

分 領

本資料は 年 月 日付けて登録区分