断熱材は各層がナトリウムのしみこまないものから或る数層のものである。各層は、2枚の薄板構造で、2枚のステンレス薄板を互いに溶接し内に低圧のガスを封入したセルになっている。

このセルは、中に漏洩検出のために少しヘリウムを入れたアルゴンガスを封入してある。ガス圧は、 $27 \text{ KN/m}^2$ で、Na 温度、圧力の全ての周囲の条件に於て、正の外圧がかかる様にする事によって断熱材セルが機械的な安全性を得る様にしてある。セルの中には、ティンブルフォイルが入っており、これによって、正規の断熱性能が得られる様なギャップを保っている。メーカーで、セルの内圧が低下したときブルドンチューブ効果にともなう彎曲したパネルの変形を調節するための余裕をとった。

材質は、英国標準鋼(ステンレス鋼) spec FN58Bの0.5 mmのものが選ばれた。この理由は、共存性、溶接性、重量、耐食性のためである。基礎パネル(2 m × 1 m)の大きさは、材料(1 m巾のコイル)からきめられた。各セルの寸法は、溶接量の多さと破損した時の効果とを考えた最適化の結果である。セルを大きくすれば溶接量はそれだけ減るが、破損の程度は大きくなる。対流を押えるため各層の間のNa層の厚さを6 mmにおさえた。この6 mmという数値は實際上出来る最少のものであり又これはメーカーの許容値ともコンシステントなものである。

フランス Phenix では上記の如き複雑な構造で炉と同じ寿命を必要とするような断熱材は避けた<sup>113)</sup>。英国式や他の型のものでも寿命の短いものについては積極的に試験し<sup>109)</sup>、満足であることが判っている。

カタラシュでも模擬的な試験(断熱材に対するサーマルサイクル試験を行なっていた)<sup>114)</sup>。

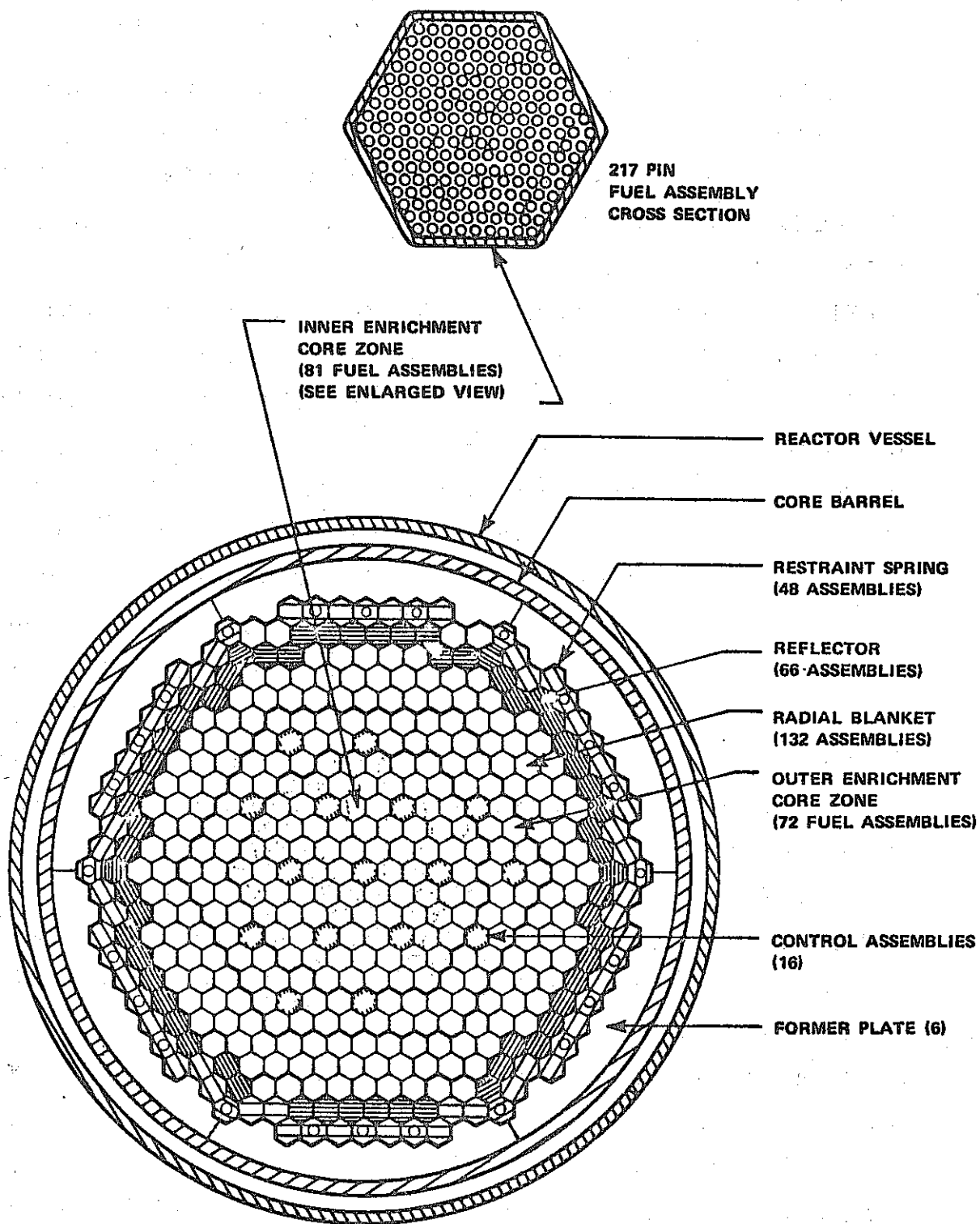
## 6) ステンレス鋼のスエリング問題

構造材としてのステンレス鋼の中性子照射によるスエリング対策はそれぞれ次のように行なわれている。

G.E. デモンストレーションプラントでは、コア・クランピングを次の3つのモードで行なう<sup>47)</sup>。

- イ) 外側境界を形作る banding ring segment
- ロ) ブランケットを囲んで作用する外部境界内スプリング・クランプ
- ハ) channel spacing clearance のための内部クランピング

ウエスティングハウス・デモンストレーションプラントではクランピング機構として、炉心全体を機械的に拘束する方法と、集合体を少く共12ヶ月に1回毎の回転させる事



21-a Reactor Cross Section

をも考えている。新材料の照射データにも期待をかけているようだ<sup>48)</sup>。

(図 21-a 参照)

AI 社のデモンストレーションプラントのクランピングは上部グリッド板につける。(図 22, 23 参照)

このため 1/2 モデルで試験し、負荷データの収集、最適な負荷伝達経路の決定を行ない、更に彎曲された集合体を使って実験する。また自己融着が起らないパド材の組み合わせも研究すると言う。

PFR<sup>105)</sup>でのスエリング対策は特に燃料集合体についてなされている。すなわち、本来の設計では炉心の下部に相当する個所にパッドがつけられていたが、これによると中性子によるスエリングによってリーニングポストを一定期間毎に取りかえる様な事態になるかもしれない。このことは炉停止時間を長くするであろう。従ってパッドの位置は軸方向ブランケットの下につける様に変更した。この位置では原子炉寿命中、中性子束は十分低い。同時に下部案内管の設計もスエリングが動作を妨げるような場所からダッシュポットを移す様に変更された。集合体中に於ける中性子束分布の差から生ずるスウェリングの差によるバウインクの量を制御するため、交換機に集合体を回転する機構がつけられた。これによって集合体は取り出されてから回転されて元の位置にもどされる。

上記した支持機構によって PFR の炉心は 6 個の集合体を一組としてフリースタANDING である。すでに行なわれた試験から何ら具合の悪い振動は認められなかった。この振動の限界は集合体に与える損傷或いは摩耗から定まるのではなく反応度に入るノイズを十分に低くすることからきめられる。

Nimonic PE-16 合金に関する最近の照射試験によるとこの合金はステンレス鋼に比べてスウェリング率が低く、従ってこの合金のラッパ管を使った集合体では回転する必要がないかもしれない。

然し CFR については、可能なら 1 号基から、出来なければ 2 号機からつけたいと考えているものに external core restraint (1 種のクランピング)がある。(Ⅲ.2.2 参照)

フランスの Phenix についてスエリングには注意を払っているが結局、コア・クランピングはしないようで<sup>115)</sup>、次のようにもっている<sup>116)</sup>。

照射下の鋼の Swelling は幾つかの撰定を改めて見直し、追加の試験や研究を余儀なくさせた。炉心中の Flux の傾きにより、ラッパ管の相対する面に伸びの差が生じ、集合体の彎曲を生ずる。集合体が自立しているなら、頂部の偏位は数 cm にも達する。

従って重要な 1 つの事は、どう云う条件下で彎曲した集合体の装着、引抜が可能であ

脚注: FFTF<sup>176)</sup>では半径方向の「しめつけ」(restraint)があって、スエリング、バウイング、クリープの対策としている。



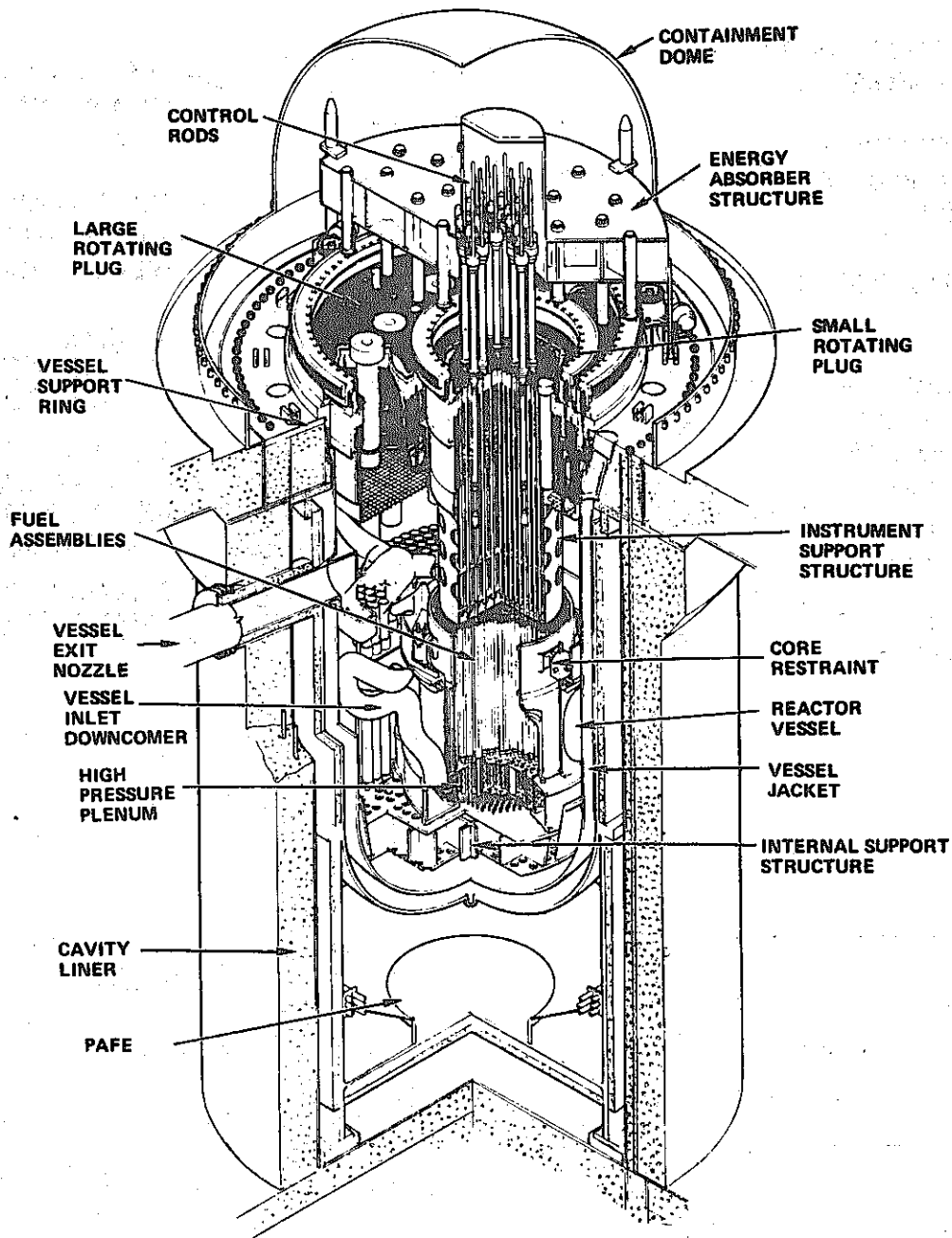


図 2 2 Reactor assembly  
A1 Demonstration Plant

るかを知ることである。この問題には計算と試験により取組んだ。集合体間の相互作用により発生する応力と歪みを決定するための計算が試みられた。この計算には、例えば集合体の曲りに対する抵抗等のような多くのパラメータが試験によって得られた。

Handling gear, 制御棒, Plaque<sup>t</sup>te系に関して幾つの変更が決定された。然し乍ら、基本的な考えは、Clamping なしで、ラッパ管中の応力値をできるだけ制限するように、燃料取扱要求と両立できる最大の自由度を集合体を与えることである。

ソ連の BN-600 ではスエリング問題は充分検討されていないと報告されている<sup>117)</sup>。

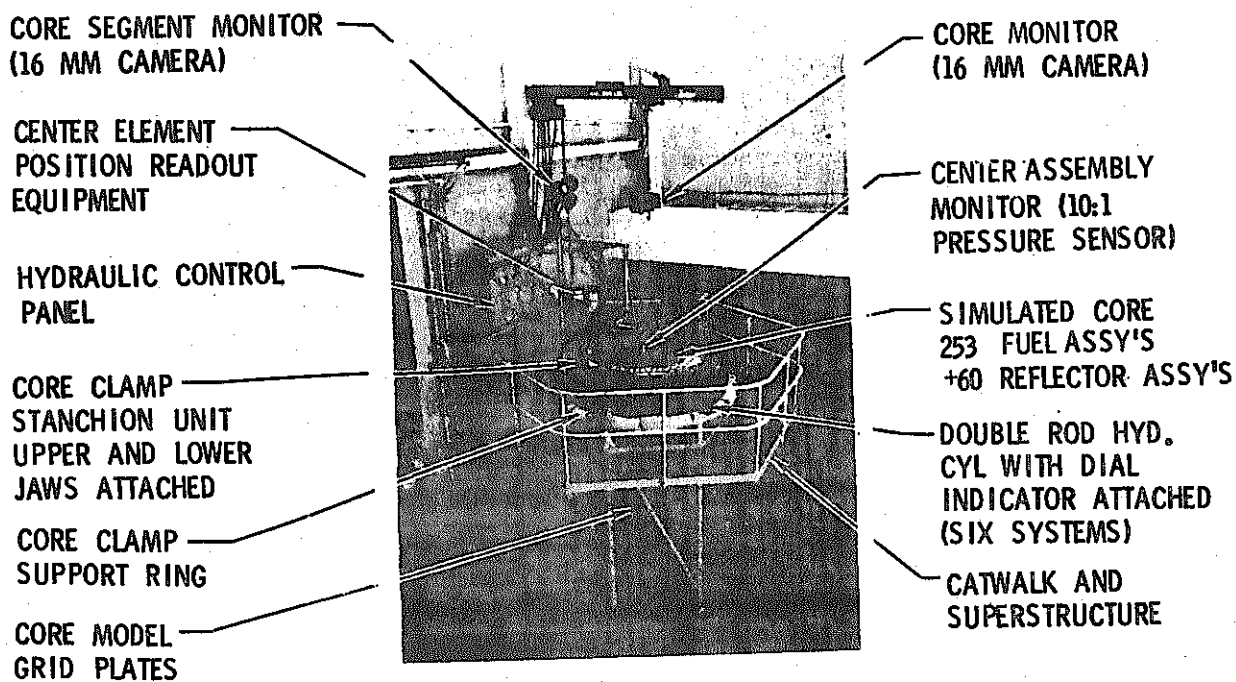


図 23 Core model test facility

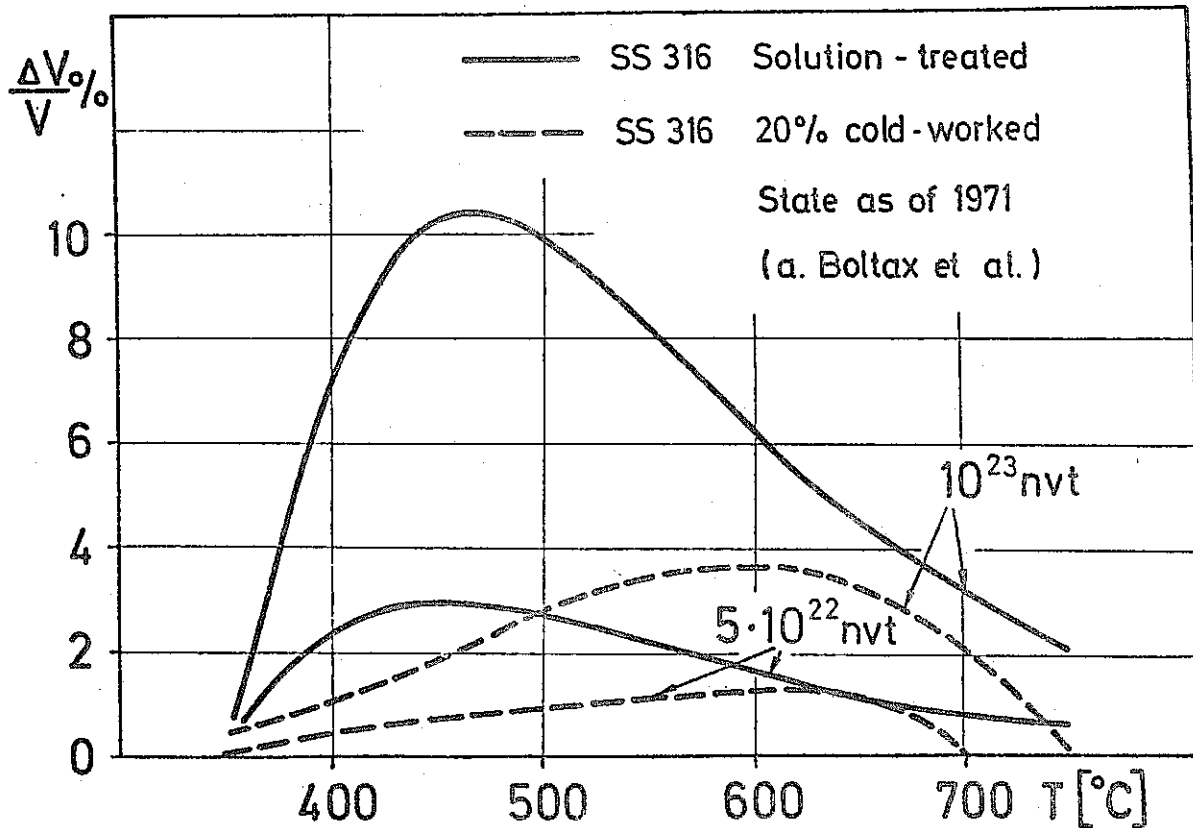


図 24 ステンレス鋼のスエリング

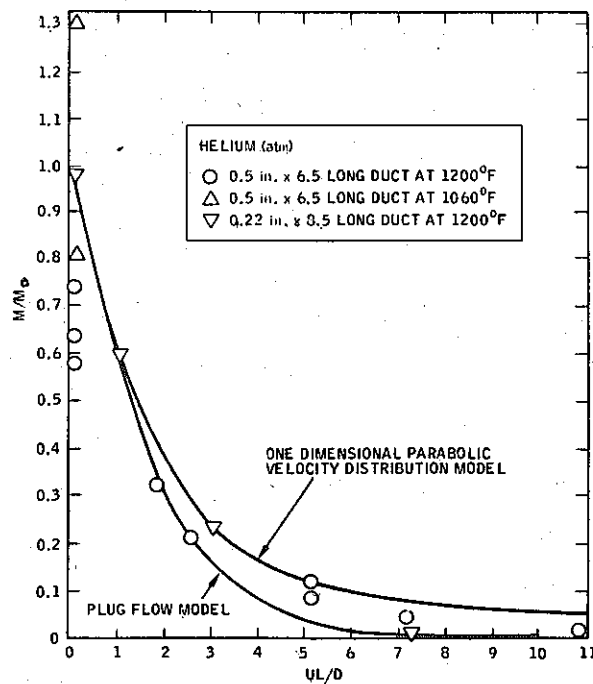
なおスエリングについては Häfele は WADCO のデータを以て大体、大要がつかめたとし (図 24 参照), せいぜい 8% の膨張を考えれば充分とし, また Marsham はその内の 3% は温度効果によるものだと, かなり楽観的な意見をのべていた<sup>118)</sup>。AI 社の設計でもスエリングは 5% を仮定している<sup>50)</sup>。

### 7) 回転プラグ

AI 社<sup>50)</sup> および Phenix<sup>110)</sup> で特に問題にしたのはナトリウムが狭い間隔に凝着して, プラグを回転不能になる事で, パージガスを用いる効果を実験した処, 理論的にも大略求まり, 図 25 の如くになった。(註, パージガス量をふやせば, ナトリウムの沈着は少くなる)<sup>50)</sup>

次の問題はシールである。

AI 社のデモンストレーションプラントでは<sup>50)</sup> 回転部のシールに伸縮型 (elastomeric) のシールを, 150°F 程度の低温雰囲気を使う。<sup>\*</sup> 交換するには溝部 (トラフ) に低溶融合金をとかし込み, これを固化してから行なう。ナトリウム蒸気の凝着に対しては, トップシールドの高さ方向の真中あたりに, ナトリウムの dip シールを設けることにより, それより上へは蒸気が行かぬようにしている。



#### NOMENCLATURE

M = RATE OF SODIUM TRANSFER (weight/time/area)  
 $M_0$  = RATE OF SODIUM DIFFUSION AT NO PURGE (weight/time/area)  
 U = PURGE GAS VELOCITY AT TEMPERATURE IN DUCT (length/time)  
 L = LENGTH OF DUCT (length)  
 D = DIFFUSIVITY OF SODIUM AT TEMPERATURE (area/time)

図 25 Effect of purge on sodium diffusion

脚注: \* Phenixでも Elastomer を使っている。<sup>186)</sup>

一種のガスシールテストに成功し、今もう1つの型についてバックアップとして試験している。またトップシールドは特殊な形状をしているので実証（proof）試験をする装置の製作中である<sup>46)</sup>。

ドンレー炉にはシール材に水銀を使っている（PFRの回転プラグシールも水銀である）。この中に1次冷却材であるNa Kが誤って混入して、共有合金を作ったまま動かなくなった事故がある。（Ⅲ.2.1の表6参照）

Rapsodieでは、シール用共有合金のあふれて出る事故や<sup>119)</sup>、これが固化したあと、プラグを回転させるために溶かすのに、均等に溶けないと言う困難があり、アルゴンカバーガスの上にわずかにヘリウムを流してやる<sup>120)</sup>などの方法をとった事もある。

次にトップシールドの熱遮蔽効果を調べる事、および特にナトリウムが蒸着した場合の悪化を調べる事も必要でカダラシュでは試験をしていた<sup>121)</sup>。

中性子流の減衰効果については別途調べられている<sup>50)</sup>。精度は非常に向上している<sup>122)</sup>。

#### 8) 炉内構造物の支持と熱膨張対策

タンク型においては炉内構造物の支持方法が極めて重要な問題になる。PFRの天井がすべての荷重が掛けられるために、天井の骨格をなすスポークの溶接不備を改善するため、2年に近い遅れを生じても修理を完全にした。

またソ連のBN-600でも支持方法は充分の検討の末、ポンプと熱交換器のハウジングにベロー用い、また全荷重は下部ローラーの上にかゝるようにした。（Ⅲ.3.4参照）

Phenixでは断熱材と大型ベローの経験がなかったので、それらを使わず1次タンクの天井は平らで厚い板で作りこれを天井から吊す形にし、ポンプやIHXの案内シエルは1次タンクに溶接されており、ポンプIHX自体は特殊な弾性的支持構造物を介して天井に吊されている。但し、これらのシエルの軸方向熱膨張に違いが出るので小さなベローは使わざるを得なかった。1次タンクは大きな熱慣性をもつことになるので炉の起動停止の時注意を要するとしている。

また膨張補償器（expansion compensator）（註：詳細不明）が積極的に検討されていると言う<sup>110)</sup>。

#### 9) 制御棒およびその駆動機構

AIデモンストレーションプラントの制御棒系においては<sup>50)</sup>、主たる問題点はナトリウム蒸着と、吸収体の頂部が駆動軸の先端と自己融着を起すかも知れないことである。前者の対策としてヘリウムを吹きつけがある。7本の制御棒を1,200°Fのナトリウム中で7,300hr、ヘリウムの吹きつけ割合を変えて出し入れのテストを行なった。1,200°Fと高い温度にしたのは加速試験の意味で（1,060°Fの3倍の寿命効果がある。）

後者の自己融着の問題は、AIのプラントの制御棒駆動系がスクラム時に積極的に押し下げる方式であるから心配ない。然し系の各パーツ（モータ、ブレーキ、クラッチ、シールノスクリュー、ボールナットなど）は試験をされている。

Rhapsodie が Fortissimo に改良される時、駆動系は簡単化され<sup>119)</sup>、例えばスクラム時スプリングで押し下げる装置を外したりしている<sup>120)</sup>。

Phenixでもナトリウムの制御棒駆動部への蒸着の心配から、2種(註:多分GAAA社とCreusot-Loire社)のものが採用され、一つは可動部を気密フードで掩い、他の一つは掩わないもので、比較検討する<sup>9)</sup>。

Phenixの駆動系は特に新しい方式であるのでフルサイズモクアブテストがカダラシユのナトリウム施設で行なわれた<sup>77)</sup>。

また全く別の問題点としてスクラムのバックアップ系の開発でGEのデモンストラーションプラントではバックアップ安全棒が設けられ、これは原子炉コンテナ底部を貫通したhydraulic lineにより炉心下部より挿入される<sup>47)</sup>。

英国のCFRでも何らかのバックアップをつけなければならないと開発中である<sup>111)</sup>。

### V.3 燃料取扱機

米国<sup>123)</sup>

米国のLMFBRでは表9に示す如く、回転プラグの下で行なう法とホットセル法の2種ある。デモンストラーション用に各社が行なっているのはモクアブテスト、proof(実証)テストおよび機器レベルテストのどれかである。

燃料取扱機の問題点は次の如くである。

- 1) 燃料その他の炉内機器が彎曲しているものを取扱う可能性
- 2) ナトリウムの蒸着
- 3) 破損燃料から出たプルトニウム汚染
- 4) 破損してもそれを安全性をそこなわない

CohenがAix-en-Provenceの会議で特に討議したい点として掲げたのは、1) 通常の交換サイクル、強い崩壊熱、多数サブアセンブリの交換法、2) 破損や彎曲した燃料の取出し、3) 交換機が故障や誤動作した時の矯正法、4) 交換機の改良案であった<sup>76)</sup>。

FFTFの燃料取扱機は大体、現在ありきたり("state of the art")のものだが、特別試験用のものについては挙動試験を行なった。即ち炉内取扱機(In-Vessel Handling Machine IVHM)のガイドローラのナトリウム中試験、Interim Examination and Maintenance Facilityのナトリウム除去装置試験である。また燃料取扱機はフルスケールテストを行なう予定である。

AI社のデモンストラーションプラント用についてはシール試験を完了し、燃料集合体のオリエンテーションおよびグリパーの偏位の許容範囲をきめる試験を行なうと言う<sup>46)</sup>。

脚注: PFRでは、制御棒駆動系軸(9 in 径、30 ft 長)の真直性(straightness)に特に気を使い、工場では運転温度で上げてheat soakし、輸送容器も特にかたい支持台を使った。<sup>184)</sup>

表 9 FUEL HANDLING EVOLUTION

	Present Technology					FFTF	Demonstration Plants	Commercial Plants
	SRE	SEFOR	EBR-II	HNPF	Fermi			
Type	Through Plug	Hot Cell	Under Plug	Through Plug	Under Plug	Under Plug	Under Plug & Hot Cell	Under Plug & Hot Cell
Plug Type	Rotation for Maintenance		Double Rotatable	Rotation for Maintenance	Single Rotatable	Three Rotatable	Double Rotatable	Double & Triple Rotatable
Diameter (Large) (in.)	142		142	230	112	75		294-385
Seal	Frozen Metal		Liquid Metal Trough	Frozen Metal	Silicone Rubber	Silicone Rubber	Silicone Rubber, Liquid Metal Trough	Silicone Rubber, Liquid Metal Trough
In-Vessel Transfer Function	None	See Below	Transfer & Rotate	None	Transfer	Transfer & Rotate	Transfer & Rotate	Transfer & Rotate
In-Vessel Transfer Type			Screw Driven, Vertical Grapple & Rotating Horizontal Transfer Arm		Offset Arm, Ball Screw Vertical Drive, Gear Rotation Drive	Offset Arm, Chain Hoist Vertical Drive, Gear Rotation Drive	Chain & Telescoping Drives, Vertical Grapple, & ?	Chain & Telescoping Drives, Vertical Grapple
In-Vessel Transfer Cooling			Under Sodium		Under Sodium	Under Sodium	Under Sodium	Under Sodium
Ex-Vessel Handling Function	Ex-Vessel Transfer	Ex-Vessel & In-Vessel Transfer, Rotation	Ex-Vessel Transfer	Ex-Vessel Transfer	Transfer From Reactor Building to Fuel Building	Ex-Vessel Transfer	Ex-Vessel Transfer	Ex-Vessel Transfer
Ex-Vessel Handling Type	Steel Cable, Vertical Grapple	Bridge Crane, Steel Cable, Vertical Grapple	Link Chain, Vertical Grapple	Roller Chain, Vertical Grapple	Steel Tape, Vertical Grapple	Roller Chain, Vertical Grapple	Steel Tape, Cable, & ?	Steel Tape, Cable, & Telescoping Tube, Vertical & Horizontal Grapple
Ex-Vessel Handling Cooling	Natural Convection	Cell Atmosphere	Forced Argon	Forced Helium	Forced Argon	Air-Cooled Sleeve	Cooled Sleeve & Forced Gas	Cooled Sleeve, Forced Gas, & Cooled Dip Tube
Heat Removal [kW(th)]			3	~10	4	10	15-45	20-50
Fuel Assembly Container	None	None	None	None	Na-Filled Pot	Na-Filled Pot	Na-Filled Pot & Transfer Tube	None & Na-Filled Pot

フェルミ炉で相隣る燃料サブアセンブリが融着して取り出すのに極めて苦労した事は有名である。

#### 英国

DFR では、(表5参照)金属ウラン燃料に大量の破損を出し、炉心燃料については、通常の交換機では使えず、NaK液面を下げ特殊な道具を使って取出した。またブラケット燃料は、やはりNaK液面を下げ、トブプレートを切断して取り出している。

交換のたびに回転プラグのシール用水銀にNaKが混り、アマルガムを作り固まってしまう故障がある。また、把み部をNaKから、出入器の中に出し入れするのだが、出入器内部のアルゴンが不純であったため沈着物がついて50回以上の操作から、動かなくなった。出入器ポットの冷却容量が足りず、燃料を入れたまま時間が経つと、照射温度よりも高い温度となる。

CFRの開発では、崩壊熱の高いこの使用済み燃料の輸送を重大な問題に考えている<sup>124)</sup>。

燃料交換サイクルはPFRでは年7回行なう。CFRでは長くなる傾向にあるが、燃料交換作業を開始するのに早く炉心に接近できるように交換機の配備したスベア、スタンバイ或は試験用具を常に用意しておくよう注意すべきであると指摘している<sup>125)</sup>。

#### フランス

Rapsodieでは燃料の取出、取付機械を始め余り複雑に作りすぎ、かえって不便になったので機能を2つ分け、安価で敏速なものを作った。(III.4.1参照)

燃料取出器の誤操作で、燃料棒の頭を曲げてしまった事故などあり、小回転プラグを外さねばならなかったこともある<sup>25)</sup>。

Phenixの取扱機は簡素を目標として作り、回転プラグから下した回転腕と、取付取出用キャリジの走る傾斜管(シュート)で成る。これはソ連のBOR-60(?)の例にならったらしいがシュートの炉容器のとりつけが難しいかハッキリはしないが、1,000MWeプラントでは、この方法をやめ回転プラグで垂直取出し式(a system rotating plugs with vertical extraction)に戻ると言う<sup>126)</sup>。

#### ドイツ

SNR(III.5.2参照)では最近電力会社からの強い要求で燃料交換は1年になり、原子炉内一時貯蔵をやめ、炉外貯蔵になった。

#### ソ連

BN-350(III.3.3参照)ではその燃料つかみ部の材料選択、および彎曲した燃料の取出しや燃料を途中で落したような場合の動作試験にかなり注意を払って行なっている。

交換サイクルは4~5ヶ月である。<sup>65)</sup>

### V.4 機械式ポンプ

#### 米国<sup>127)</sup>

フェルミ炉用ポンプ(12,000gpm)から1,000MWe用ポンプへの流量のスケールア

表 10 PUMP EVOLUTION

	Present Technology						FFTF	Demonstration Plants	Commercial Plants
	SRE-PEP	SCTI Primary	EBR-II	HNPF	Fermi	LWR's			
Type	Free Surface, HNPF Type	Free Surface, HNPF Type	Free Surface, Sump Type	Free Surface, HNPF Type	Free Surface, Fermi Type	Centrifugal	Free Surface	Free Surface	Free Surface
Flow (gal/min)	2700	3200	5500	7200	11,800	80-100,000	14,500	25-60,000	40-150,000
Head (ft sodium)	180	235	200	160	310	250-300	500	~400	120-430
Operating Temperature (°F)	1000	900	700	945	600	~650	1050	720-1060	770-1140
Pump Shaft Length (ft)	12	5	11	16	14	~15	~30	~30	~30
Seal Type	Face, Oil Lubricated	Face, Oil Lubricated	Hermetic Motor	Face, Oil Lubricated	Face, Oil Lubricated	Face, Water Lubricated	Face, Oil Lubricated	Face, Oil Lubricated	Face, Oil & Gas Lubricated
Hydrostatic Bearing, Diameter x Length (in.)	10 x 7	6.5 x 8.5	12 x 12	12 x 12	12 x 12	24 x 17	12 x 12 <sup>(a)</sup>	~24 x ~15	~24 x ~15
Impeller Diameter (in.)	23	16	26	27	37	30-45	41 <sup>(a)</sup>	40-70	30-90

(a) Estimated

表 11 VALVE EVOLUTION

	Present Technology								FFTF	SPTF	Demonstration Plants			Commercial Plants			
	SRE-PEP	SCTI	EBR-II	HNPF		Fermi		Block			Check	Throttle	Block	Throttle	Check	Block	Throttle
Service	Throttle	Throttle	Throttle	Check	Throttle	Block	Throttle	Check	Block	Check	Throttle	Block	Throttle	Check	Block	Throttle	Check
Type	Modified Plug	Butterfly	Angle	Swing Disc	Ball	Split-Wedge Gate	Plug	Swing Disc	Swing Gate	Swing Disc	Butterfly	Split-Wedge Gate & ?	Butterfly	?	Split-Wedge Gate	Butterfly & ?	?
Diameter (in.)	8	8	4	16	14	16	6	16	28	16	18	36-?	36	?	26-34	22-38	?
Operating Temperature (°F)	650	900 & 1200	700	610	610	945	600	600	1050	830	1100	~700-1025	760	720-750	670-1000	780-1000	809-?
Stem Seal Type	Torque Tube	Freeze	Close Clearance	None	Freeze	Freeze	Double Bellows	None	Freeze	None	Freeze	Freeze & ?	Freeze	None	Freeze & ?	Freeze & ?	None



ブは3~10倍、吐出ヘッドもまた高くせねばならない。表10にこの模様を示す。軽水炉用ポンプで大型のものが有るが、温度と熱衝撃と軸長が違う。

主たる問題点は次のものである。

- i) 耐久性能と信頼性
- ii) 温度および温度の過渡変化にもとづく変形
- iii) 主軸の動的特性
- iv) 加工中のアライメント管理
- v) 保守の容易性

LMECではFFTFやデモンストレーションプラントのポンプの軸シール、ハイドロスタティックベヤリングの試験を行なっているが、今後これらプラントの原型ポンプをSodium Pump Test Facility (SPTF)で試験する。

大型プラント用ポンプへの外挿すべき点としては、サイズ、吐出ヘッド、ホットレグ用高温用と言うことである。

FFTFのポンプはFermi炉のものとはほぼ同じだが、インペラ入口が案内管状にしてある。現在試験中の事項は、汲込み入口形状、ハイドロスタティック・ベヤリング、これに用いる硬質表面材料、主軸カバガスシールである。

Fermi炉では一般に潤滑油は水素が多いので、これの少いと言われるFluolubeを使ったが、ポンプは3ヶ所gallingを起した。原因はこの油のためか、或はNaClが出来、これが不溶性のためコールドトラップでもとれなかったためだろう。LMECでもFluolubeを使ったが蒸気圧が大きくナトリウム中に侵入して悪影響を及ぼした。<sup>128)</sup>

これに対しイスポシーザ社は油は使わないと言っている。<sup>129)</sup>

尚、EBR-IIのポンプは順調に回転しているようである。(III.1.1参照)

英国<sup>130), 131)</sup>(図26, 27参照)

Risleyで6,000 gpmのポンプの運転に成功して、直ちにPFR用の1次ポンプ(18,500 gpm, 84 m<sup>3</sup>/min, 430°C)と2次ポンプ(16,500 gpm, 75 m<sup>3</sup>/min, 370°C)を作った。これら実機を水中でテストしたのみで現地に据付けられた。

注意した点の第1はノイズで翼による低周波圧力パルスの発生、およびキャピテーションによる高周波ノイズ(ナトリウム沸騰音と間違われ易い)である。インペラ翼の形状を注意して作るとこの高周波成分はなくなり、デフューザ、インペラ、入口ガイドの処のヴェインの選択を注意すると低周波分を減少できる。

主軸の長さはポンプ上端は常時人が近づき得、下端はナトリウムにつかると言う事からきまり、かなり長い。そこでmisalignmentがあってもポンプは回転できるようベヤリング、間隙、シールを注意する。ベヤリング・ハウジングの支持方法はポンプケーシングの頂部の一点から行なう。現在の設計ではナトリウムに接する処はステンレス鋼にしているが、これと相接触する材料の表面処理には注意する。また侵食、gallingのないよう

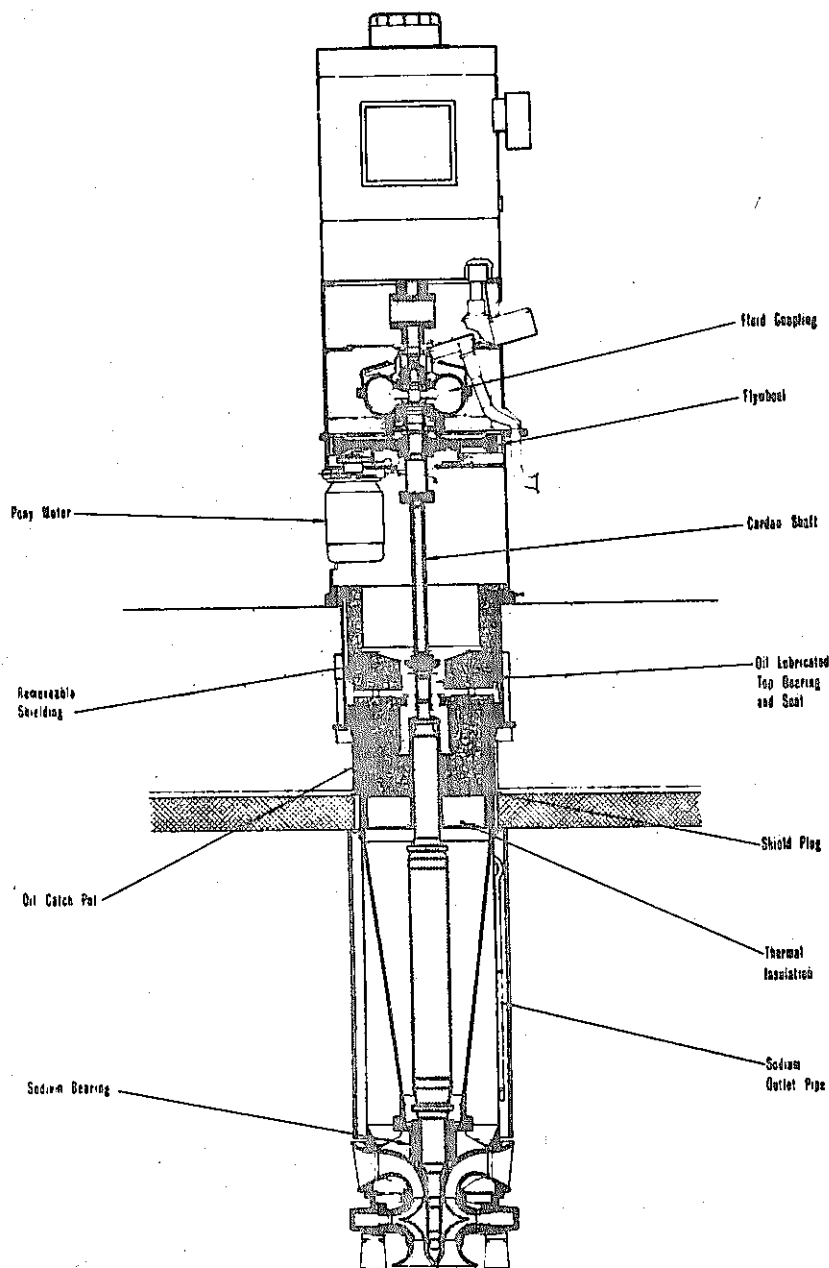


図 26 PFR Primary pump.

な流速にし、摩耗するものは取換え得るようにするか、極端に硬くした。1次ポンプは、主電源喪失時に充分緩やかに回転を落すようにする。

フランス<sup>66)</sup>

Rapsodieの2次ポンプの1台は1969年11月より800日間、検査なしに運転を続けることが出来た。

Phenixの1次ポンプ<sup>132)</sup>(図27, 28参照)はRapsodieのそれに似ているが違う点は、起動停止時などの自由度を考えてvariable speed(150~960rpm)にしたこと、またこれには逆止弁をつけた。ポンプが熱膨張でかなり動くのでスラブへの固定にテフロン入りパドを使った。電源喪失時の回転数低下率をゆるめるため(3秒)フライ

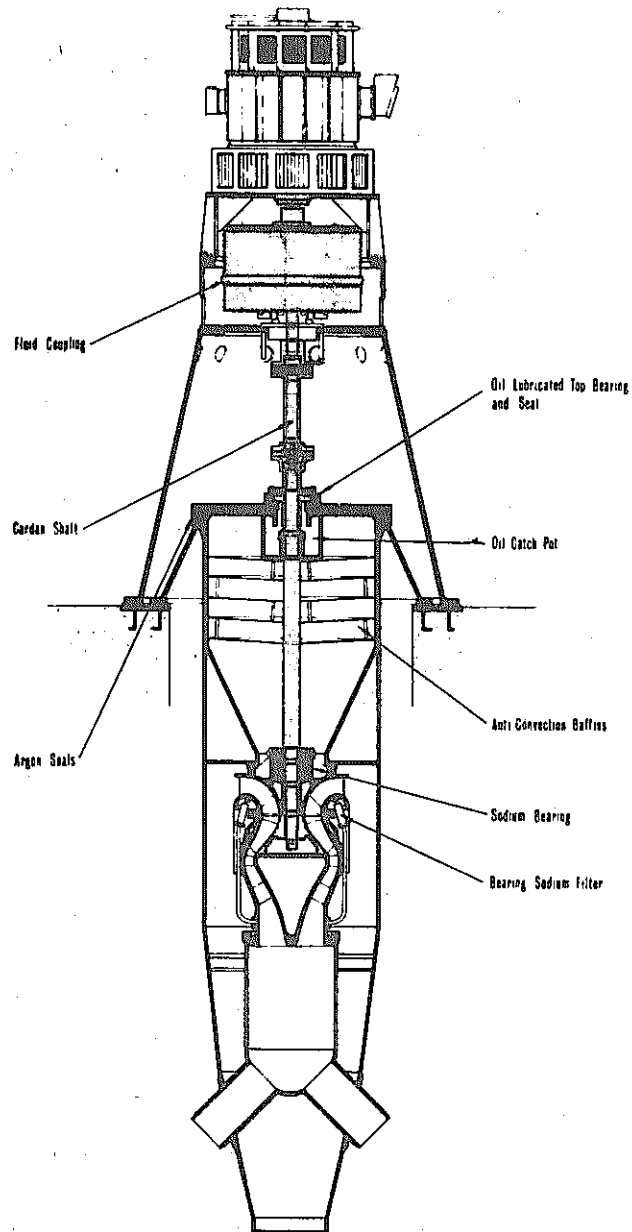
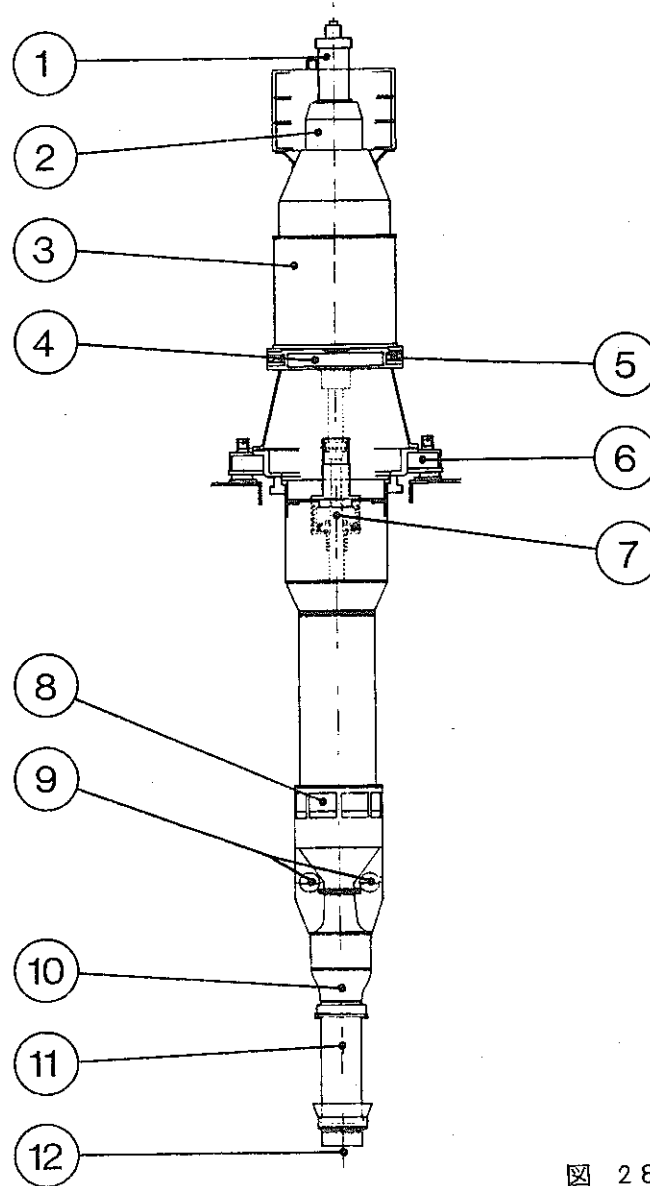
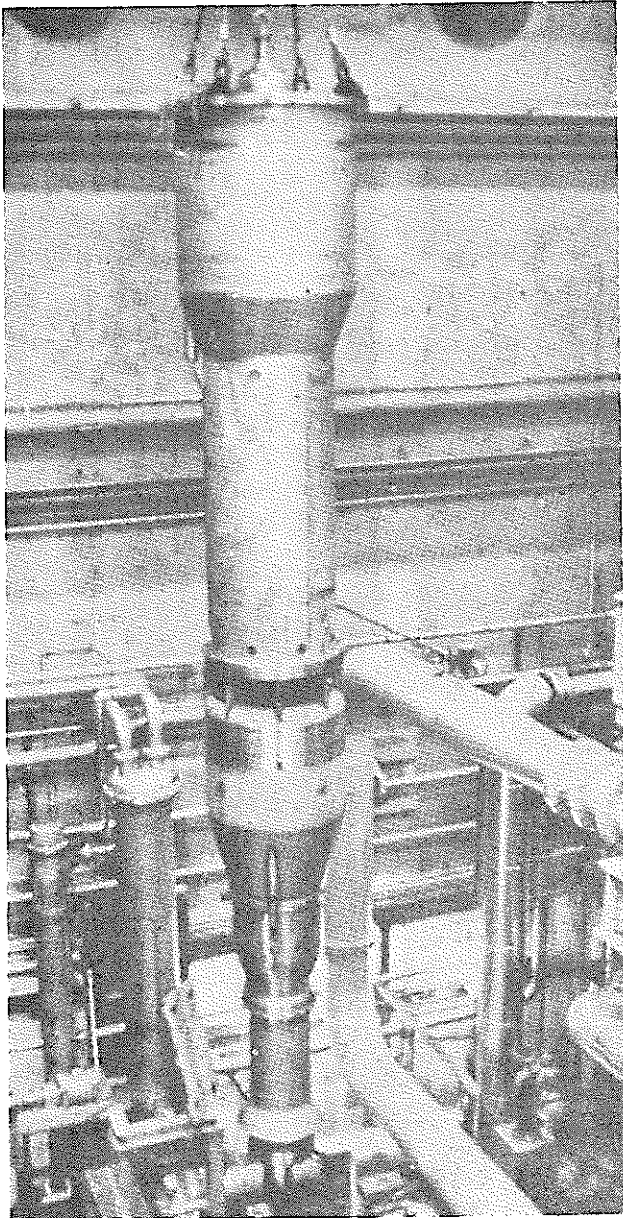


図 27 PFP Secondary pump.

ホイールを使い、100 rpm になるとポニーモータで駆動する。ポンプ出口から炉心入口プレナムへの配管は熱膨張差を許して移動は少くし、而も無漏洩にする、キャビテーションは無く、金属とベアリングの癒着はないようにする要求があり、こゝに、Articulated sleeveを用いた。これは単にシリンダーの中に入れた1ケの球殻体である。今、水試験を終りNaテスト中である。また上部プラグには鋳鉄を入れ、生体遮蔽の役をなさしめた。

自由液面より上の軸シールは潤滑油2ケのパッキングでなされる。逆止弁は事故時急速閉鎖する場合機械的問題を生じたのでフロートを少し強力にした。テフロン入りパドの摩擦係数は更に検討中である。メカニカルシールはリークテストし良好であった。

2次ポンプは2次ループの膨張タンクの処にあり、球形をし普通350°C、18 m<sup>3</sup>のナトリウムをもっている。ポンプは垂直、遠心力型で、軸方向に吐出し、逆止弁もフライホ



### PRIMARY PUMP

- 1 pony motor
- 2 reduction gearing and freewheel
- 3 motor
- 4 flywheel
- 5 brake
- 6 sliding support
- 7 thrust bearing and rotating seals
- 8 sodium inlet
- 9 electromagnetic flowmeters
- 10 non-return valve
- 11 articulated sleeve
- 12 sodium outlet

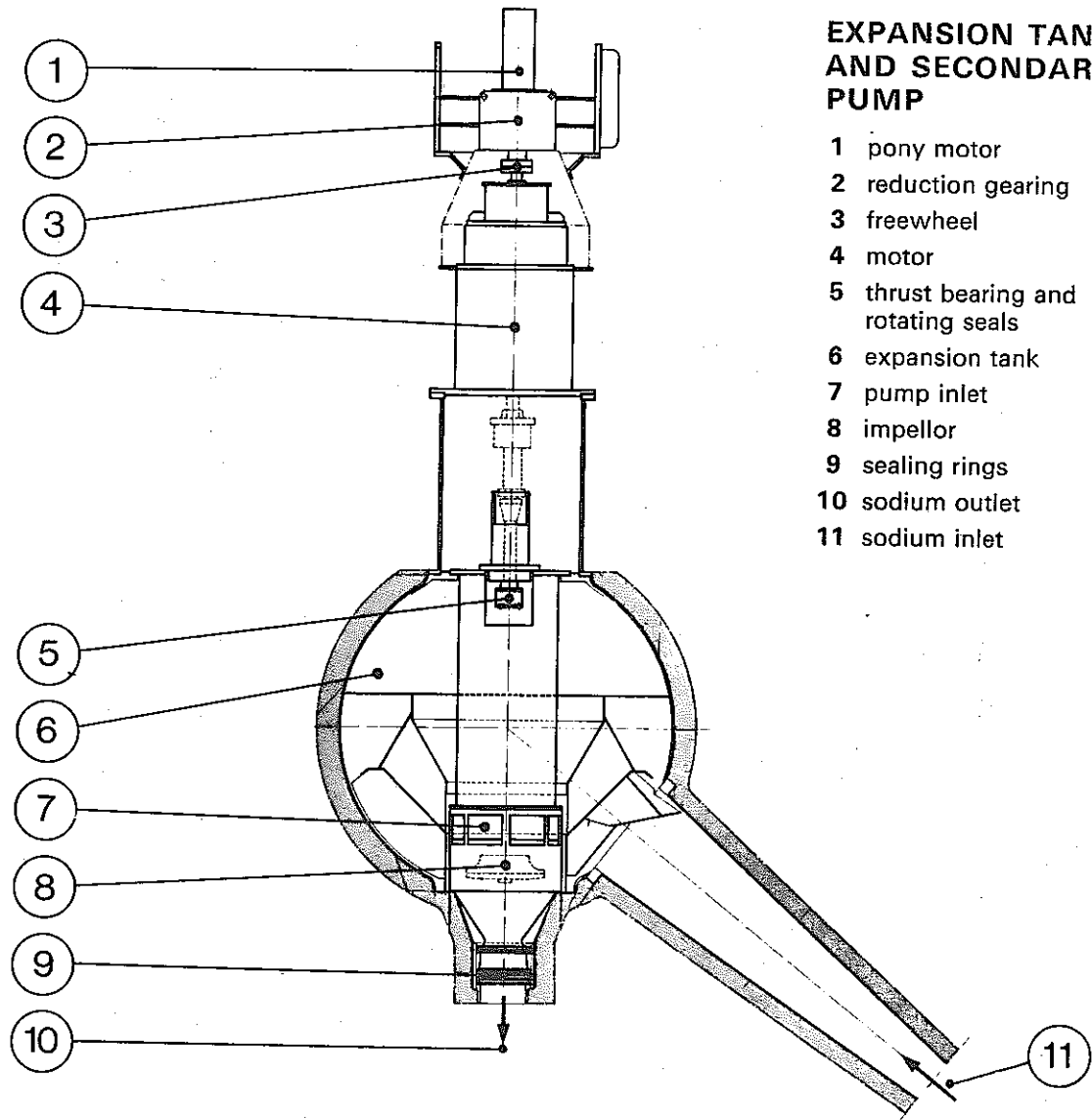
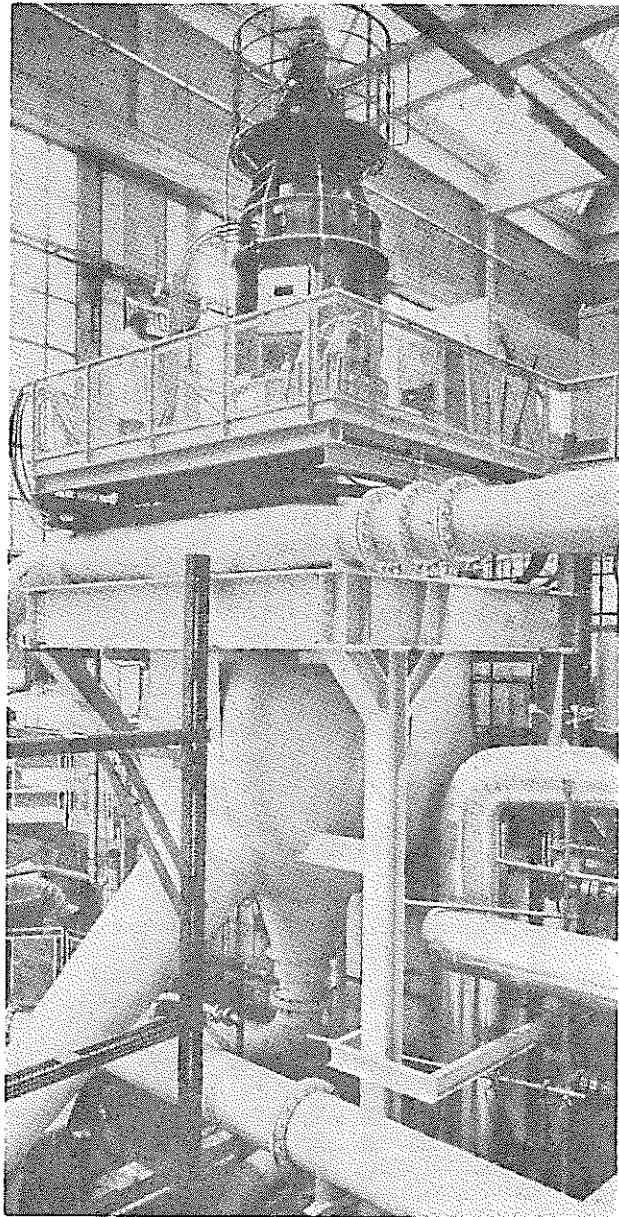


图 29

イールもない。

PhenixのポンプはRapsodieのに似ているのでCEAはサクレーに水テストループを作り、ここでポンプのフルスケールのテストをするだけに止めた。テストの目的は振動のないこと、主軸の動きは許容値以内であること、ポンプへは正しく水が入り、気泡混入がないこと、インペラの最終的サイズを決定すること、および駆動系を完全にすることである。

ドイツ<sup>133)</sup>

インターアトム社のAPBループではSNR用ポンプとして(5,000 m<sup>3</sup>/he)オランダのStorm社のものを540°C, 2,000時間(ホトレグ用, 設計温度は650°C)成功裡に耐久運転した。次は, KSB社のものを, またその次は, ハイデルベルク近郊の( )社のものをテストする予定である。振動試験は特に行なっていない。

## V.5 弁

主たる問題点はサイズのスケールアップ, システムのシール, 振動, 材料構造材への過渡熱負荷効果である表11に米国の開発の状況をまとめてある。

FFTF用の弁は直径 $\frac{1}{2}$ ~28インチの範囲にあり, 小型のものはコンベンショナルだが大型の1次隔離弁や逆止弁は特殊である。何となれば, 温度, 熱過渡特性, シール, 許容圧力降下の総合要求を満足する汎用品はないからである。隔離弁をフリーズシール方式にしたのは軸方向冷却部を比較的短くして, 極端に集中して(localized)熱を奪うことが出来るからである。最終的にはNa中でフルサイズテストを行なう<sup>134)</sup>。

AI社<sup>50)</sup>のデモンストレーションプラントの主弁はフリーズシール型である。

フェルミ炉では弁のベローシールの破損を経験している<sup>135)</sup>。

英国PFRの弁<sup>136)</sup>で補助弁( $\frac{1}{4}$  in.~6 in.)はベロー型(GEC社)でまた2次回路用に14 in.と23 in.の中ぐり(bore)型バタフライ弁がある。(GEC社)この奇妙な形は弁本体内のアルゴン圧を加減して, ナトリウムレベルを上下し, これによりナトリウムシールがなくてすむようにした。

フランスナルディエでの経験<sup>137)</sup>では, 弁は3種類ある。300 mm径のものはシールに故障があるが今は満足できる。500 mm径の弁は満足である。900 mm径の弁は価格に問題があると言う。

ドイツ<sup>138)</sup>のインターアトム社でも大型弁のナトリウム中で試験をしている。300 mm径の, スロトル弁は試験を完了し, 今度は650 mmのものを行なう。ゲート弁(go-no-go)弁はフランスの( ) (グルノーブル近郊)社のものがテストの結果良好であった。

## V.6 中間熱交換器

主たる問題点は 1) シェル側および管側の流量分布, 2) 管の振動と損耗 3) 保守の容易性および<sup>1)</sup>熱的過渡特性である。表 1.2 は半口の開発状況を示す。上記の問題点の内保守の容易性が重要な理由は I H X が腐蝕生成物のため著しく放射能をもつので遠隔操作が必要となるからである。然し管束群だけを取り出せれば, 修理工場で修理が出来る。

表 1.2 INTERMEDIATE HEAT EXCHANGER EVOLUTION

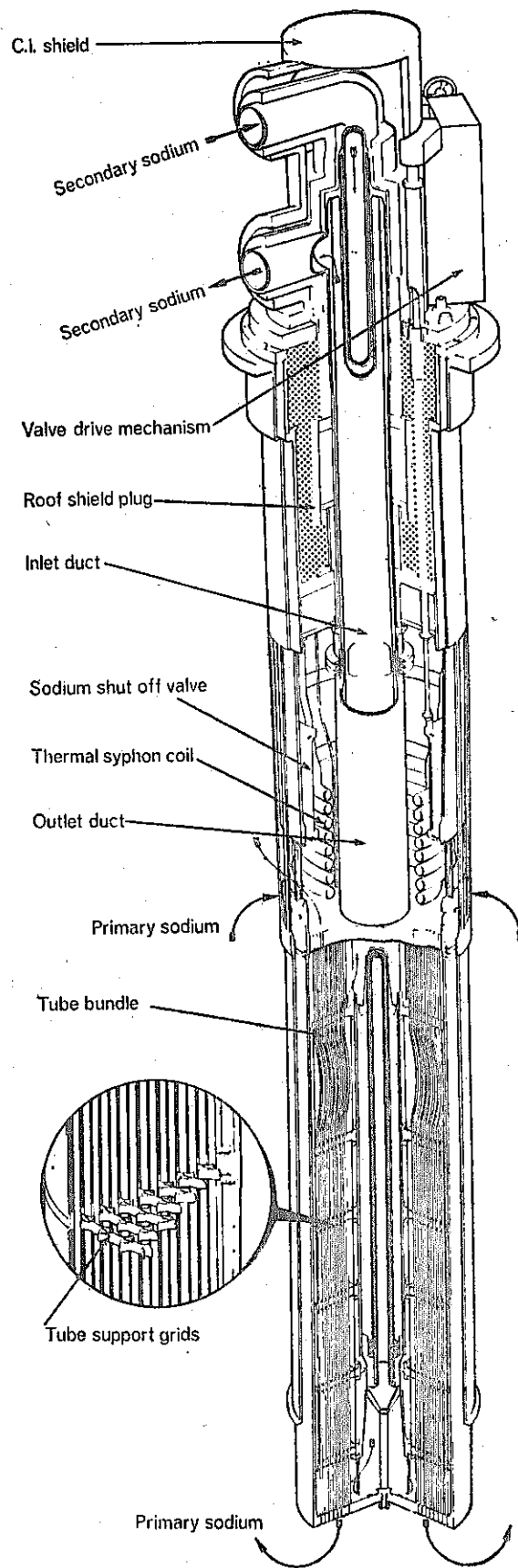
Type	Present Technology						FFTF	Demonstration Plants	Commercial Plants
	SRE	SEFOR	SCTI	EBR-II	HNPF	Fermi			
	U-Tube	U-Tube	Shell & Tube, Sine Wave Tube	Shell & Tube, Removable Bundle	Shell & Tube Bellows in Shell	Shell & Tube Floating Head, Removable Bundle	Shell & Tube Removable Bundle	Shell & Tube, Removable Bundle, & Fixed Shell & Tube	Shell & Tube, Removable Bundle, & Fixed Shell & Tube
Duty [MW(th)]	20	20	30	63	43	143	133	263 - 625	400 - 1300
Surface Area (ft <sup>2</sup> )	1155	483	1393	4540	2875	5840	8800	? - 24,000	10,000 - 50,000
Number of Tubes	316	161	462	3026	1395	1860	1550	? - 2900	3400 - 7400
Maximum Sodium Temperature (°F)	960	809	1200	883	945	900	1050	1000 - 1060	1000 - 1150
Log Mean Temperature Difference (deg F)	60	144	62	48	50	80	92	64 - 80	65 - 120

FFTFのIHXはフェルミー炉のそれに似ており垂直, シェル—チューブ型で管束群は取出し可能である。モデルの水中実験を行い, 水学的解析および振動解析を確認している。高い応力をかけられる構造部分, 例えば, 管と管板の結合部は, ナトリウム中での疲れサイクル試験が行なわれている。フルスケールの原型IHXは出力を下げた条件でSCTIで試験をし, 保守の要領を実演する予定である。<sup>134)</sup>

EBR-IIの中間熱交換器が修理された件は特筆される。(III.1.1 参照)

<sup>139)131)</sup>英国PFRの中間熱交換器を図30に示す。

管は外径 19.9 mm, 長さ 4.4 m, で途中にコサイン状の膨張の逃げをもつ。シェルの直径は 1.4 m である。1次ナトリウムは管内下向流, 2次はシェル側上向流で, 管の管板への溶接は internal bare TIG 溶接で, X線およびヘリウム・リーク試験を行う。管支持格子が管に沿っている。頂部遮蔽プラグはステンレス鋼と炭素鋼で作られ, これは炉容器天井に支えられ, 管束はこのプラグにストラブを介して吊される。2次ナトリウムの出入ダクトはステンレス鋼製で外径 0.4 m, 内径 0.36 m の2重管である。停止弁は, 1次ナトリウム流を入口で閉じる。3フィートのストロークで, シールは2ケのピストンリングで行なっている。



☒ 3 0 Intermediate heat exchanger



ドンレーDFRではベント燃料を使用するためかなりの遅発中性子が1次回路をまわらしく、このためIHXの処で2次ナトリウムを放射化し、従って蒸気発生器の所へ近づくのにも注意を要すると言っていた。<sup>140)</sup>

フランスPhenix<sup>132)</sup>の中間熱交換器は次の如き仕様である。

熱除去能力	563 MW/6基
1次流量	2760 kg/sec
2次流量	2211 kg/sec
圧力降下 1次側	40 mb
2次側	500 mb
対数温度降下	約24℃
全熱交換降数	86.25 W/m <sup>2</sup> ・℃
伝熱面積	6×465 m <sup>2</sup>

構造はほぼPFRのものと同じだが、コサイン分布形状の箇所はなく、また、1次、2次ナトリウムの間は同軸管状にして窒素を断熱材として入れてある。管は22,280本内径12、外径14mmで19層の同心円球に配置され、6ケの制震帯でおさえられる。シェルはステンレス鋼で316、伝熱管は316Lである。

本体はテフロン入りパドでポンプと同じように固定され、炉心ジャケットとのステップ状貫通部シールは、熱交換器がリングを掩うような形の受け口になっている。停止弁は円筒状リングで手動スクリューによって動かす。1次ナトリウムが流れない時のみ閉じる。トッププラグにはミネラル・ラギング材が入れてあり、200 W/m<sup>2</sup>の熱の移動を抑えている。

開発項目としては、部品相互の結合、干渉拘束力、2次ナトリウムによるIHXの底部に加わる圧力効果などで解析計算の結果、円筒の底部は、輪をつけて補強することにした。また2次ナトリウムが放射化しないようIHXの底に1.5%ボロン入りステンレス鋼をつけた。

## V.7 蒸気発生器

### V.7.1 米 国

米国での蒸気発生器の経験は表13ないしは表3、4にのせられる。単管式のFermi炉の蒸気発生器(Ⅲ.1.2参照)の管-管板溶接部の欠陥は修理されたが完全とは言えない。またALCO社製のものも、ひどい破損なし原因を究明中である。<sup>142)</sup>

要点は次の如きものと言われる。

- イ) 構造上の完全性と信頼性
- ロ) 運転上の安定性
- ハ) 流動特性と流量分布

表 13 STEAM GENERATOR EVOLUTION

Type	Present Technology					AI Module SCTI	Demonstration Plants	Commercial Plants
	SRE	ALCO Unit SCTI	EBR-II	HNPF	Fermi			
	Combined Superheater-Evaporator, Once-Through Duplex U-Tube, Mercury Third Fluid	Once-Through Shell & Tube, Sine Wave	Shell & Tube, Duplex Bonded	Bayonet Duplex Tube, Helium Third Fluid	Combined Superheater-Evaporator, Once-Through Serpentine Tube	Hockey Stick, Shell & Tube	Separate Superheater, Evaporator, & Reheater, Once-Through & Recirculating Shell & Tube, & Bayonet Tube	Separate Superheater, Evaporator, & Reheater, & Combined Superheater, Evaporator, & Reheater, Shell & Tube Hockey Stick, J Module, U-Tube, & Helical Coil
Duty/Module [MW(th)]								
Evaporator	30	30	5.7	69	143	26	76-263	80-690
Superheater			4.2	16			73-82	50-120
Surface Area/Module (ft <sup>2</sup> )								
Evaporator	2790 Sodium Side, 1580 Water Side	1260	620	3,680	10,800	1,475	4,400-20,000	4,000-54,000
Superheater			620	2,150			4,400-8,300	2,800-8,000
Number of Tubes/Module								
Evaporator			73	679	1,200	158	475-1,240	340-760
Superheater	199	300	73	560			250-475	380-440
Maximum Sodium Temperature (°F)	900	1175	866	895	820	950	935-1000	1,040-1,070
Steam Conditions								
Pressure (lbf/in <sup>2</sup> )	600	2,200	1,250	850	885	2,400	1,450-2,400	2,500
Temperature (°F)	825	1,050	850	850	780	900	900-950	950-1,000
Materials	Type 304 Stainless Steel	Type 316 Stainless Steel & Type 316 - Inconel	2-1/4 Cr - 1 Mo	2-1/4 Cr - 1 Mo & 5 Cr - 1/2 Mo - 1/2 Ti	2-1/4 Cr - 1 Mo	2-1/4 Cr - 1 Mo	2-1/4 Cr - 1 Mo & ?	2-1/4 Cr - 1 Mo, Stainless Steel & Incoloy

ニ) 管漏洩と, Na - 水反応の事後処理

ホ) 漏洩の急速検出

今後商業炉用の蒸気発生器の開発にはLMECのSCTI (35MWth) 施設でのモデル試験, とデモンストレーションプラントの建設運転である。

尚, 米国の蒸気発生器の経験は別の文献に, また各社の蒸気発生器についてもそれぞれの文献にのる。<sup>143)</sup>  
<sup>144), 145), 146), 147), 148), 149)</sup>

図31はウエスチングハウス社のJモジュールを示す。<sup>145)</sup> これの流れは図32に示す如き直併列方式である。内部を模型的に画くと図33の如くなる。管長は100 ft以上だが, シェル自体への溶接固定をしなくて良い。

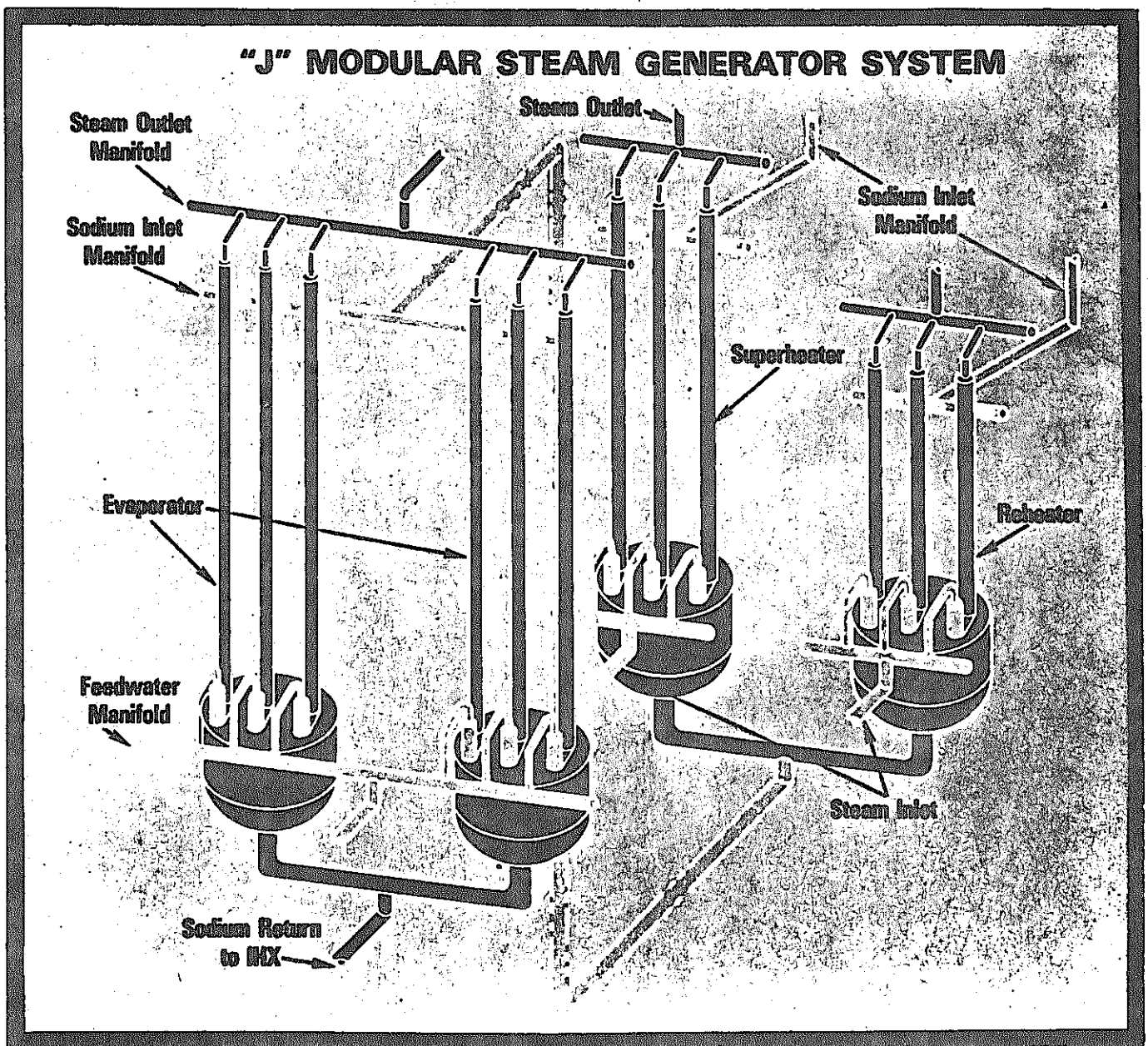
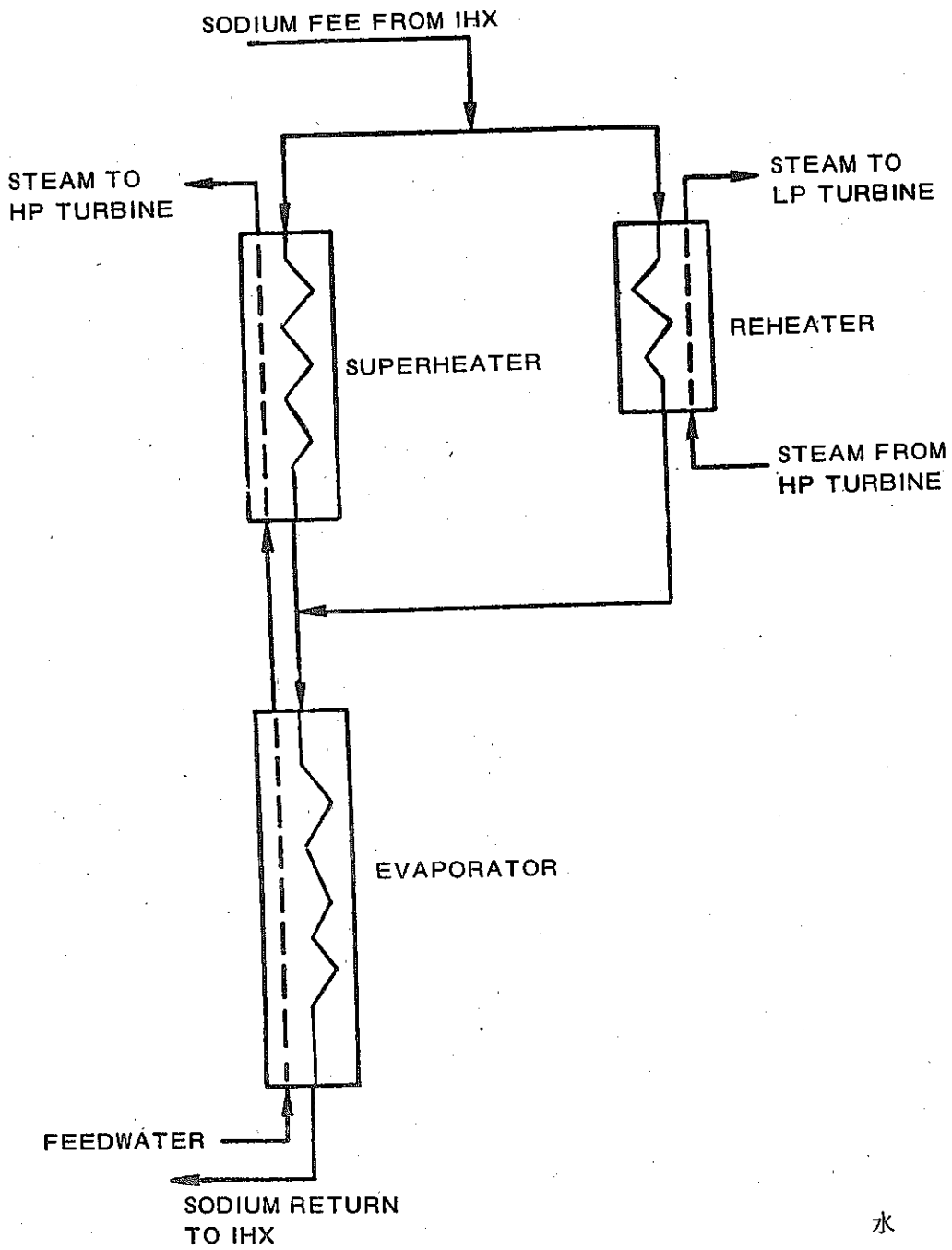
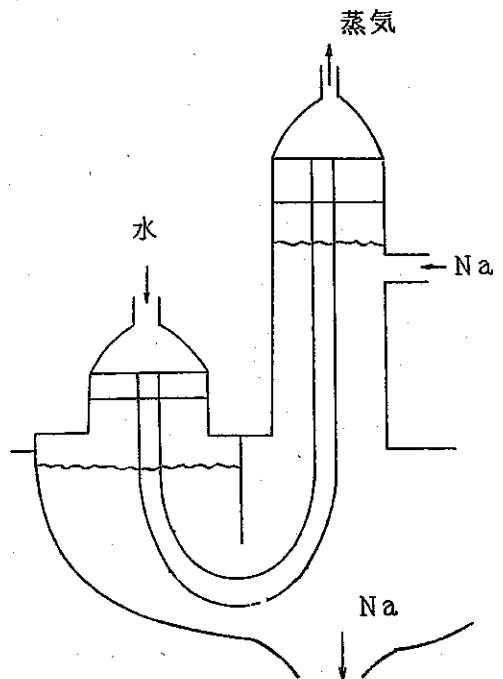


図 31



☒ 32 SERIES-PARALLEL ARRANGEMENT



☒ 33

仕様は次の通りである。

表 14

容 量		833 MWt
シェル側		
流 体		2次ナトリウム
入口温度		1040°F
出口温度		650°F
設計温度	蒸発器 / 過熱器	950°F / 1100°F
管 側		
流 体		水 / 蒸気
入口温度		492°F
出口温度		1000°F
設計温度		800 / 1050°F
設計圧力		2800°F
管 材		インコロイ 800
管 外 径		0.625 inch

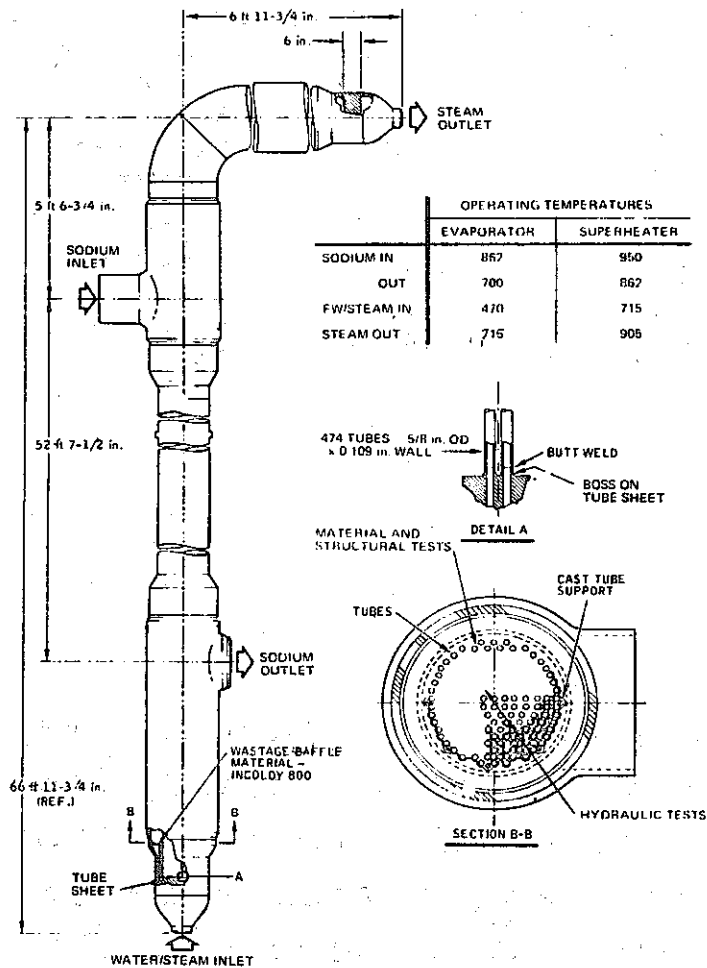


図 34 AI steam generator module

表 15 Design Data Summary

	500-Mwe demonstration plant (two-loop)	1000-Mwe <sup>a</sup> plant (three-loop)	500-Mwe demonstration plant (two-loop)	1000-Mwe <sup>a</sup> plant (three-loop)
Number modules/bank			Water/steam inlet Temperature, deg F	
Evaporator	5	6	Evaporator	470
Superheater	2	4	Superheater	715
Reheater	2	3	Reheater	535
Duty/module, Mwt			Water/steam outlet Temperature, deg F	
Evaporator	80.0	78.7	Evaporator	715
Superheater	55.5	49.0	Superheater	905
Reheater	54.0	43.8	Reheater	905
Number tubes/ module			100 percent sodium flow, lb/hr	
Evaporator	474	380	Evaporator	5.5 x 10 <sup>6</sup>
Superheater	474	380	Superheater	2.3 x 10 <sup>6</sup>
Reheater	474	380	Reheater	2.2 x 10 <sup>6</sup>
Tube size — ef- fective length diameter			100 percent water/ steam flow, lb/hr	
Evaporator	57 ft. x 5/8 in.	58 ft. x 5/8 in.	Evaporator	3.8 x 10 <sup>5</sup>
Superheater	57 ft. x 5/8 in.	44 ft. x 5/8 in.	Superheater	9.5 x 10 <sup>5</sup>
Reheater	40.5 ft. x 1 in.	41 ft. x 1 in.	Reheater	8.6 x 10 <sup>5</sup>
Shell diameter, in.			Material	
Evaporator	32	33	Evaporator	2 <sup>1</sup> / <sub>4</sub> Cr-1 Mo
Superheater	32	33	Superheater	2 <sup>1</sup> / <sub>4</sub> Cr-1 Mo
Reheater	42	40	Reheater	2 <sup>1</sup> / <sub>4</sub> Cr-1 Mo
Sodium inlet tem- perature, deg F			Evaporator	
Evaporator	862	905	Superheater	2 <sup>1</sup> / <sub>4</sub> Cr-1 Mo
Superheater	950	1070	Reheater	2 <sup>1</sup> / <sub>4</sub> Cr-1 Mo
Reheater	950	1070	Evaporator	
Sodium exit tem- perature, deg F			Superheater	321 SS
Evaporator	700	670	Reheater	321 SS
Superheater	855	905	Evaporator	
Reheater	855	905	Superheater	321 SS

<sup>a</sup> From reference (11).

AI社の蒸気発生器は、ホッケー棒状をしたもので図34に示される。このデータを表15に、またプラント配置を図35に示す。設計上3つの要求を出している。第1は予想される熱過渡状態の繰返しでも構造上の完全性が失われないこと。熱過渡状態は表15に示すものを考えている。第2は漏洩時の影響を小さくする。第3は振動による管の摩耗を避けることである。許容応力については、2種利用している。第1は、ASMEコードの規定に従って、その規定により計算された応力と、設計圧力と温度に対して計

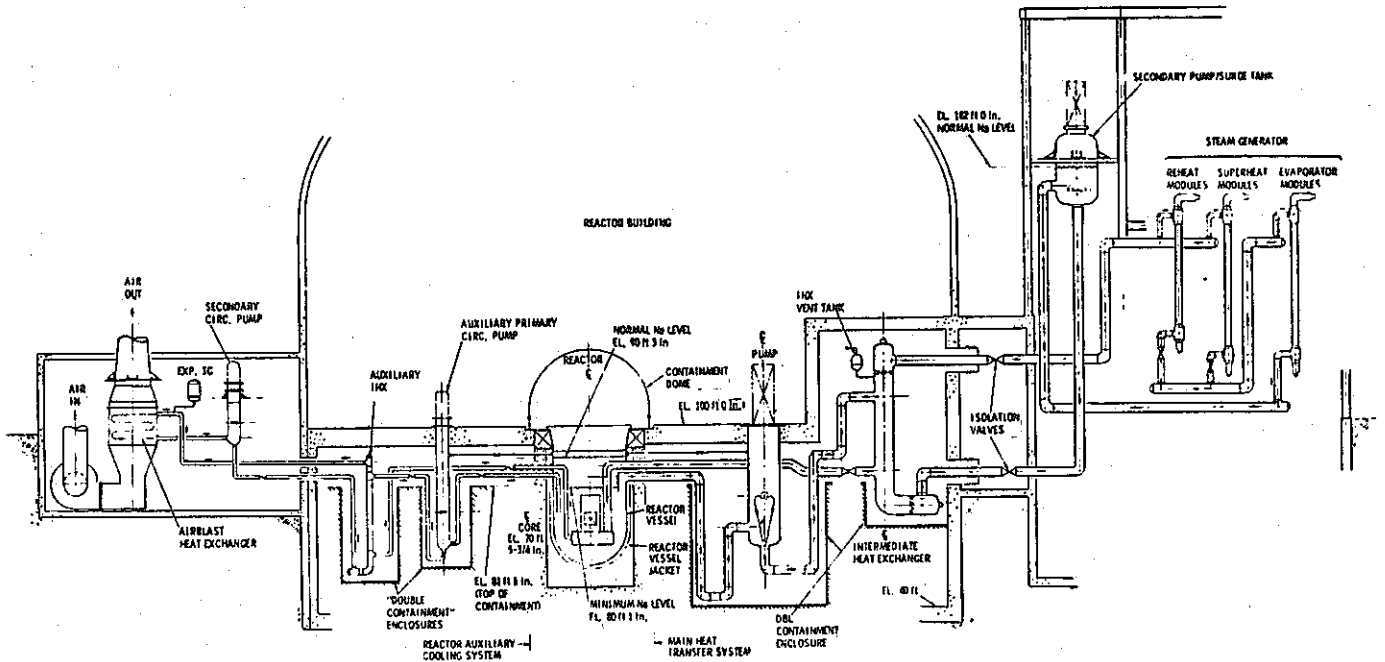


図 35 Heat-transfer system elevations

算された応力とを，設計許容応力と比較すること，第2は実際の運転条件——これは設計条件より低い温度圧力である——で計算された応力を30年の寿命を含めて考えた，“運転時”許容応力と比較する。更に設計疲れ曲線については，サイクルは $1/200$ ，歪は $1/20$ の安全係数をとる方法で歪——繰返しサイクル曲線から求めた。水側の水力的安定性はナトリウム側の定格運転時に定格の25～110%の範囲で，また崩壊熱除去時は1～5%の範囲で保たれる仕様である。このため蒸発器入口にオリフィスを設けてある。IHXとの空間的位置関係は，崩壊熱が自然循環で除去できるようにしてある。管—管板溶接部は100%X線検，ダイチェック，目視およびヘリウムリークテストを行う。

材料は蒸発器，過熱器，再熱器とも $2\frac{1}{2}$ Cr-1Moを使う。腐蝕許容量として蒸気側0.004in，水側0.010in，をとった。許容応力レベルを10万時間で1%のクリープと応力破壊を起すものとあるがAI社は21万時間で1%クリープと応力破壊を考えている。 $2\frac{1}{2}$ Cr-1Moは脱炭現象があるので図36に示すよう許容応力をとってある。即ち800°F以上では殆んど完全脱炭したと考えて設計する。

水管の振動抑制には管支持方法に対策をたてて行なっている。これにより実験の結果でも管振動の減衰率は一般熱交換器の管振動より十分大きくできている。

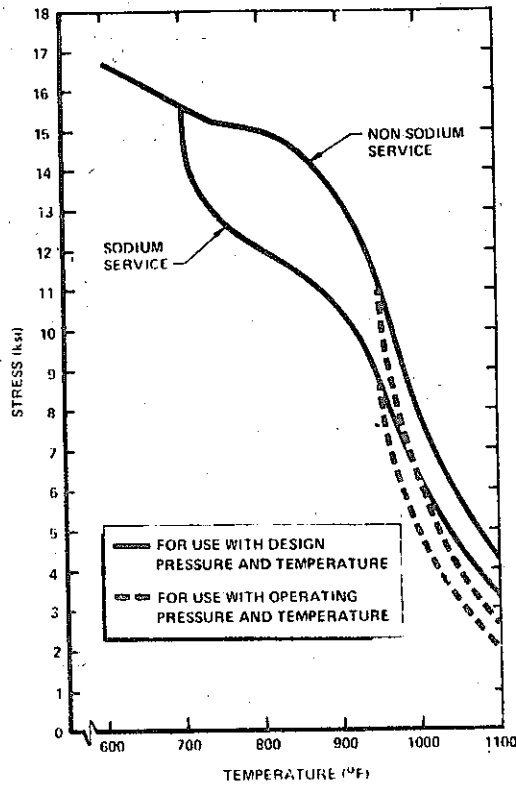


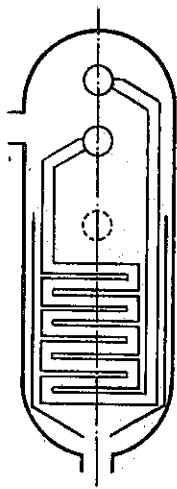
図 36 Allowable stresses for 2<sup>1</sup>/<sub>4</sub> Cr-1 Mo-1 Mo

#### GE社の蒸気発生器

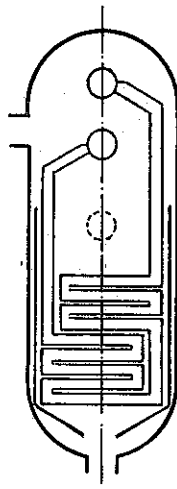
基本仕様として 1) 垂直で自然循環が可能なこと 2) critical heat flux を避ける 3) 流量分布は均一なこと 4) 管束は取外し可能 5) 管板および溶接部はカバーガス中にあること 6) 管-管板溶接部は crevice free で 100% X線検査する 7) 各部熱膨張差があっても設計歪レベル以内にある 8) 如何なる運転状態でも或る最小限の熱除去能力をもつこと、例えば 5% の水管を閉塞する場合も含む。 9) 管の末端部への接近性 10) 管の振動、摩耗に (過渡時も含めて) 対処できること 11) 伝熱材料は 2<sup>1</sup>/<sub>4</sub> Cr-1 Mo, の単壁管であること 12) その他現在の技術を使えること、適当な材料加工方法がある、および適切な品質保証が出来ること。

以上をもとに図 37 の内からの選択を含む各種の比較検査を行なった結果、それらの全部を満足するのは仲々むづかしく、種々の妥協をして結局、蒸気器はバヨネット管、強制再循環式を選んだ。これにより各種負荷で運転の安定度が良く、低負荷で自然循環が出来、DNB を避けながらも高い再循環が可能、また直管で検査し易い管の溶接部は熱ショックを受けない。過熱器はヘリカルコイル (図 38, 39, 40 参照) になりコイル端に接近し易く、将来再熱器への応用の可能性がある。それぞれの仕様は表 16, 17 に示す。

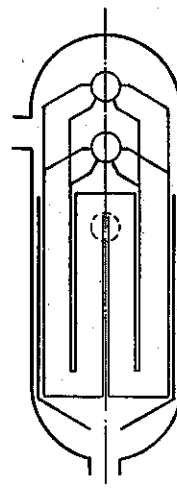




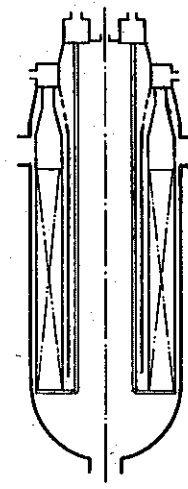
SERPENTINE  
SUPERHEATER



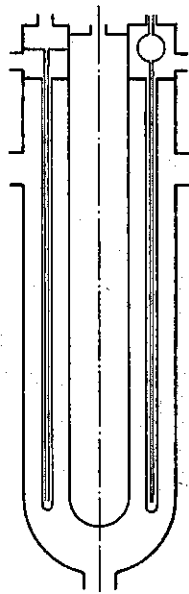
SERPENTINE  
EVAPORATOR



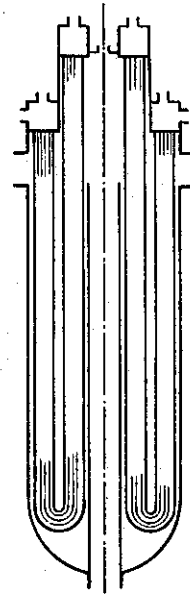
SERPENTINE  
W-TUBE  
EVAPORATOR



HELICAL COIL  
SUPERHEATER  
&  
INVOLUTE  
SERPENTINE  
EVAPORATOR



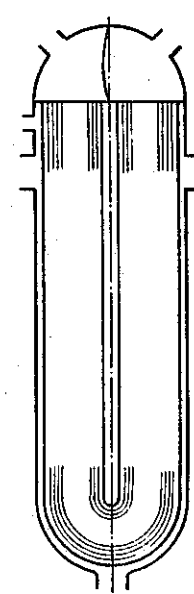
BAYONET  
EVAPORATOR SUPERHEATER



U-TUBE  
SUPERHEATER  
INVOLUTE

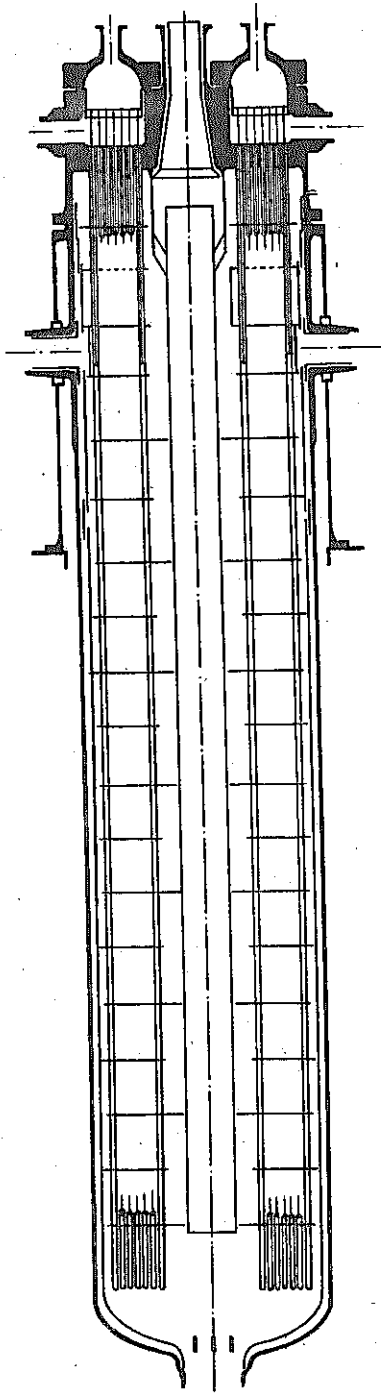


U-TUBE EVAPORATORS  
INVOLUTE

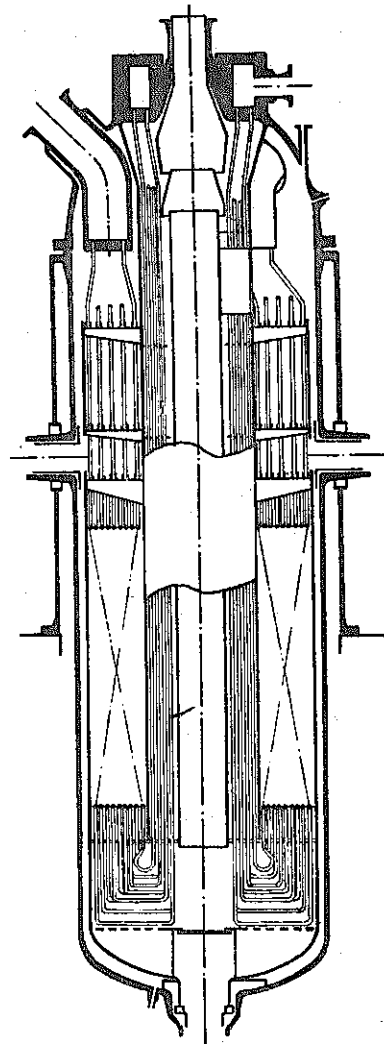


U-TUBE EVAPORATORS  
SIMPLE

☒ 37 Heat-transfer surface arrangement concepts



☒ 38 Bayonet tube evaporator  
general arrangement



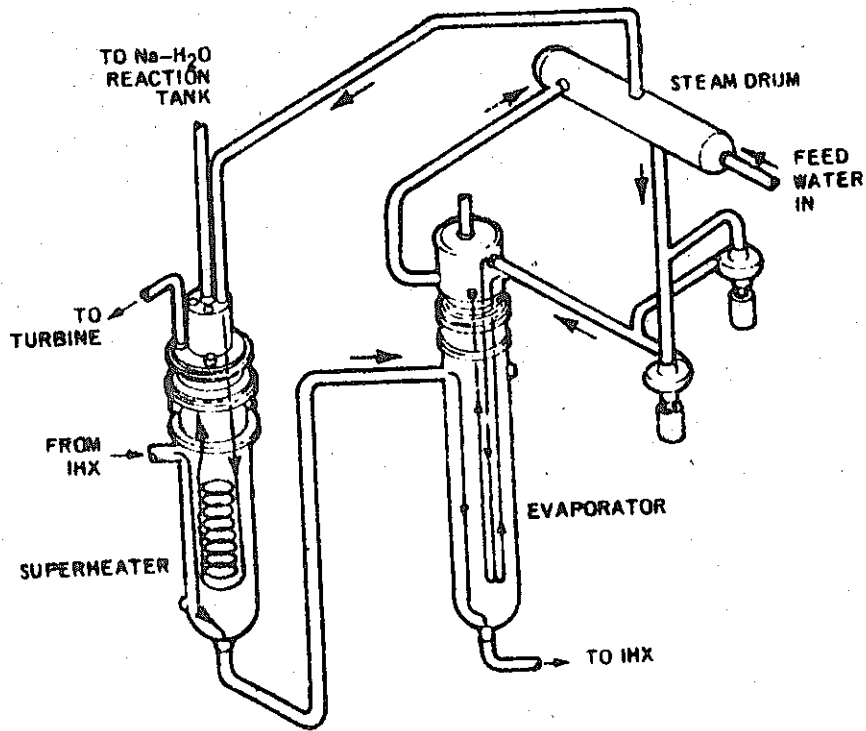
☒ 39 Helical coil superheater  
general arrangement

表 16 Evaporator Data

Parameter	Value
Tube Material	SA-213-T22
Number of Tubes	1240
Tube O.D./MW - in.	1.50/0.162 & 0.625/0.065
Number of Elements and Type	1240 Bayonet Tubes
Active Circuit Length - ft	41
Total Circuit Length - ft	47.75
Tube Pitch - in	2.25 Triangular
Pass Dimensions O.D. - in	107.5
Pass Dimensions I.D. - in	24
Active Circuit Height - ft	41
Heat Transfer Surface - ft <sup>2</sup>	19,748
Average Exit Quality (by weight) - %	33.3
Peak Flux (outer tube I.D.) - Btu/hr-ft <sup>2</sup>	270,000
Sodium Velocity - ft/sec	5-7

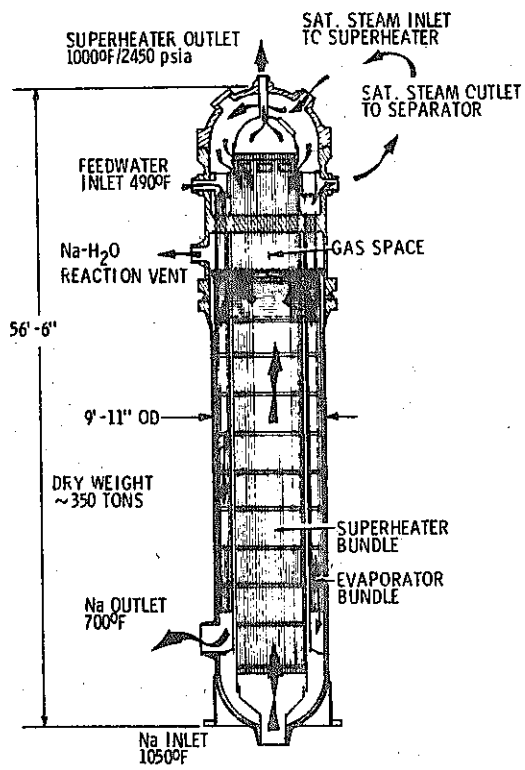
表 17 Superheater Data

Parameter	Value
Tube Material	SA-213-T22
Number of Tubes	247
Tube O.D./MW - in	1.25/0.1545
Number of Elements and Type	13 Helical Coils
Number of Starts	13,14,15,16,17,18,19,20,21,22,23,24,25
Active Circuit Length - ft	92.85
Total Circuit Length - ft	140.17
Tube Pitch: Coil ( $S_T \times S_L$ ) - in	2.25" x 1.75"
Tube Pitch: Downcomers ( $S_T \times S_L$ ) - in	2.25" (average) x 1.75"
Pass Dimensions: Coil - in	56.5" I.D. x 115" O.D
Pass Dimensions: Downcomers - in	24" I.D. x 53" O.D
Active Surface Height - ft	12.19
Heat Transfer Surface - ft <sup>2</sup>	8239
Overall Heat Transfer Coefficient - (Btu/hr-ft <sup>2</sup> -°F)	326
LMID - °F	163
Peak Heat Transfer Coefficient - (Btu/hr-ft <sup>2</sup> -°F)	363
Peak Flux - Btu/hr-ft <sup>2</sup>	110,000
Sodium Velocity - ft/sec	2

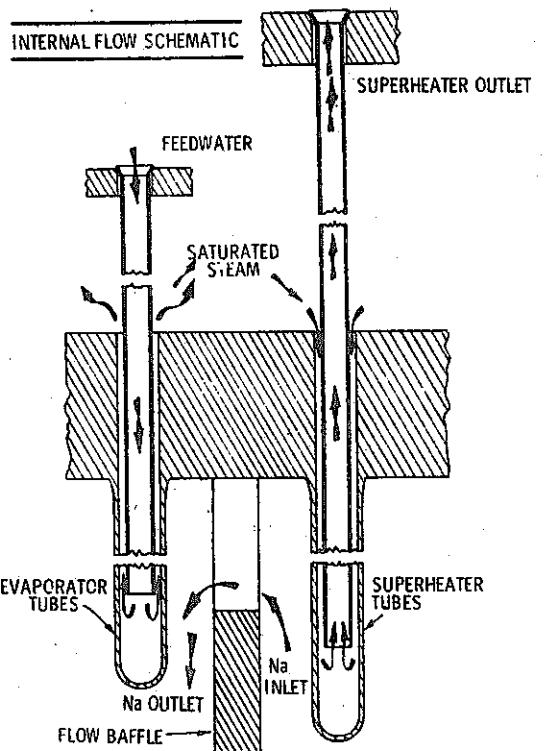


40

BAYONET TUBE, SPLIT BUNDLE  
SODIUM HEATED STEAM GENERATOR



41



42

## CE社の蒸気発生器

これはバヨネット管を用い、蒸発器と過熱部を分け前者は同心円の外側、後者は内側におかれる。構造を図 41, 42 に示し、またその仕様を表 18 に示す。

この設計概念は 1980 年代の高速炉をねらったものである。

Babcock and Wilcox の蒸気発生器は図 43 に見られる如く、once-through、ヘリカルコイル型であるが、ナトリウム再熱器を別に設けることも出来る。材料は Croloy 2-1/2 である。この特性を表 19 に示す。

表 18 Summary of Conceptual Design Parameters

Thermal rating	= 820 Mwt
Sodium flow rate	= $26.4 \times 10^6$ lb/hr
Sodium inlet temperature	= 1050 F
Sodium outlet temperature	= 700 F
Steam flow rate	= $2.85 \times 10^6$ lb/hr
Steam outlet temperature	= 1000 F
Steam outlet pressure	= 2450 psia
Feedwater flow rate	= $2.85 \times 10^6$ lb/hr
Feedwater temperature	= 490 F
Feedwater pressure	= 2640 psia
Superheater heat transfer tube	= 1.125-in.O.D.x0.835-in.I.D.
Superheater heat transfer rate	= $1.1 \times 10^9$ Btu/hr
Superheater overall coefficient	= 515 Btu/hr ft <sup>2</sup> F
Superheater temperature difference	= 146
Superheater heat transfer area	= 15,000 ft <sup>2</sup>
Superheater heated length	= 30 ft
Economizer-evaporator heat transfer tube	= 1.125-in.O.D.x0.939-in.I.D.
Film boiling heat transfer rate	= $4.9 \times 10^8$ Btu/hr
Film boiling overall coefficient	= 835 Btu/hr ft <sup>2</sup> F
Film boiling temperature difference	= 207
Film boiling heat transfer area	= 2950 ft <sup>2</sup>
Film boiling heated length	= 7.5 ft
Nucleate boiling heat transfer rate	= $4.8 \times 10^8$ Btu/hr
Nucleate boiling overall coefficient	= 875 Btu/hr ft <sup>2</sup> F
Nucleate boiling temperature difference	= 123
Nucleate boiling heat transfer area	= 4660 ft <sup>2</sup>
Nucleate boiling heated length	= 11.5 ft
Economizer heat transfer rate	= $7.6 \times 10^8$ Btu/hr
Economizer overall coefficient	= 725 Btu/hr ft <sup>2</sup> F
Economizer temperature difference	= 161
Economizer heat transfer area	= 6,520 ft <sup>2</sup>
Economizer heated length	= 16 ft
Economizer-evaporator bundle	= 67-in. dia.
Superheater bundle	= 106-in.O.D.x78-in.I.D.
Sodium pressure loss	= 11.6 psi

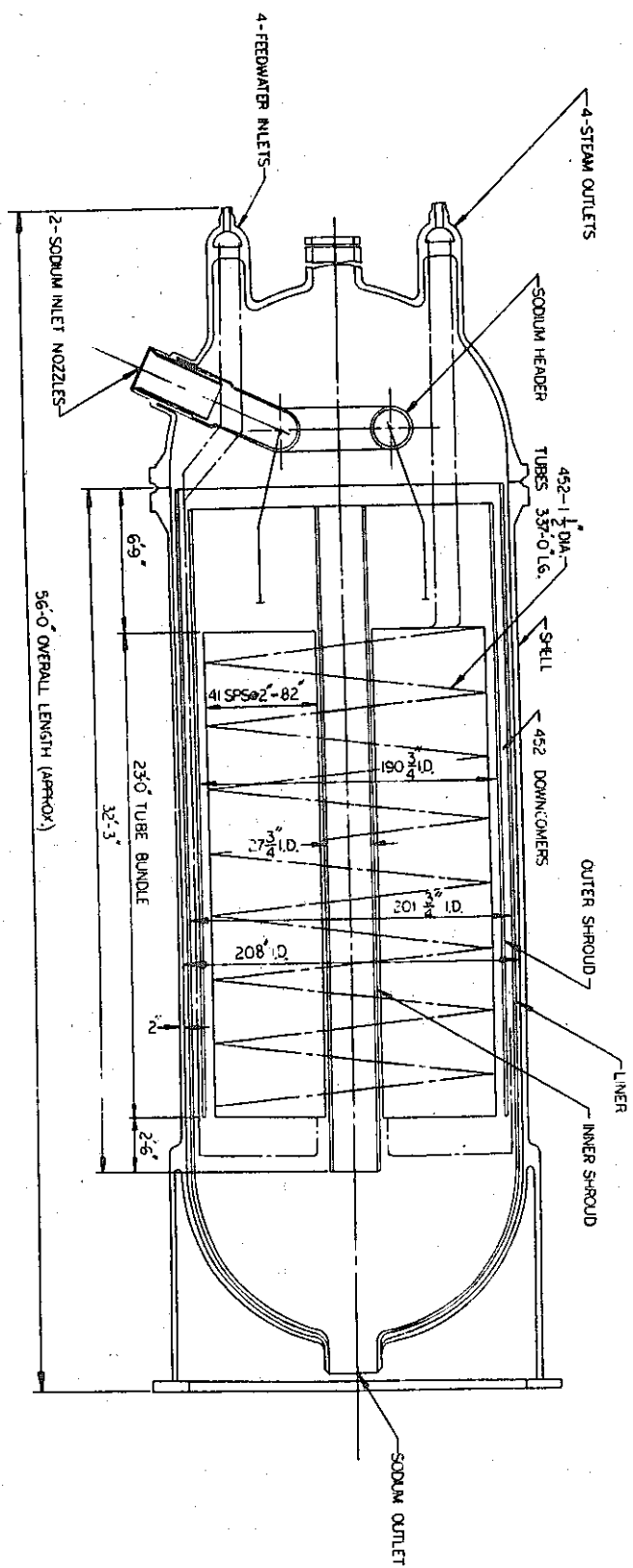


図 43 B & W の蒸気発生器

表 19 B & W Steam Generator  
DESIGN and OPERATION CONDITIONS

	<u>Full Size Steam Generator</u>	<u>Prototype Steam Generator</u>
Plant Size, (nominal)	1000 MWe - 3 loops	30 MWt
Heat Load, MWt	688	28.8
Steam Generator, (each)		
Steam Flow lb/hr	$2.45 \times 10^6$	
Steam Pres. @ SH out. psig	2500	2425
Steam Temp. @ SH out.	955	952
Feedwater Temp F	484	484
Pressure Drop psig	400	414
Sodium Flow lb/hr	19.88	
Sodium Temp. to S.G. F	1025	1025
Sodium Temp. from S.G. F	636	640
Reheater, (each)		
Steam Flow lb/hr	$2.28 \times 10^6$	--
Steam Pres. @ RH Outlet psig	515	--
Steam Temp. @ RH Outlet F	955	--
Steam Temp. @ RH Inlet F	610	--
Number of Tubes	400	17
Tube OD	1-1/2	1-1/2
Tube Length in boiler bundle in	288	287
Tube Thickness, min. wall in	.149, .188 .288, .353	.149, .188 .288, .353
Material	Croloy 2-1/4	Croloy 2-1/4

V.7.2 イギリス<sup>150), 151)</sup>

PFRの蒸気発生器は英国B.W社の従来ガス炉などでの経験から once-through でなく、強制循環蒸発器としたので温度、応力、材料特性、ドライアウトなどがよく判る。過熱器、再熱器は別にされている。圧力2500psi、温度1000°F、再熱1000°Cである。すべて垂直のUチューブ型で(図44参照)、管-管板溶接は internal bore 方式でブランケットガス部でなされる。Naと水/蒸気との境界面については極端にも注意を払っている。シェルの耐圧はSUPERNOAHの実験で確認された容器の設計圧力の2倍の設計圧力を持つ。圧力逃しはニッケル製である。

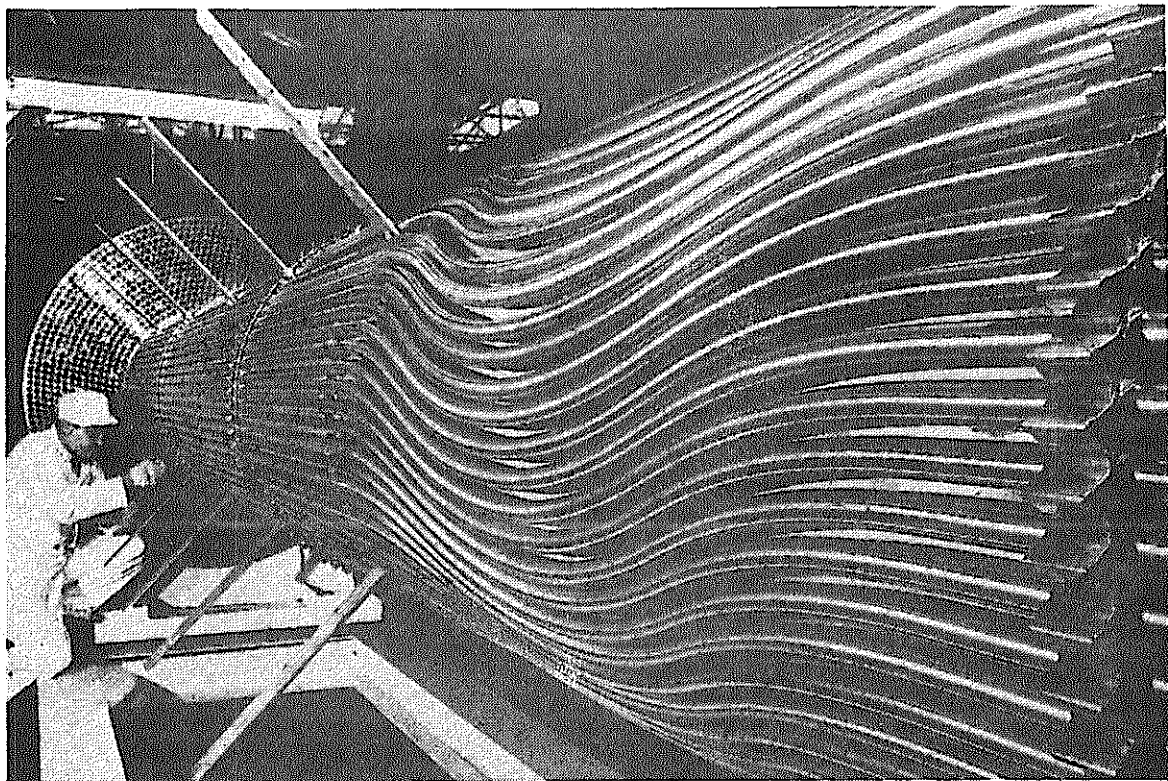
尚、研究を要する問題は、a) 流れモデル、分布、b) 振動、c) 気泡混入、d) フレティングコロジョン、e) 管の曲り、f) ドライアウト、g) 材料選択、h) 水素検出、i) Na-水反応である。

管の製造、熱交換器の製造にあたってとり入れられた諸事項についてのべる。(図45<sup>152)</sup>参照)

伝熱管(図45)は $650 \text{ kW/m}^2$ までの熱負荷があり、このため注意深い材質のコン







TUBE PARAMETERS			
SERVICE	MATERIAL	OUTSIDE DIAM	THICKNESS
INX	BS3605-832Ti	19mm	1mm
EVAPORATOR	2¼Cr 1Mo Nb	25mm	2mm
SUPERHEATER	316H	16mm	2mm
REHEATER	316H	21mm	1mm

Tolerance on tube outside diameter  $\pm 0.08\text{mm}$  including ovality

Tolerance on tube thickness  $\pm 0.08\text{mm}$  including eccentricity

☒ 45

Partial Assembly of Tube Bundle for INX

ブとチューブ支持の許容すき間等も決定したことも含まれている。

この結果この許容すき間は、最少曲げ半径 (55 mm) のところで 0.2 mm, 最大曲げ半径のところ (650 mm) で 2 mm とした。

薄いチューブを使用すれば、それだけ伝熱面積は少なくなる。このため管曲げの方法、Uチューブの強度の試験が行なわれた。この結果実際は、8%管肉厚の減少、7%の ovality (2.5 Dの曲げ半径) があつたにもかかわらず、肉厚の減少のためにアローアンスをとる必要はないことが分つた。

熱処理、水圧テスト、最終洗浄を行なつてのち、IHXのチューブはエンドプラグはポリエチレンの被覆をし、チューブベンダにかける。オーステナイトステンレスのUチューブの実際使用される条件から、チューブは熱処理、水圧テスト、洗浄および加工後ポリエチレンで包装しておくことが必要である。熱処理中、水圧テスト中は、Uチューブが変形しないよう、サポート、プレーシングが必要である。

熱処理は、1050℃でのアニーリングを行なつた。雰囲気は、窒素中の電気炉中で行なつた。洗浄は液を流しながら行なうとか、ブラッシングするとか、“ダイナミック”な方法で行なつた。

伝熱管を組立てるときには、清浄な雰囲気中で行ない、とりあつかうことを最少にとどめた。IHXは、水平にして組立てチューブ支持はチューブを組立ててから組立てた。このことから管板には円周ピッチが必要となり、こうすることにより、余分な場所をとらずにチューブ支持のグリッド用バーをとりつけるための半径方向のギャップが得られた。

SGは垂直にして組立てる。チューブ支持構造は管板にとりつけUチューブは下から持ち上げて組立てた。

広範なチューブの品質管理は、鋼を鋳物にするときから、最終組立のときまで保たれた。Procedure, document はつねに製造開始に先立って確立した。各履歴は、全てのテスト、検査からつみ上げられた。各チューブの検査に先立ちチューブは、製造時のバッチにより仕分けられ、ついで、各チューブの両端にも区別して判別出来るようにした。

なお、CFR用<sup>153)</sup>(2号基かもしうまく行けば1号基)の蒸気発生器はonce-through型で、材料は改良したものを使うと言う。

EvansはAix-en-Provence<sup>154)</sup>の会議で、PFRでの漏洩検出について次のように述べている。漏洩検出用水素検出器はナトリウム中およびガス中に設けられている。もし漏洩がナトリウム液面より上で起れば、蒸発器か過熱器か再熱器かの区別はすぐ可能である。然し、もし、漏洩がナトリウム液面以下の場合、直ぐ発見するというわけには行かないが、その部分(ループ)をまず停止してナトリウムを下げ、希ガスを蒸気側に押し込んでシエル側に出て来るか否かを発見できる。音響式漏洩発見器も魅力があり、

開発している。

また、漏洩が起った時、修理が問題で、PFRでは管板への近接が苦勞なので改良を要し、近づかなくてすむ方法をとるべきだと言っている。(Mummeryの論文では、Na サイドへの近接は良く、管束を取外すことも可能と言っている。<sup>155</sup>) 大型炉ではループ数が3回路以上になるだろうから、故障ループだけ隔離して修理すれば、出力発生の損失は少なくてすむ。

Mummeryは蒸気発生器の故障は年1回位と予想し、従って4ループのプラントでは、或る1つの蒸気発生器の故障のため、そのループを隔離し停止し、修理している間、他の3ループは運転可能、即ち75%の出力は確保できるとし、また停止期間は1ヶ月を越えることはないとしている。

また、蒸気発生器の安全保護系の動作に関連して、漏洩や、冷却材喪失などがあつた

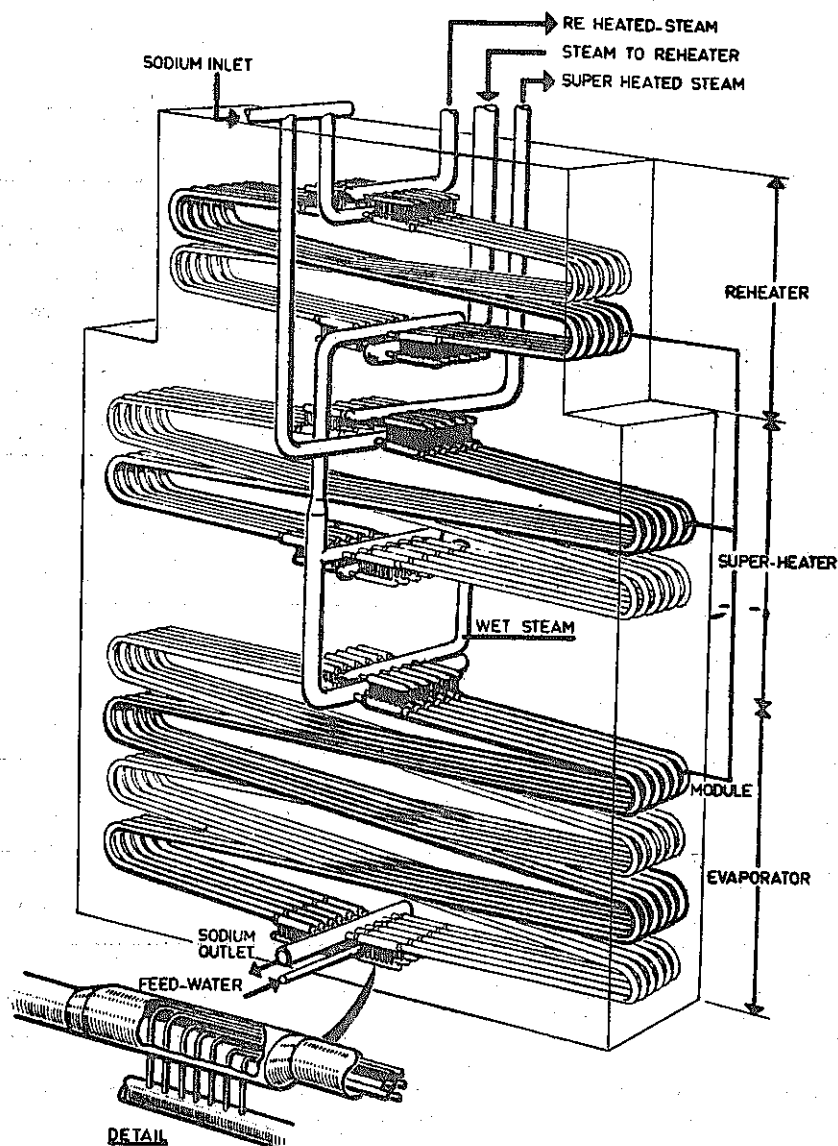


図 46 Phénix — Steam generator

時、2次ポンプをとめたり、隔離弁をしめる、ナトリウムをダンプすることになる。  
 PFRでは、こういう場合、IHXの底の管板への熱衝集を避けるため炉を停止するが、  
 CFRになると、やたらに炉を停止されては困る。安全保護系は高い信頼性を持ち、疑  
 似信号を発生して炉がスクラムしないようにしなければならない。

V.7.3 フランス <sup>115), 156), 157), 158), 132)</sup>

Phenix の蒸気発生器および、大型炉用蒸気発生器の小型モデルの開発は次の3施  
 設で、順を追って進められる。

Grand Quevilly 5 MW(th) loop, と Chatou 1.5 MW(th) loop は基礎  
 研究と製作技術研究用。

Les Renardieres Centre (EdF) 50 MW(th) loop は耐久試験と各種  
 違った条件下での試験を行なう。

Cadarache の施設はナトリウム水反応試験をフルスケールの蒸気発生器要素につ

表 20 Nominal Phenix Steam Generators Characteristics

	Evaporator	Superheater	Reheater	Total steam-generator
Thermal power	356 Mw	121 Mw	86 Mw	563 Mw
Sodium flow rate	2210 kg/s	1215 kg/s	995 kg/s	2210 kg/s
Sodium inlet temperature	475 °C	550 °C	550 °C	550 °C
Sodium outlet temperature	350 °C	475 °C	475 °C	350 °C
Water inlet temperature	246 °C	375 °C	308 °C	246 °C
Steam outlet temperature	375 °C	512 °C	512 °C	512 °C
Water or steam inlet pressure	193 bar	172,7 bar	36,2 bar	193 bar
Steam outlet pressure	174,9 bar	168 bar	34,9 bar	168 bar
Water flow rate	209 kg/s	209 kg/s.	186 kg/s.	209 kg/s.
Total module number	36	36	36	36 x 3 = 108
Material	Ferritic* stell	TP J21 M	TP J21 M	

\* For test purpose, two sets of 12 modules are made of 2,25 Cr, 1 Mo  
 and one set of 12 modules is made of 2,25 Cr, 1 Mo, 1 Nb.-

いて行ない、また小漏洩に関連する腐蝕現象の研究を行なう。

Phenix の蒸気発生器 (図 46 参照) は once-through, 過熱器と再熱器に並行にナトリウムが供給される。管板はない。理由は管は湾曲しており、熱衝撃を避ける局所的断熱材を用いてシェルに溶接されているからである。Na も水も急速ダンプが可能である。各モジュールには 7 本の水管が入り、Na とは対抗流をなす。シェルの形は、過熱器と再熱器は S 字型、蒸発器は 2 重 S 字である。給水入口にオリフィスがつく。安全のためモジュールの水とナトリウムとのヘッダーは、保温された格納施設内に蔵められる。特性を表 20 に示す。once-through 型にした理由は、経済性と安全性からである。と言うのはこの型では包蔵される水量 (Na - 水反応に使われる水量) が少なくすむからである。沢山のモジュールに分けた理由は、建設、加工、漏洩発見、取外しが容易なこと、また振動その他の試験もフルスケールで出来るからである。また、フェライトを蒸発器に用いたのは塩素腐蝕を防ぐためであり、過熱器、再熱器にオーステナイト TP 321 を使った理由はクリープが小さいからである。

1000 MWe 発電炉では Phenix と同じ理由で once-through 型を採用された。

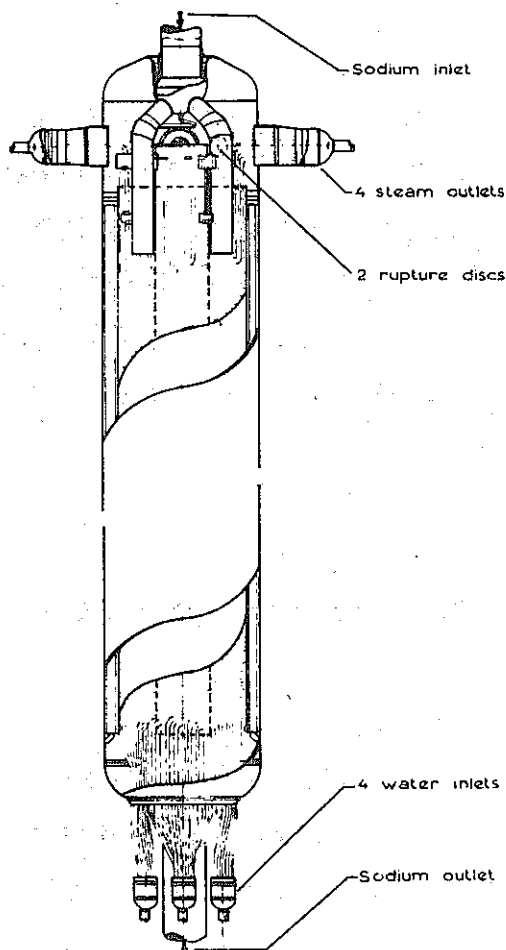


図 47 Babcock-Atlantique (300-Mw(th) Steam generator)

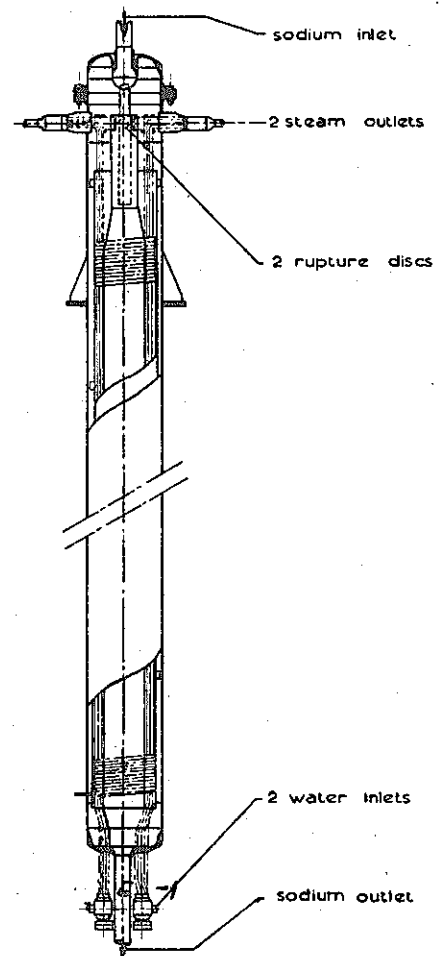


図 48 Babcock-Atlantique test (45Mw(th) Module for endurance)

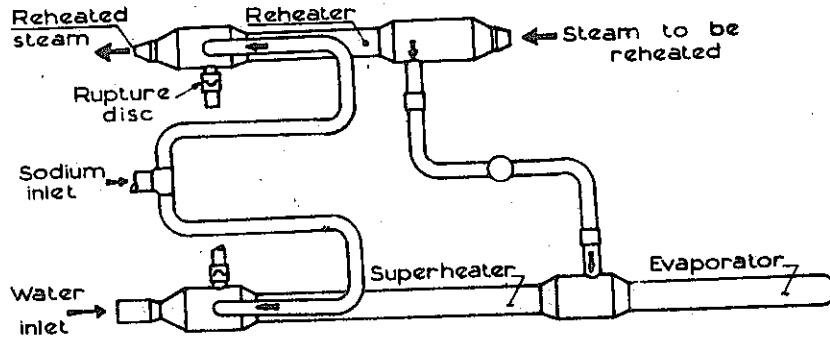
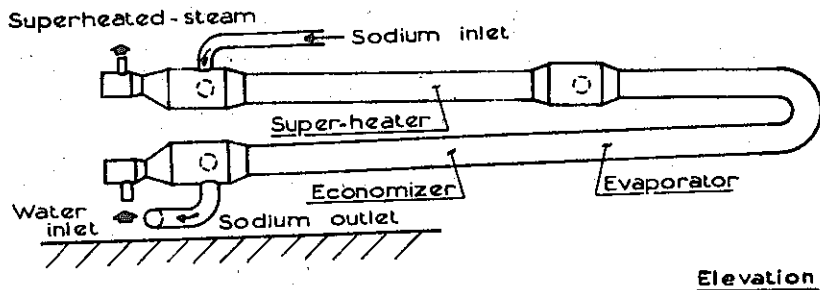


図 49 Stein-Industrie  
(560 Mw(th) Steam Generator)

C E A ではヘヤピン型細管束による蒸気発生器の研究をし、既に Grand-Quevilly で小型スケールで試験され、217本で蒸気再熱により750~1000 MW th が出せることが判った。Babcock-Atlantique と Stein-Industrie が各種蒸気発生器を作っており、前者はヘリカル水管が大きなナトリウムシェルが蔵まる形のもの（図47, 48）, また後者は対抗流型（図49）である。然し未だ問題として例えば、ナトリウム水反応、水平配置の管内で低流量時にナトリウム流に層が出来ること（Stratification）などがある。

#### V.7.4 ソビエト

BOR-60 は40 MW thで運転中の処、70年暮れ once-through 型蒸気発生器をこれに取りつけ電力鋼にもつないだと言っている。

BN-350の蒸気発生器はモジュール型と発言していた。<sup>159)</sup>

BN-600の蒸気発生器も once-through モジュール型で、蒸気器は低合金パーライト1 X 2 M, 過熱器は 18/8 オーステナイトステンレス鋼である。<sup>160)</sup> 超臨界圧の蒸気を作るためには蒸気発生器の開発に著しい費用がかかる。また、蒸気温度が 500℃でも十分熱効率か 42~43%とれるので 500℃にした。

脚注：蒸気発生器はBOR-60では、サーペンタイン管、BN-350ではパヨネット管、BN-600は20ケのモジュールという。（ニュークレオニクス ウィーク, ジュネバ スペシャル, 1971-9-8.

### V.7.5 DeBeNeLux<sup>161)</sup>

インターカトム社の5 MW ループではヘリカルコイル式蒸気発生器が3000時間の運転を成功裡に終え、71年春以来Na-水反応という固有の反応を排除できるような特殊な蒸気発生器のテスト最中である。これにより2次ループの除去も可能となる。SNRの1ヶの蒸気管のフルスケールの完全破断をためすナトリウム水反応試験も行なわれた。ナトリウムは約2 m<sup>3</sup>含有される。

オランダヘンゲローの50 MW th試験施設は1800 m<sup>3</sup>/hのナトリウムを流し得る施設である。

### V.8 配管その他機器

#### 配 管

配管の予熱装置は予想外に設置に時間と金のかかるものである。特にその電源制御系を考えると然りである。<sup>162)</sup>

Fermi 炉は50 HZ 誘導加熱を使っているが効率が悪い。<sup>163)</sup> 然し抵抗加熱も短絡事故があった。<sup>163)</sup>

Renardiere のループでは抵抗予熱に問題はない。<sup>164)</sup>

PFRで2次系にフェライト鋼を使うについて脱炭の心配があるので適用コードはないがNb-Ti スタビライズドを用いる。<sup>165)166)</sup>

KNKはフェライト鋼を配管に利用しているが、初回起動直前の配管浄化のためにナトリウムを2ヶ月間循環してO<sub>2</sub>を10 ppm まで下げる間に除去したナトリウム酸化物(不純物)は数kgにすぎなかった。<sup>167)</sup>

BOR-60 で、最初にナトリウムを充填した時、取去られた(トラブされた)ナトリウム酸化物の量は2 kgにすぎなかった。<sup>168)</sup>

DFRの1次系ナトリウムのダンプ系がおそいのでPFRでは改良した。<sup>169)</sup>

## VI その他の問題点

### VI. 1 試験施設, モクアブ試験

開発試験, モクアブ試験の考え方についてはIV.2.3で述べたので, ここではその実例をまとめる。

表21の1および2は米国の試験施設の一覧を示す。<sup>170)</sup>

表 21-1

**SUMMARY OF TEST FACILITY CAPABILITIES AND CHARACTERISTICS**  
(Sheet 1 of 2)

Facility	Year Constructed	Design & Operating Conditions			Material (piping)	Comments
		Pressure (lb/in <sup>2</sup> )	Temperature (°F)	Flow (gal/min)		
Argonne National Laboratory (ANL) Core Component Test Loop (CCTL)	1965	150	1200	800	304SS	Hydraulic flow test of fuel subassemblies and instruments.
Sodium Flow Sensor Calibration Facility	1965	30/10	900/800	100	304SS	Intended only for sodium flow sensor calibration.
Component and Materials Evaluation Loop (CAMEL)	1967	150/100	1200	200	304SS	Isothermal testing of components and materials
Fuel Failure Detection Loop	1965	30/30	1300/1200	30	304SS	Test fission gas detector devices
Experimental Breeder Reactor II (EBR-II)	1957	90/80	900/880	9000/5890	304SS & Croloy	This is an active FBR power plant.
EBR-II Out-of-Core Nuclear Instrument Test Loop (NITL)	1970	-	700-1200	-	SS	Test experimental neutron detectors and cable
Large TRFAT Sodium Loop	1968	150/75	1025/932	160	304SS	Fuel meltdown studies under flowing sodium
High-Temperature Furnace Facility	-	-	5070	-	-	Test components at ultrahigh temperatures
Atomic Power Development Associates, Inc. (APDA)						
APDA Sodium Endurance Loop	1959	120/130	1000/1000	350	304SS	Test reactor subassemblies in flowing sodium.
APDA Sodium Technology Loop	1961	175/35	1200/1000	200 main 7.5 side	316 SS	Evaluate in-line instruments and purification devices.
APDA Rig 10	1965	125/7.5	800/610	400	C.steel	Investigate small water leaks into sodium.
Enrico Fermi Atomic Power Plant (EFAPP)	1965	125	1000	20,000	304SS	Full-scale industrial fast reactor power plant.
Atomics International (AI)						
High-Temperature Sodium Supply System	1969	100/30	1200/1200	60, each of 2 pumps	304SS	Tests on control rod components at reactor operating conditions
Reactor Sodium Environment Chamber	1969	50/20	1200/1200	20	304SS	Simulated reactor environment, especially sodium vapor.
Low-Temperature Sodium Supply System	1969	100/20	1200/600	20	304SS	Testing components at reactor refueling temperatures.
LMFBR 2-in. Flowing Sodium Loop	1967	21	1300/1200	40	304SS	Effects of environmental factors on mechanical properties of fuel cladding materials.
Babcock & Wilcox Co. (B&W)						
Model Sodium Heated Steam Generator	1964	Na-60/30 H <sub>2</sub> O-2400	Na-1200/1100 H <sub>2</sub> O-1050 (op)	Na-25 H <sub>2</sub> O-115	316SS	Steam generator and corrosion studies
Brookhaven National Laboratory (BNL)						
Sodium Heat Transfer Facility	1968	100/80	1600/1600, 1000	35	316/ 304SS	Tests of core design and safe operation.
General Electric Co. (GE)						
Loop No. 11 Thermal-Hydraulic, Fuel and Flow Test Loop	1965	300/60	1300/1000	80	SS	Thermal and hydraulic testing of LMFBR components.
Steam Generator Test Rig	1969	250/125	1100/1000	180	304SS	Heat transfer studies
Southwest Experimental Fast Oxide Reactor (SEFOR)	1968	100	1050	5000	304SS	A 20-MW(th) fast breeder reactor, fueled with sodium and uranium oxides. Owned by utilities, GE, Euratom, etc
SEFOR Refueling Cell Mockup	-	10	1000/400	20/10	-	Temperature study, demonstrate refueling system, and training.



SUMMARY OF TEST FACILITY CAPABILITIES AND CHARACTERISTICS  
(Sheet 2 of 2)

Facility	Year Constructed	Design & Operating Conditions			Material (piping)	Comments
		Pressure (lb/in <sup>2</sup> )	Temperature (°F)	Flow (gal/min)		
Hanford Engineering Development Laboratory (HEDL) Core Segment Development Facility (CSDF)(a)	1971(b)	50	1200	Static	304SS	Vessel 2-1/2 ft diameter x 42 ft long. Operational environment for testing full-length LMFBR components.
Fast Reactor Thermal Engineering Facility (FRTEF)(a)	1971(b)	300	1200	600 at 200 lb/in <sup>2</sup>	304SS	For design and safety testing of heated FFTF fuel subassemblies. Loop test section to 1800°F; 39-pin assembly can be tested at 106 Btu/hr-ft <sup>2</sup> heat flux
High-Temperature Sodium Facility (HTSF)(a)	1971(b)	-	-	-	-	High-bay sodium facility, 45,000 gal sodium storage. Will house CRCTA and future facilities
Composite Reactor Component Test Activity (CRCTA)(a)	1972(b)	50	1100	Static	304SS	"Quasi-static" sodium system for full-scale testing of FFTF in-vessel & ex-vessel equipment, including IVHM, Instrument Tree, Core Restraint, Closed Loop Ex-Vessel Machine, & Floor Valves. Test Vessel 15 ft ID x 36 ft 4 in. length
Liquid Metal Engineering Center (LMEC) Sodium Components Test Installation (SCTI)	1964	125/90	1300/1200	3000	304SS	Tests of heat exchangers and steam generators.
Large Components Test Loop (LCTL)	1958	25	1000	2000	2-1/4 Cr-1 Mo	To be succeeded by the Small Components Test Loop (SCTL)
Pump Seal Test Facility (PSTF)	1969	55/50	1400/1200	0 to 55	304SS	Tests of pump seals and mechanisms not necessarily related to pump, such as control rod drives
Sodium Mechanisms Test Installation (SMTI)	1966	25	1200	-	304SS	Tests of materials and mechanisms in sodium liquid and/or vapor.
PMIS Loop II	1970	15	1200	20	304SS	Static sodium environment for mechanism testing. Four test vessels
Sodium Pump Test Facility SPTF)(a)	1972(b)	250	1200	18,000 (initial)	304SS	Flow and thermal shock capability for pump, valve, and instrument testing and calibration.
Small Components Test Loop (SCTL)(a)	1972(b)	225	1200	3500 at 220 lb/in <sup>2</sup>	304SS	10-in. loop; environmental & transient testing of piping, valves, instruments, small components, & subsystem inserts
Pump Bearing Test Facility (PBTF)(a)	1972(b)	210 (bearing) 300 (piping)	1050	600	304H SS	Proof & performance tests of sodium-lubricated main-shaft radial bearings
Mine Safety Appliance Research Center (MSAR)						
MSAR Loop-1 (High-Carbon System)	1961	50/30	1400/1200	25	316SS	Test mechanical properties, calibrate carbon meters. Conduct stress-free excursions in C- or O <sub>2</sub> -contaminated systems.
MSAR Loop-2 (High-Oxygen System)	1961	50/30	1400/1200	25	316SS	
MSAR Loop-3 (Clean Sodium, Mechanical Properties)	1968	100/55	1400/1200	85	316SS	Mechanical properties tests with clean sodium and high-velocity conditions
MSAR 4-in. Pump Test Loop	1965	250/200	1600/1500	800	316SS	Test experimental linear induction pump.
Oak Ridge National Laboratory (ORNL)						
LMFBR - Failed Fuel Mockup	1970	100/90	1300/600 to 1200	260	304H SS	Investigate LMFBR fuel pin failures
LMFBR - Heater Test	1969	30/25	1200/1200	5	316SS	Determines performance of electric heaters used in Failed Fuel Mockup.
Westinghouse Electric Corp.						
General Purpose Loop-1 (GPL-1)	1967	330/230	1200/1200	200	304SS	Heat transfer, hydraulics, sodium technology, and component tests.
General Purpose Loop-2 (GPL-2)	1968	300/219	1200/1200	2000	304SS	Test full-size fuel assemblies, control rods, and large components.

(a) Under construction  
(b) Year operational

表 2 2 CNEN Experimental Facilities for fast reactor development

Facility	Purpose and main characteristics	Site	April 30, 1971 Status
CSA-1	Sodium-Water loop to test steam-generator modules Total Power: 1 MW. Na flow-rate: 12.000 Kg/h - Max Na-temperature: 650°C; water flow-rate: 1750 Kg/h - Steam temperature: 540°C - Steam pressure: 170 Kg/cm <sup>2</sup>	Casaccia	In operation
IPM	3 Rigs to test in sodium PEC reactor components, i.e. the handling machine, the core hold-down mechanism and the control rods mechanisms Sodium total capacity: 35 m <sup>3</sup> - Max operating temp.: 550°C - Max shock ramp: 40°C/s; Na flow-rate: 40 lt/s	Casaccia	In construction
PMP-1	Loop to test in sodium the PEC core hold-down mechanism details. Max Na temperature: 550°C	Casaccia	In operation
YAP	Loop to study in full size scale the PEC test loop hydraulic problems Max operating temp.: 130°C - Max flow rate: 160 m <sup>3</sup> /h	Casaccia	In operation
TMP	Facility to calibrate sodium flow-rate and level measurement devices Max operation temp.: 550°C - Max Na flow rate: 50 m <sup>3</sup> /h	Casaccia	In operation
EHA-1	Experimental sodium loop for thermohydraulic and thermomechanical studies on fuel element pin Na max temp.: 850°C - Flow-rate: 9 m <sup>3</sup> /h, pump head: 6 Kg/cm <sup>2</sup>	Casaccia	In operation
EHA-2	High temperature sodium loop for studies in sodium on thermal and hydraulic transients Max temp. in a transient: 1100°C - Flow rates 9 m <sup>3</sup> /h - Pump head: 14 Kg/cm <sup>2</sup>	Casaccia	In operation
CS3	Loop for studying on-line instrumentation in a sodium circuit Max temp.: 750°C - Na flow-rate: 6 m <sup>3</sup> /h, Pump head: 3 Kg/cm <sup>2</sup>	Casaccia	In operation
CS5	Corrosion loop to test the behaviour in sodium of fuel pin claddings Max temp.: 750°C - Flow-rate: 3 m <sup>3</sup> /h - Pump-head 3 Kg/cm <sup>2</sup>	Casaccia	In operation
CEP1 and CEP2	2 Loops for hydraulic tests on fuel element dummy subassemblies (pressure losses, vibrations, cavitations) Max temp.: 140°C - Max flow-rate 400 m <sup>3</sup> /h Δp max: 22 Kg/cm <sup>2</sup> - Max height for the test section: 4,60 m	Brasimone	In operation
CEST	Sodium-Loop for endurance and thermal shock tests on fuel dummy sub assemblies Max temp.: 580°C - Na flow-rate 110 m <sup>3</sup> /h - Δp max: 7 Kg/cm <sup>2</sup> - Max shock ramp: 50°C/s	Brasimone	In construction
CEDI	Sodium-Loop for endurance tests on fuel dummy subassemblies Max temp.: 650°C; Na flow-rate: 360 m <sup>3</sup> /h - Δp: 12 Kg/cm <sup>2</sup>	Brasimone	Bids requested
CPC 1	Na-Loop to test in full size scale the PEC experimental loops Max temp.: 650°C, Flow-rate: 130 m <sup>3</sup> /h - Δp: 18 Kg/cm <sup>2</sup>	Brasimone	Bids requested
CPC 2	Loop for thermal shock experiments in sodium on the PEC experimental loops Max temp.: 650°C - Max shock ramp: 80°C/s	Casaccia	Bids requested
ISA-1 Plants	Plants to study the sodium-water reaction in the field of small and large leaks Amount of sodium: up to 40 m <sup>3</sup> - Na flow rate: 20 m <sup>3</sup> /h - Na-temper.: 350-600°C - flow-rate of water injected: 5-50 g/s up to 5-10 Kg/s. flow-rate of vapour injected: 3 g/s - Water temp.: 260-300°C; Pressure 170 Kg/cm <sup>2</sup>	Brasimone	In construction
CS2 Plant	Na loop to test steam generators prototypes. Nominal power: 8 MW - Max Na temp.: 590°C; Nom. Na-flow-rate 113 t/h - Nominal steam temp.: 310°C - Steam pressure 175 Kg/cm <sup>2</sup>		Conceptual design evaluated
TAPIRO	Fast neutron service reactor Max power 5 Kw, helium cooled for basic and integral experiments on shielding problems	Casaccia	In operation

表 23 Test-facilities (SNR関係)

Name	Scope	Size		Start of operation
		SODIUM FLOW/ $m^3/h$	CONTENT $m^3$	
A K B (インターアトム)	Full size FUEL ELEMENTS CONTROL RODS INSTRUMENTATION	750	/ 20	1. 4. 1971
A P B (インターアトム)	PUMPS VALVES FLOWMETERS	5000	/ 137	16. 2. 1971 6ヶ月(正味2,000hr.) 運転, 改造後71年10月 運転再開
R S B (インターアトム)	ROTATING TOP SHIELD REACTOR VESSEL FUEL HANDLING	6	/ 40	7. 1971 (TESTS UNDER SODIUM)
A S B (インターアトム)	SODIUM-WATER REACATION	120	/ 10	7. 1968
5 MW ANLAGE (インターアトム)	STEAMGENERATORS	150	/ 16	1. 1965 (FOR SNR: 5. 69)
50 MW HENGLO (オランダ)	STEAMGENERATORS INTERMEDIATE HEAT EXCHANGERS	1800	/ 100	10. 1971
K N K (カールスルーエ)	EXPERIMENTAL POWER PLANT PLANNED: FIRST CORE	2 × 425	/ 89	10. 1971

表 22 はイタリアの試験施設である。<sup>7)</sup>

表 23 はドイツ SNR 関係の試験施設 (但しカールスルーエの分を除く) である。<sup>182)</sup>

フランスはカダラシュと蒸気発生器関係試験施設 (V.7.3 参照) などを持つ。

カダラシュのナトリウムループは HR-4 建屋 (小機器開発用) と HR-1 建屋 (大型機器開発用) および水ループ建屋ならびにナトリウム水反応試験 (大および小) 施設がある。

HR-4 と HR-1 の建屋での最近の試験装置の状況を次に記す。<sup>171)</sup>

1) HR-4 面積  $1200 \text{ m}^2$

1. Harmonie (高速中性子源炉) での臨界実験用遮蔽 1 本 (150°C 位にする?) の組立モクアブ

2. 炭素不純物の効果試験

再生熱交換器を用い一部は 700°C 位となる。カルシウムを用いてナトリウム中の炭素不純物の脱炭効果を見る。

3. 炉上蓋プラグの熱伝達係数のナトリウム蒸着による変化

Phenix と同じ厚み同じ層数の蓋遮蔽材をナトリウム蒸気にさらし、かつ、プラグを電気ヒータで加熱し温度分布を作り蒸着によってプラグの熱伝導度が変わることを調べる。

4. 弁の駆動軸のアルゴン シール部の漏洩試験

5. ナトリウム ポンプループの浄化  $30 \sim 35 \text{ m}^3/\text{hr}$

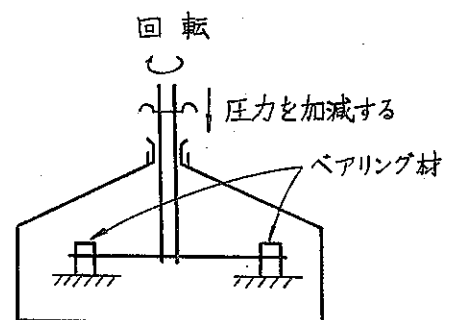
2 bar 500°C または 4 bar 350°C

6. Phenix 用実寸法のポンプと炉底部を結ぶナトリウム管の結合部の変位試験, 漏洩対圧力の関係をとる。

直径約 60 cm

7. ベローシールの漏洩試験

8. ベヤリング材の Galling (摩耗) 試験



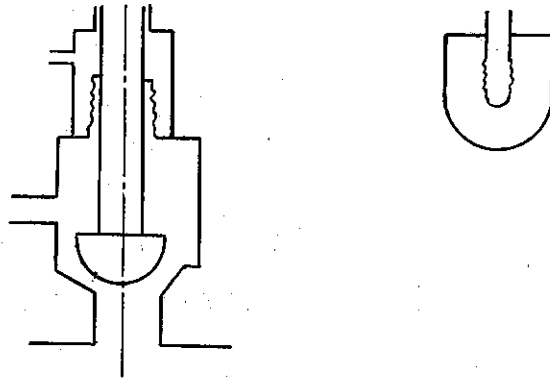
9. キャピラリーのナトリウムによる Wett

(毛細管現象?) 試験

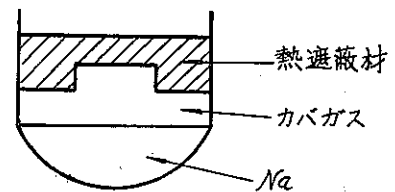
10. ナトリウム中で使うネジ (スクリー) )

テスト材料開発

11. 摩擦摩耗試験

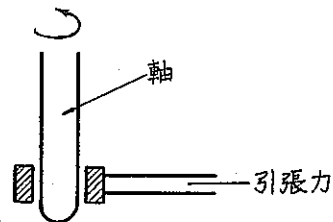


12. 熱遮蔽材の熱伝導度試験



13. Hydromechanical test

14. 軸摩耗試験

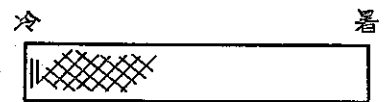


15. 沸騰及凝縮（自然循環）ループ

トラブル多く停止

16. 拡散型コールドトラップ

コールドトラップ管に温度差をつけて置くと、冷たい方から次第にたまって行く。

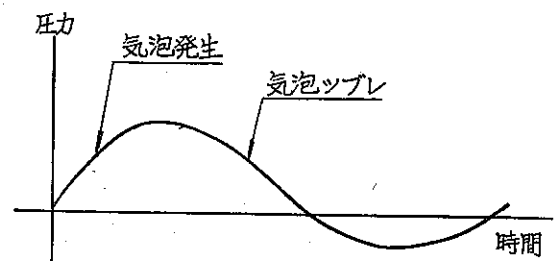


17. 強制循環型沸騰

6~7ピンの  $S/a$  を約  $200 \text{ W/cm}^2$  で加熱すると沸騰する。すると急に圧力が上昇する。

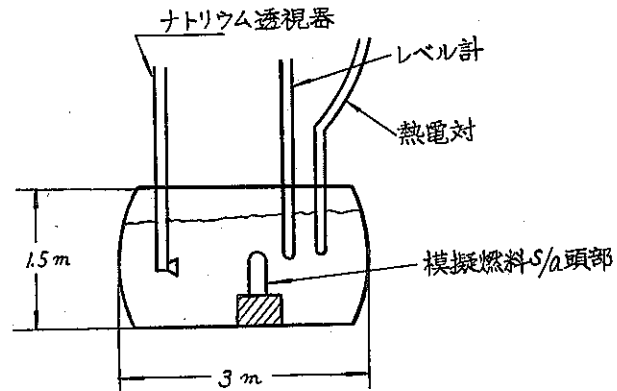
上方のサブクールされた所まで行くと気泡はつぶれる。すると圧力が下る。この実験では流量の加減が大変。

今後は boron nitride を入れて実験する。



18. 計測試験装置

約 3 m 長, 1.5 m 径のタンクを使い  
右図の如く各種の計測器試験を実施。



19. 流量校正ループ

径 4 インチ程度で小さい。

20. 沸騰検出器試験施設 (超音波式)

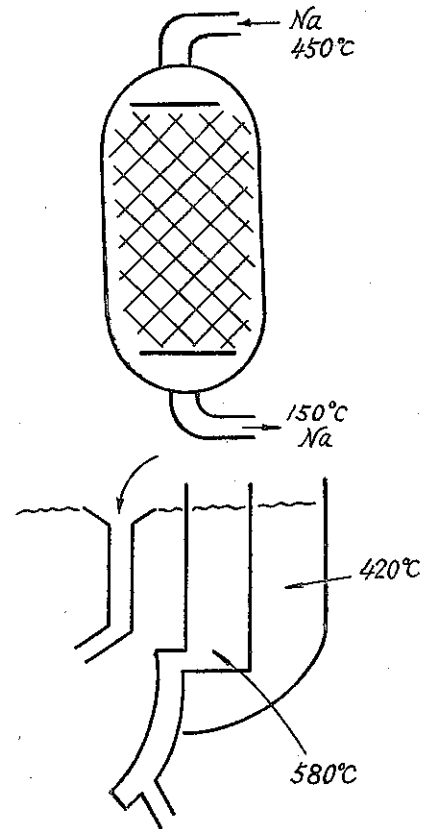
2) HR-1 1300 m<sup>2</sup> 床面積 × 30 m 商

1. Phenix 燃料取出器 (傾斜型) ナトリウム中試験
2. Phenix 制御棒駆動装置ナトリウム中試験
3. Rapsodie のモクアップ試験
4. GOPAKABANA

アルゴン中に入るナトリウム蒸気の分離塔。  
温度差大きくつけてある。

5. 熱遮蔽材のサーマル サイクル

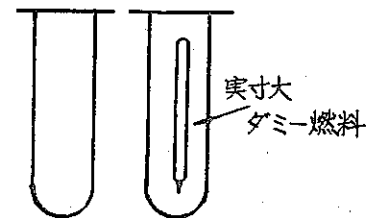
定常的にはこの右図の状態だが, 急に冷温  
のナトリウムが入った時の挙動を見る。



6. CAPHE

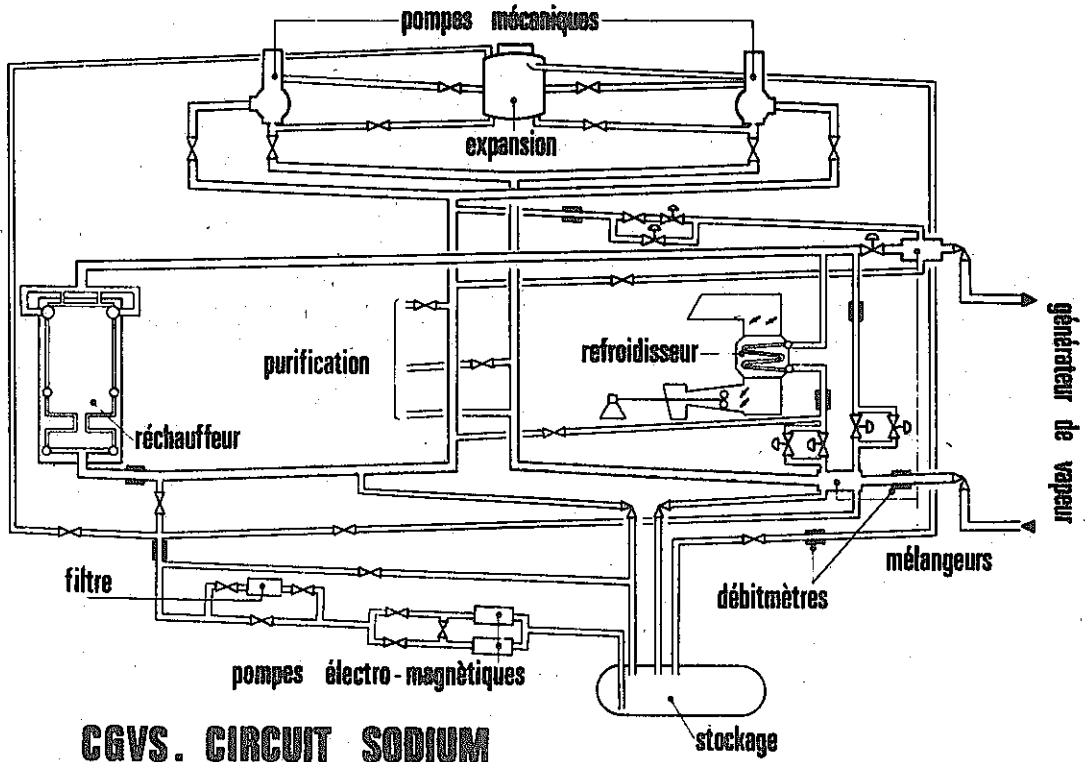
実寸大ダミー燃料の流体力学的耐久試験  
600°C

7. キャビテーション試験



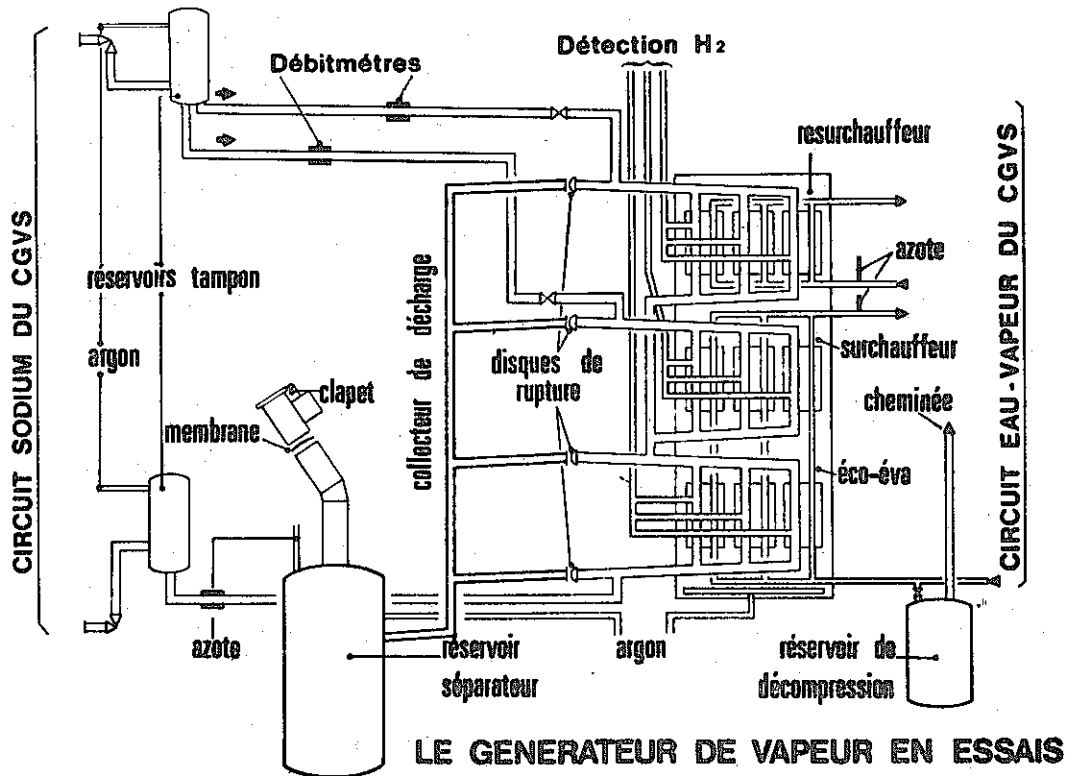
Les Renardieres Center の 50 MW th 蒸気発生器試験施設 (図 50, 51 参照) の仕様は大略次の如くである。

S.G Na 入口 600°C (過渡時 640°C)



**CGVS. CIRCUIT SODIUM**

☒ 50



**LE GENERATEUR DE VAPEUR EN ESSAIS**

☒ 51

水側 <167 bar <565℃  
過渡変化(ランプ) Na -150℃/10秒  
+ 50℃/10秒  
(ステップ) SG入口温度 10~20℃  
流量 10~20%  
過熱蒸気圧 1.2 bars

最初に蒸気を出したのは1970年6月27日でそれから71年3月14日までの運転実績は次の通りである。

出力(蒸気?)を出したのは1950時間(31%)。ナトリウム運転は4493時間(72%)。停止は77回のこの内22は通常停止, 55は異常停止で, 無停止最長時間は228時間であった。

フランスはこれ以上大きな蒸気発生器試験施設は作らないようである。

モクアブ試験の例は次のようである。

i) FFTF<sup>183)</sup>

ポンプ: ベアリング, ガスシールなどの試験の後フルスケール。水中およびSPTFでの試験

弁: 小型モデルで空気中および水中試験, およびフリーズシール弁のシール部の部分試験。最後はフルスケールのナトリウム中試験

IHX: 水中流動振動試験, 材料の疲れサイクル試験, 最後にフルスケールの原型をSCTIで, 定格より低い出力で行なう。

燃料交換器: ガイドローラのナトリウム中試験, 保守場での附着ナトリウム除去工程機器試験。次にHTSF(High-Temperature Sodium Facility)におけるフルスケール試験。またプロトタイプまたは実機のハードウェアは乾燥雰囲気のコアMM(core Mechanical Mock-up)およびナトリウム中のCRCTR(Composite Reactor Component Test Activity)を用いて試験する。

ii) AIのデモンストレーション・プラント<sup>50)</sup>

コア・クランプ: 全配列の1/2スケールモデルの大気中試験

炉入口配管および入口プレナム: 1/10スケールで気泡混入を調べる

原子炉容器: 1/16で耐衝撃試験

トブレールド: ナトリウムがつまるトラフとディプレールの部分のセグメント(部分)試験, また将来はトブの表面のフルスケール工学モクアブを作り, 機器の相互干渉や保守上の問題を検討する。

ガスシールについては4インチ直径のモデルで試験する。

燃料交換器: シールと把み部の試験。

中間熱交換器: シェル側の流動試験のための縮小モデル(a scale model)試験



蒸気発生器：実寸長 158 本の水管の加工および流動試験。

### iii) Rapsodie

殆んどすべてのものがフルスケール・モックアップ試験を行なった。

### iv) Phenix<sup>184)</sup>

Rapsodie の場合は原型機器を試験する考えがとられたが、Phenix の場合には寸法及び性能上簡単に決められなかった。例えば、12 m 直径の炉容器を内部構造物付で Na 中で試験するのは全く論外不可能である。1 次系流量及び I H X の容量は Rapsodie の約 10 倍である。

従って Phenix 用機器の製作に伴なう新しい問題のリストを作りそれを詳細に解析し、個々のケースについて、故障の際の何等かの重大な結果が予想される場合主要な問題点を解決するために如何なる試験が可能であり且つ実施されるべきか見出すと云うことが必要であった。

大きく分けて 4 種の試験を考え得る。

- 1) その結果が原型機器条件に理論的に外挿されるべき縮小モデルでの試験
- 2) 実機を可成り正確に模擬した条件下で行なう原型機器の試験
- 3) 実際の条件下で行なう原型機器の試験
- 4) 安全性に主として関係する試験

これら 4 種の幾つかの代表例は以下の通りである。

#### 1. 縮小モデル試験

炉の流動試験としては、2 つの 1/4 モデル、1 つは炉ジャケット、他の 1 つは内部構造物付 Vessel 間隙が作られた。炉全体を表わす 1/10 の Plexiglass モデルが 2 つ作られた。これらのモデルで行なわれた研究は次の諸点を含むものであった。

- (1) 炉ジャケット内での静かな定常流を生ずる炉心カバーの開発
- (2) I H X の流入の均一性とガス巻込がないことの確認
- (3) 過渡状態中の熱衝撃の評価
- (4) 炉心上部サーモカップル部流量分配が正しいことの確認
- (5) 炉容器間隙部 Na の熱的成層
- (6) パーストピン検出に関する主要な流動パラメーターを見出す。
- (7) 種々の構造物に対する圧力パルスと流れによる振動の記録
- (8) 計算困難な構造物の振動特性が、機械的に原型機器に似たモデルから作られた。

I H X の流動特性。1/4 セクションの実寸大モデルに関する水試験により、パイプ周辺の 1 次 Na の均一な分布の確認、出入口孔の形の決定、ガス巻込がない事の確認、危険な振動を除くための支持格子の数の選択が出来た。

## 2. 実雰囲気を模擬した原型機器試験

主1次及び2次ポンプの試験がその例である。絶対重要な機器以外はNa試験をしないでRapsodie及びNaループの経験から、Phenixに要求される諸特性外挿することが可能となった。然し、ポンプについては、一連の初期開発が炉又は2次系に取付ける前に行なうのが望ましいと云うことになった。

この目的のため、Saclayに水試験装置が作られた。すべてのポンプは定格流量及び吐出圧で試験される。ポンプ廻りの構造物の形状は忠実に再現されており、種々の条件下での給水状況も調べられる。この試験は電動駆動系の初期調査にも役立つ。1971年3月末現在、この装置で1次系1ケ、2次系1ケのポンプが夫々成功裡に試験完了している。

## 3. 実雰囲気下で行なわれる原型機器試験

燃料交換器脚部、出入シュート、把みロック部の設計は新規なので、炉設置前に行なわれる実際の使用条件に近い状態で一連の試験を実施するのが当然である。原型機器の製作は、Preliminary projectが完成した時点で既に開始され、1つのNa試験装置は脚部試験用、もう1つのNa試験装置は出入シュートと把みロック試験用に同時にCadaracheに作られた。

実施された試験を要約すると、250°~360°CのNa中で6ヶ月間で930回の燃料移動試験が行なわれた。同時にシュート部内の“Carriage”(トロコミみたいなもの)は通常運転時の温度のA及びNaガス雰囲気中で1,000回駆動された。

これらの試験の結果多くの調整が必要となったが、基本概念を変える必要はなかった。試験された機器の幾つかは、実機組込み前のオーバーホールのため試験後メーカーに送られた。

蒸気発生器。SGについて徹底的な試験をする必要があると云うのは常識になっている。PhenixのSGはモジュラー構造であるので、最初1つ試験し、それからNa及び水蒸気側の定格諸特性で運転される幾つかのモジュールを並行して試験することを可能ならしめている。

考えられた型式概念の妥協性は、Grand Quevillyの5MWのループに取付けられた1つのモジュールが8000時間作動することで確認された。特にこの定常運転から得られたパラメータ値の範囲が明らかにされ、Powerプラントの運転特性の研究に使われた。

更にRenardieres CGVSループに設けられた3つのモジュールは1970年7月に、45MW全出力を達成した。種々の運転条件下での幾つかのモジュールの並列安定運転、早い過渡現象付の運転及び技術上の振舞に関する試験を1年以上行なう。これらのモジュールについて行なうそれらの試験及び技術的な諸試験は、この装置から得られ得る信頼度の評価を可能とするであろう。

小型機器。新しいもので他の試験がないものは系統的な試験をすると云う考え方でやっている。既存のループが活用されたが、幾つかはそのために大巾な改造を必要し、又或場合には新しい装置を作らねばならなかった。制御棒については2つ作り、1つは1,050回、もう1つは2,500回Na中で駆動した。この試験后発注された最初のバッチについては炉組込前に同様な試験をするであろう。

#### V) PFR

原子炉容器内<sup>78)</sup>の流動特性は1/15, 1/12, 1/5および5/8の水中モデル試験を行なったが、実機についての水試験を行なう時、潜水夫やテレビなどにより、気泡混入の実際の状況を調べる。計装燃料を用いて圧力降下、流量分布が測られ、また自由液面の挙動も調べられる。ポンプが1基または2基止った時の流れ分布までも調べられる。

ポンプについてはRisleyで6,000 gpm (12"用)をNa中で運転した試験をもとくに、PFR用について完全な水中試験を行なった。2次ポンプ実機は、工場水中試験の後、ドンレーに送られた。1次ポンプの原型も同じく水中試験を行なった。

制御棒駆動機構および燃料交換機はパーツテスト(ベアリングやフレキシブルジョイントなど)を経えた後、全体を組合せて試験を行なう。但し炉容器トプシールドにのせての実際的試験は行なわない。

#### VI) BN-600<sup>159)</sup>

1次・2次ポンプのフルスケール試験、IHXのモデル(注:実長で管束数が少いことか)のフルスケール試験を行なう。炉内流動試験は1/6.6のモデルで、蒸気発生器はモジュールでの試験を、また、原子炉容器は、特に天井と支持リングについて最大負荷(注:事故時の圧力か)や定格の2倍の静圧にたえる事を1/10モデルで試験した。

### VI. 2 インサービス・インスペクション<sup>172), 173)</sup>

ASME コード セクション11にインサービスインスペクションについて詳しく掲せられている。USAECはこれを安全審査の判定基準の中に含めようとしている。

これは、軽水炉などの“圧力バウンダリー”(注:原子炉部分ないしは原子炉圧力がかかる部分)は放射能を帯びて、運転後検査の為の直接的近接が困難なため、遠隔からからの技巧か装置をつかって検査が出来るように用意することである。

検査の考えとしては、

1. 定期的検査: 炉で最もサービス係数の大きい面、例えば、圧力容器フランジ溶接部など
2. 代表的な試料のサンプリング: 例えば、容器胴部の溶接線の処のサーベイランス

近接可能のために機器、配管には適当な間隔を設けて検査可能とし、また、一時的に取外した部品の臨時置場を設ける。

検査方法としては、目視、表面状態や亀裂の有無の検査、体積的検査として、中の方で不連続が生じていまいかを調べる、X線γ線検査、超音波検査である。

水圧試験も検査に含まれる。

また、非破壊検査のため人員養成、資格取得が必要である。

検査はプラント完成後10年間に要求された項目、対象をすべて1循完了する、大部分は25%は検査間隔のみを、50%は先に完了する。

この考え方に関係する例をあげると次のようなものがある。

PFRでの“externally” insulated leak jacketにして、1次容器のインサービスインスペクションを可能にした。<sup>174)</sup>

独のSNRでは電力会社側からの要求で、原子炉容器を使用後も検査が可能なるよう、炉心全部を取出し、貯蔵する置場を設けるとしている。<sup>178)</sup>

Phenixでは炉容器内が眺められるよう貫通孔を設け、またEndoscopeを用意する。<sup>186)</sup>

米国ではEBR-IIでの中間熱交換器の故障発見と修理は良い具体例である(I.1.1参照)。然し米国デモンストレーションプラントについては、インサービス・インスペクションの記述が見出せない。

### VI.3 保 守

保守の一般的考え方について英国のDFR、PFRからの経験を次のようにのべている。<sup>179)</sup>

1次、2次系からの機器の取出しと洗浄設備との移送はかなり時間がかかるが、それには不活性ガスを吹き込むことが要求される。多くの原子炉系に於ける1次系の機器は放射線のしゃへいと冷却材からの保護のために類似の方式が必要である。

フラスコが使用出来ない様な2次系の隔離弁の様な機器に対しては袋づめ法が有効である。外から作動する道具のついたフレキシブルなグローブボックスが使用され得る。必要なだけの出力運転を残りのループでつづけるなら、2次系のナトリウムはドレーンされる。修理と検査に関してナトリウムの大きな衝撃が生ずる。

PFRの1次系では次のことが可能である。即ち

- (1) 燃料と燃料支持機構、案内管とリーニングポストの取外し、これは大作業で、しかも外部に大きな貯蔵を持つことを仮定する。
- (2) 中性子しゃへい要素と反射材要素の取り出し。
- (3) IHXの取り出し。
- (4) ポンプとパイプの取り出し。
- (5) 全冷却材の貯蔵のための取出し。
- (6) 燃料キャリアとダイアグリットの取出し。

(7) 制御棒駆動機構，ロータスリーブアーム，シングル，流量測定器及び他の小さい機器等の取出し。

従って残されるものは大きな機器，主としてダイヤグリット支持，原子炉ジャケット，バルブ本体，及び高圧配管である。これらは大きな欠陥がなく，近接性に対し高い安全性をもっている。タンク型設計に於いては大気圧冷却材のため容易に近づくことが出来る。もし系の洗が完全に行なわれるなら不活性ガスの吹き込みは確実に除かれる。

フランスの Phenix の設計製作において，保守が容易にできるようにする事を強調している。<sup>110)</sup> また炉内部において容易に intervention (注：検査ないし作業とでも言うべきか)ができるようにすることを 1,000 MWe プラントでの基礎仕様にあげている。<sup>126)</sup>

ウェスチングハウスのデモ・プラントでは，<sup>48)</sup> 1次ポンプシールは空気零圧気の作業床面から取換可能としてあり，また，各グループには隔離弁が設けられ，必要なループだけ弧立させて修理を可能にしている。

C E のデモプラントの管束は取外し可能としている。( V.7.1 参照)

#### VI.4 試験運転中の特性測定計器

プラント完成後，試運転を行なう際，各種特性測定を行なう。この時必要な計器について Phenix では次のようにのべている。<sup>186)</sup>

##### A) 確証用計器

機器特性が異常でないことまた，モデルで測定した値の外挿が正しかったことも確認するもの。これには次のものがある。

温度測定：炉容器の熱的特性の均一性や応答おくれを調べる。

応力測定：炉容器の特にハンガーと，回転プラグ貫通部の補強材 (stiffener 部) を Na にふれない領域で測る。

振動測定：現在 600 °C，Na 中と言う仕様に合う振動計を事前にテストし，これを炉内に入れて使う。

##### B) 監視用計器

偏位：炉心入口プレナムの動き監視

ナトリウム漏洩：主容器のリークジャケットの間隔は6つの領域に分け，それぞれの下部に漏洩検出器がつく。

光学装置：上部シールドに貫通孔が設けてあり，これを通して，安全容器構造や炉容器内が見られ，特に容器の壁とリークジャケットは完全に見得るようにしている。Endoscope を用いて Na 液面，天井の裏面回転プラグも見られる。

PFR の試運転中の測定特に水試験では潜水夫，TV，加速度計，流量計，圧力計などつけて行なう。( V.2.3，VI.1.V 参照)

## V.5 コスト

Aix - en - Provence の会議で、建設費について PFR は 150 ポンド/KWe Phenix も 2,000 フラン/KWe と奇しくも両者共 13 万円/KWe になっている。(両者共 250 MWe プラントである。)然しどれ程の要素が含まれていないか不明である。

ドイツの SNR は \$ 300 × 10<sup>6</sup> はあると言われるので、30 万円/KWe になるであろう。米国のデモンストレーションプラントは 300 ~ 500 MWe であるが、そのプロジェクトとしての費用は \$ 500 × 10<sup>6</sup> と言うので恐らく 30 万円/KWe を越すであろう。

フランスはかなり楽観的数字を出しており、<sup>181)</sup> EdF は 1,000 MWe FBR プラントの建設費は、軽水炉より 10 ~ 20 % 高くなるだけと言う。Vendryes は \$ 220 × 10<sup>6</sup> (従って 6.8 万円/KWe) ± 10 % と言うが、これは 1971 年の価格で、年 5 % 強で上昇するインフレは含めず、特にフランスの計算には初装荷燃料費、税金、土地代金、建設中の利子は含んでいない。フランスの産業界では第 1 号機は \$ 220 ~ 290 × 10<sup>6</sup> と見ている。

Carle<sup>9)</sup> はコスト<sup>(C)</sup>とプラント出力<sup>(P)</sup>の関係を次のように言っている。コンベンショナル field (注: 部品というべきか)では

$$\frac{C_1}{C_0} = \left( \frac{P_1}{P_0} \right)^n$$

の関係にあり、ここで、n は 0.75 のオーダーである。黒鉛炉、水炉では n は 0.4 ~ 0.5 である。高速炉での研究(注: 進めばと言うべきか)同じ order of magnitue (注: 少く共桁が同じと言うことになるか)になるだろうとしている。

## VII あとがき

以上、最近著者が見聞しあるいは読んだものから、ナトリウム冷却高速増殖炉用機器の最近の開発状況をまとめてみた。

書き始めてから途中で、次第に文献が沢山になり、それを完全に消化されずに、これを書き終えたので未だ調査不十分な処がなくもなく、心残りであるが、それはまた何れかの機会にまとめたい。

さて世界の開発状況をまとめて見て著者の感じとしてはナトリウム冷却高速増殖炉の開発はまだまだ長くかかるであろうと思われる。と言うのは、ナトリウム冷却高速増殖炉の本来の使命は核燃料の「増殖」にあるのだが、最近の開発状況は、増殖よりはむしろ信頼性ある機器ないしプラントを作り、運転して見ることにあるようだからである。これは後述するAix-en-Provence 会議のコメントからも判る。

要するにナトリウム大型機器の長期高温運転、燃材料の長期高速中性子照射挙動などまだまだ確認を要することが多いと思われる。

高速炉の開発はよく軽水炉の開発と対比される。そう考えると、現在のループ型とタンク型の優劣論争はまさにBWRとPWRの優劣論争が昔くあった事を思い起さす。また、かなり初期の時代、軽水炉プラントが化石燃料プラントと対抗出来ると発表が始まったのはボデガベイBWRプラント（実際は建設されなかった）の時だったと思う。これと丁度対比されるのが、最近のフランスやイギリスの原型炉やCFRのコスト計算についての発言のような気がする。

軽水炉はその後、長い年月かかって今に至ったのだが、はたして「真に」経済的な軽水炉プラントがもう出来上がったのであろうか？ ジュネーブ会議でも発表があったように、建設費は次第に上昇している。幸か不幸か全物価の上昇や火力プラントの方でのコストアップもあって相対的には軽水炉プラントが、経済性を勝ち得るチャンスもあると思う。願みてナトリウム冷却高速炉が真に信頼性と経済性を得るためには現段階では未だ沢山の開発要目を残している。殊に今後プラント容量が100万～200万kWとなると、プラント自体の初期投資も運転費も保守費も大きくなる問題以外に、これが停止し、停電を起した時電力網や一般社会に与える影響は著しいものとなるであろうので、絶対と言いたい位停止をしては困る。このためには高い稼働率を得られるよう信頼性の高いプラントを作らねばならぬ。

この目標に達するに関連して世界の関係者の考えている事で思い出されるのはANS-CEA主催の昨秋フランスのAix-en-Provenceでの次のような一寸面白い出来事であった。

即ち米国代表の1人が会議の第1日目突然質問を壇上のパネルメンバーに投げた。

「もし今かりに、今までの2～3倍の予算がついたとしたら、その金を何に使うか？」

これに対し、各国代表のパネルメンバーからは閉会の時まで以下のような答がまとめられ、紹介された。

Häfele : もし金があれば、もう一つの大型FBRを建設し、信頼性のある機器計測器を

マスターしたい。

Villeneuve (カダラシュ) : SG 機器材料など今まで狭い範囲の研究開発しかやっていなかったのをもっと広範囲に行ないたい。

Marsham : 信頼性ある CFR を作ることに使いたい。CFR を作ることを加速するのに使いたい、また出力の上では犠牲になるかも知れないが、炉にフレキシビリティを持たせ将来機器を容易に交換できるようにしたい。

Dejou (EDF)

Stordeur (ユラトム) FR-3 を早く作って、燃料材料の開発に FFTF と同じ目的に使えるようにすること、違った冷却材の試験や異常状態の試験も出来るようにする。

十分な計装のついた大型ナトリウムループを作る。

Dieckamp (AI) もし、 $2 \times 10^9$  \$ があるとすれば、その内  $1 \times 10^9$  \$ は 2 つ目のデモプラントを作るのに用い、他の  $1 \times 10^9$  \$ は安全関係の R. & D. を加速して確信がもてるようにしたい。

以上色々書き並べましたが、最後に私の感想は次のようであります。

日本も早く「常陽」と「もんじゅ」を作り上げ、立派な運転実績とその経験を積み上げて見たいと切望するところです。



## 参 考 文 献

- 1) Vendryes, G., et al., DEVELOPMENTS IN BREEDER REACTORS, ANS Nuclear News 14 (10X) 59 (Oct. 1971)
- 2) Weinberg, A.M., Hammond R. P., GLOBAL EFFECTS ON INCREASED USE OF ENERGY, P/033 (1971)
- 3) Larson, C. E., Howard, C. B., THE ENERGY-ENVIRONMENTAL EQUATION, P/723 (1971)
- 4) Leipunsky, A. I. et al., METHODS OF EFFICIENT FUEL UTILIZATION IN THE GENERATION OF NUCLEAR POWER BY FAST REACTORS, P/709 (1971)
- 5) Sani, L., Schileo, G., PLUTONIUM UTILIZATION IN THERMAL AND FAST REACTORS, P/185 (1971)
- 6) Marsham, T. N., et al., THE TECHNICAL PROBLEMS AND ECONOMIC PROSPECTS ARISING FROM THE ALTERNATIVE METHODS OF USING PLUTONIUM IN THERMAL AND FAST BREEDER REACTOR PROGRAMMES P/496 (1971)
- 7) Fagagnolo, G., Pierantoni, F., THE ITALIAN FAST REACTOR PROGRAMME, P/175
- 8) Shaw, M., THE U.S. CIVILIAN POWER REACTOR DEVELOPMENT PROGRAM P/049, 7 (1971)
- 9) R. Carle, SOME IDEAS ON THE EXPERIENCE GAINED DURING THE CONSTRUCTION OF FAST BREEDER REACTORS, Internat'l Conf. on Fast Reactor, ANS-CEA Aix-en-Provence, (1971)
- 10) Nuclear Industry 7 (Sept. 1971)
- 11) 動燃団：動力炉技報, № 2 70 (1971)
- 12) 朝日新聞など 72年1月15日朝刊
- 13) Nucleonics Week 13 (5) (1/20/72)
- 14) LMFBR Program Office, LMFBR PROGRAM PLAN VOL. 1, OVERALL PLAN WASH 1101, 1-9, (Aug. 1968)
- 15) Shaw, M.; THE U.S. CIVILIAN POWER REACTOR DEVELOPMENT PROGRAM Fig. 2, P/049 (1971)
- 16) ibid. 10
- 17) WASH 1101
- 18) 平山, 望月ほか：海外出張報告 SN. 241 71-53, 11 (1971)

- 19) Cartwright, H., et al., REVIEW OF THE PROGRESS OF SODIUM-COOLED FAST REACTOR IN THE UNITED KINGDOM P/481, 2(1971)
- 20) Nucleonics Week, Geneva Special 7 (Sept. 8, 1971)
- 21) Grieves, J. O., The place of fast reactors in the U. K. power programme, Nuclear Eng'g Internat'l., 630 (Aug. 1971)
- 22) ibid. 631
- 23) 72年1月 各朝刊新聞
- 24) Nucleonics Week, Geneva Special 8 (Sept. 8, 1971)
- 25) Vendryes, G. et al., PRESENT STATUS AND PREDICTED DEVELOPMENT OF FAST BREEDER IN FRANCE, P/583, 4 (1971)
- 26) ibid. 8
- 27) ibid. 10
- 28) Nucleonics Week, 12 [39], 2 (Sept. 30, 71)
- 29) 平山, 望月ほか: 海外出張報告 SN. 271 71-53
- 30) Nuclear Industry 8 (Sept. 71)
- 31) Fogagnolo, G., et al., THE ITALIAN FAST REACTOR PROGRAMME P/175, 15 (1971)
- 32) Vendryes, G., et al., Development in breeder reactors, a special issue of nuclear news, 14 [10X] 60 (Oct. 1971)
- 33) Levenson, M., et al., MAJOR CONTRIBUTIONS FROM EBR-II, SEFOR AND FERMI P/047, 1 (1971)
- 34) Koch, L. J., EBR-II: An Environmental LMFBR Power Plant, Reactor Technology, 14 [3] 291, 292, 293 (1971)
- 35) ibid. 290
- 36) Levenson, M., et al., P/047, 5 (1971)
- 37) Koch, L. J., Reactor Technology 14 [3] 309 (1971)
- 38) Levenson, M., et al., P/047, 6 (1971)
- 39) 平山, 望月ほか: 海外出張報告 SN.241 71-53, 69 (1971)
- 40) Nucleonics Week 12 [50] (Dec. 16, 71)
- 41) Steele, M. L., Operating Experience at the Enrico Fermi Fast Breeder Reactors, Reactor Technology, 14 [3] 233 (1971)
- 42) Kintner, E. E., STATUS AND EXPERIMENTAL PROGRESS IN THE LMFBR PROGRAM P/045, 2 (1971)
- 43) Shaw, M., P/049, 8 (1971)
- 44) Levenson, M., et al., P/047, 8 (1971)

- 45) Steele, M. L., Operating Experience at SEFOR, Reactor Technology 14 (3), 237 (1971)
- 46) Beeley, R. J., Ash, E. B., ATOMICS INTERNATIONAL LMFBR DEMONSTRATION PLANT, American Power Conference (Apr., 1971)
- 47) Fidrych, L. F., DESCRIPTION OF 350 MWe LIQUID METAL FAST BREEDER DEMONSTRATION PLANT, American Power Conf. (Apr. 1971)
- 48) Jacobi, W. M., WESTINGHOUSE LMFBR DEMONSTRATION PLANT DESIGN
- 49) FBR開発本部, FBR原型炉, 実証炉に関する抄録 N 241 71-47 (11年 1971年)
- 50) Stoker, D. J., Balent, R., DESIGN OF THE ATOMICS INTERNATIONAL FAST BREEDER DEMONSTRATION PLANT, 71-NE-16, ASME Conf. on Fast Reactor (March, 1971)
- 51) AI., 1000-MWe LMFBR FOLLOW-ON STUDY, AI-AEC-12791, 12792, 12793 (1969)
- 52) B. W., 1000-MWe LMFBR FOLLOW-ON STUDY, BAW-1328, 1331 (1969)
- 53) G. E., 1000-MWe LMFBR FOLLOW-ON STUDY, GE-5676, 5769 (1969)
- 54) W. H., 1000-MWe LMFBR FOLLOW-ON STUDY, WARD-2000-90, 97 (1969)
- 55) Dieckamp, H., et al., DEVELOPMENT AND TESTING OF SODIUM COMPONENTS P/044, 3 (1971)
- 56) Kirk, J., et al., TWELVE YEARS OPERATING EXPERIENCE ON DFR (Dec. 1970)
- 57) Kirk, J., RADIOACTIVE MAINTENANCE ON DFR
- 58) Yevick, J. G., FAST REACTOR TECHNOLOGY, Plant Design, M.I.T. Press (1966)
- 59) Mummery, P. W., et al., REVIEW OF EXPERIENCE RELEVANT TO THE OPERATION OF COMMERCIAL FAST REACTOR P/472, 10 (1971)
- 60) 望月 ジュネーブ会議質疑応答集 発行予定
- 61) 平山, 望月ほか, 海外出張報告 SN.241 71-53, 72 (1971)
- 62) Mummery, P. W., et al., P/472, 11 (1971)
- 63) 平山, 望月ほか, SN. 241 71-53, 70 (1971)
- 64) Cartwright, H., P/481, 2 (1971)
- 65) Leipunskii, A. I. et al., EXPERIENCE IN FAST REACTOR OPERATION AND DESIGN IN THE USSR P/750 (1971)
- 66) Vendryes, G., et al., P/583, 2 (1971)
- 67) 平山, 望月ほか, SN. 241 71-53, 71 (1971)
- 68) ibid. 70
- 69) Stohr, M. Interatom との私信 (1971)
- 70) 平山, 望月ほか, SN. 241 71-53, 34 (1971)
- 71) ibid. 87
- 72) Fogagnolo, G., Pierantoni, F., THE ITALIAN FAST REACTOR PROGRAMME,

P/175 (1971)

- 73) Dieckamp, H., et al., P/044, 4 (1971)
- 74) Slember, R., DEVELOPMENTS IN HIGH-TEMPERATURE DESIGN CRITERIA, ASME Conf. on Fast Reactor, Palo Alto (March 1971)
- 75) Dieckamp, H., et al., P/044, 2 (1971)
- 76) Cohen, K., REVIEW OF FACT REACTOR OPERATING EXPERIENCE, Internat'l Conf. on Fast Reactor, ANS-CEA, Aix-en-Provence, (1971)
- 77) Vendryes, G., et al., PRESENT STATUS AND PREDICTED DEVELOPMENT OF FAST BREEDER IN FRANCE, P/583, 7 (1971)
- 78) Cartwright, H., et al., P/481, 5 (1971)
- 79) *ibid.* 8
- 80) Leipunskii, A. I. et al., P/750, 19 (1971)
- 81) 平山, 望月ほか, SN 241 71-53 42 (1971)
- 82) Guthmann, E. A., et al., THE FAST BREEDER DEVELOPMENT PROGRAM OF THE CONSORTIUM SNR P/369, 3 (1971)
- 83) *ibid.* 10
- 84) Hobson, R. G., STANDARD REQUIRED FOR LMFBR DESIGN AND CONSTRUCTION, ASME Conf. on Fast Reactor, Palo Alto (March 1971)
- 85) Hallett, W. J., THE ROLE OF THE NATIONAL LABORATORIES IN THE RDT STANDARDS PROGRAM, ASME Conf. on Fast Reactor (1971)
- 86) Fidrych, L. F., et al., THE ADAPTABILITY OF LWR QUALITY ASSURANCE STANDARDS TO THE LMFBR, 71-NE-9, ASME Conf. on Fast Reactor (1971)
- 87) Dieckamp, H., P/044, 5 (1971)
- 88) Lingafelter, J., QUALITY ASSURANCE: A REALISTIC APPRAISAL, Nuclear News, 19 [5], 40 (1971)
- 89) Bernsen, S. A., NUCLEAR CODES, STANDARDS AND QUALITY ASSURANCE IN THE UNITED STATES, Nuclear Eng'g Internat'l, 551 (Aug. 1971)
- 90) Leipunskii, A. I., et al., P/750, 19 (1971)
- 91) Carle, R., et al., PHENIX-FIRST FRENCH FAST NEUTRON POWER STATION P/584, 2 (1971)
- 92) 大山ほか, THE PROGRAM AND THE PRESENT STATUS OF FAST BREEDER REACTOR DEVELOPMENT IN JAPAN, P/819, 5 (1971)
- 93) Campbell, R. H., PROGRESS ON THE PROTOTYPE FAST REACTOR (PFR), IAEA-SM-130/12, Proceedings on Symposium MONACO, (March 1970)
- 94) W. Häfele, BASIC PROBLEMS OF THE DEVELOPMENT OF FAST BREEDER

REACTORS, Internat'l Conf. on Fast Reactor, ANS-CEA, Aix-en-Provence (1971)

- 95) Nucleonics Week , Geneva Special (Sept. 15 1971)
- 96) 動燃団, 常陽安全審査書, 原子炉設置変更許可申請書 添付書類10, (昭44-6-30)
- 97) Kintner, E. E., et al., STATUS AND EXPERIMENTAL PROGRESS IN THE LMFBR PROGRAM, P/045 (1971)
- 98) 平山, 望月ほか, SN 241, 71-53, 12, 13 (1971)
- 99) Farmer, F. R., A REVIEW OF FAST REACTOR SAFETY, Internat'l Conf. on Fast Reactor, ANS-CEA, Aix-en-Provence (1971)
- 100) 平山, 望月ほか, SN 241, 71-53, 63 (1971)
- 101) Leipunskii, A. I., P/750, 8 (1971)
- 102) 平山, 望月ほか, SN 241, 71-53, 80 (1971)
- 103) Carle, R., P/584, 3 (1971)
- 104) Lagrange, M., STRUCTURAL DESIGN AND ASSEMBLY OF THE PHENIX REACTOR, Nucl. Eng'g Internat'l, 559 (July '71)
- 105) Bowles, L. F., et al., THE DEVELOPMENT AND MANUFACTURE OF SOME IMPORTANT COMPONENTS FOR THE PROTOTYPE FAST REACTOR AT DOUNREAY, P/482 (1971)
- 106) Cartwright, H., P/481, 4 (1971)
- 107) Laithwaite, J. M., Taylor, A. F., HYDRAULIC PROBLEMS IN THE PFR COOLANT CIRCUIT, IAEA-SM-130/11, Monaco (1970)
- 108) Carle, R., SOME IDEAS ON THE EXPERIENCE GAINED DURING THE CONSTRUCTION OF FAST BREEDER REACTORS, Internat'l Conf. on Fast Reactor, CEA-ANS, Aix-en-Provence, 8 (1971)
- 109) Carle, R., P/584, 4 (1971)
- 110) Vendryes, G., et al., P/583, 8 (1971)
- 111) Cartwright, H., P/481, 5 (1971)
- 112) Bowles, L. F., et al., P/482, 2 (1971)
- 113) Carle, R., Internat'l Conf. on Fast Reactor, Aix-en-Provence, 5 (1971)
- 114) 平山, 望月ほか, SN 241, 71-53, 51 (1971)
- 115) Adda, Y. G. et al., PHENIX DESIGN AND PRELIMINARY STUDIES ON 1000 MWe FAST REACTOR, 71-NE-18, ASME Conf. on Fast Reactor (1971)
- 116) Carle, R., et al., P/584, 5 (1971)
- 117) Leipunskii, A. I., P/750, 15 (1971)
- 118) 平山, 望月ほか, SN 241, 71-53, 58 (1971)
- 119) Vendryes, G., et al., P/583, 3 (1971)

- 120) Vautrety との私信 (1970)
- 121) 平山,望月ほか, SN 241, 71-53, 49 (1971)
- 122) Kintner, E. E., P/045, 7 (1971)
- 123) Dieckamp, H., P/044, 9 及び 13 (1971)
- 124) Cartwright, H., P/481, 7 (1971)
- 125) Mummery, P. W., et al., P/472, 3 (1971)
- 126) Vendryes, G., et al., P/583, 9 (1971)
- 127) Dieckamp, H., P/044, 5, 12 (1971)
- 128) 平山,望月ほか, SN 241, 71-53, 69 (1971)
- 129) ibid. 74
- 130) Laithwaite, J. M., et al., SODIUM PUMPS FOR FAST REACTORS IAEA-SM-130/10,  
Symposium MONACO (1970)
- 131) Scott, R. W., PFR COMPONENT, Nuclear Eng'g Internat'l, 676 (Aug. 1971)
- 132) Befne, J. L., et al., CIRCUITS AND MAIN COMPONENTS, PHENIX, Nucl. Eng'g  
Internat'l, 567 (July 1971)
- 133) 平山,望月ほか, SN 241, 71-53, 37 (1971)
- 134) Dieckamp, H., P/044, 7, 12 (1971)
- 135) 平山,望月ほか, SN 241, 71-53, 29 (1971)
- 136) Scott, R. W., 650
- 137) 平山,望月ほか, SN 241, 71-53, 75 (1971)
- 138) ibid. 38
- 139) Taylor, D., PROTOTYPE FAST REACTOR HEAT-TRANSPORT SYSTEM, IAEA-SM-  
130/52 MONACO (1970)
- 140) Barclay (UKAEA) との私信
- 141) Dieckamp, H., et al., P/044, 8 (1971)
- 142) Gimera, R. J., ALCO/BLH STEAM GENERATING EXPERIENCE IN THE SCTI,  
IAEA-SM-130/65, Proceeding of a Symp., Monaco (1970)
- 143) Goldmann, K., EXPERIENCE WITH SODIUM-HEATED STEAM GENERATOR,  
71-NE-15, ASME Conf. on Fast Reactor, Palo Alto (1971)
- 144) Hobson, R. G., Eilbeck, E., LMFBR STEAM-GENERATOR DEVELOPMENT AND  
TESTING, IAEA-SM-130/63, Proceeding of a Symp., Monaco (1970)(Westing-  
house)
- 145) Sturiale, L. A., LMFBR STEAM GENERATOR DESIGN AND DEVELOPMENT,  
ASME Conf. on Fast Reactor, Palo Alto (1971) (Westinghouse)
- 146) McDonald, J. S., SODIUM-HEATED MODULAR STEAM GENERATOR DESIGN AND

- DEVELOPMENT, 71-NE-10, ASME Conf. on Fast Reactor, Palo Alto (1971)  
(Atomics International)
- 147) Muenchow, H. O., ARMSTRONG III, R. C., A 1000 MWE LMFBR STEAM GENERATOR, 71-NE-13, ASME Conf. on Fast Reactor, Palo Alto (1971)  
(Combustion Engineering)
- 148) Barratt, R., et al., SELECTION OF THE STEAM GENERATOR FOR THE PROPOSED 350 MWE DEMONSTRATION PLANT, 71-NE-5, ASME Conf. on Fast Reaction, Palo Alto (1971) (G.E.)
- 149) Probert, P. B., DESIGN OF LARGE SODIUM HEATED STEAM GENERATORS FOR LMFBR SERVICE, ASME Conf. on Fast Reactor, Palo Alto (1971) (B. and W.)
- 150) Scott, R. W., PFR COMPONENT, Nucl. Eng'g Internat'l, 648 (1971)
- 151) Tayler, D., PROTOTYPE FAST REACTOR HEAT-TRANSPORT SYSTEM, IAEA-SM-130/52, Monaco (1970)
- 152) Bowles, L. F., P/482, 5 (1971)
- 153) Cartwright, H., P/481, 3 (1971)
- 154) 平山, 望月ほか, SN 241, 71-53, 71, 70 (1971)
- 155) Mummery, P. W., et al., P/472, 4 (1971)
- 156) Vendryes, G., et al., P/583, 7, 9 (1971)
- 157) Milliat, J. P., et al., LE CIRCUIT D'ESSAI DE GENERATEURS DE VAPEURS CHAUFFES AU SODIUM (C.G.V.S. 50 MWth), P/812 (1971)
- 158) Robin, M. G., et al., DEVELOPPEMENT EN FRANCE DES GENERATEURS DE VAPEUR CHAUFFES PAR SODIUM LIQUIDE, IAEA-SM-130/31, Monaco, (1970)
- 159) Leipunskii, A. I., et al., P/750, 9 (1971)
- 160) ibid. 20
- 161) Guthmann, E. A., et al., P/369, 4, 5 (1971)
- 162) Carle, R., ANS-CEA, Aix-en-Provence.会議, 7 (1971)
- 163) 平山, 望月ほか, SN 241, 71-53, 74 (1971)
- 164) ibid. 75
- 165) ibid. 5
- 166) Watkins, B., et al., THE USE OF STABILIZED STEELS IN THE PFR CIRCUIT, IAEA-SM-130/15, Monaco (1970)
- 167) 平山, 望月ほか, SN 241, 71-53, 27 (1971)
- 168) Leipunskii, A. I., P/750, 7 (1971)
- 169) 平山, 望月ほか, SN 241, 71-53, 70 (1971)

- 170) Dieckamp, H., P/044, 14, 15 (1971)
- 171) 平山, 望月ほか, SN 241, 71-53, 51 (1971)
- 172) Weissert, L. R., IN SERVICE INSPECTION OF NUCLEAR REACTOR COOLANT SYSTEM, REACTOR TECHNOLOGY 14 [1] 44 (1971)
- 173) ASME, Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI
- 174) Cartwright, H., P/481, 3 (1971)
- 175) Jacobi, W. M., LMFBR Demo. Plant Design; 1971 Electric Utility Eng'g Conf., Subject 6, (1971)
- 176) Gajewski, W. M., et al., FFTF, COMPANION TEST AND DEVELOPMENT FACILITY FOR THE LMFBR PROGRAM, ASME Conf. on Fast Reactor, Palo Alto, 6, (1971)
- 177) Guthmann, E. A., P/369, 7 (1971)
- 178) 平山, 望月ほか, SN 241, 71-53, 35 (1971)
- 179) Mummery, et al., P/472, 7 (1971)
- 180) 平山, 望月ほか, SN 241, 71-53, 79 (1971)
- 181) 動燃団: 動力炉技報 Ⅱ 2, 71 (1971)
- 182) 平山, 望月ほか, SN 241, 71-53, 42 (1971)
- 183) Dieckamp, H., et al., P/044, 12 (1971)
- 184) Carle, R., P/584, 6 (1971)
- 185) Scott, R. W., PFR COMPONENT, Nucl. Eng'g International 650 (1971)
- 186) Lagrange, M., STRUCTURAL DESIGN AND ASSEMBLY OF THE PHENIX REACTOR Nucl. Eng'g. Internat'l 563 (July, 1971)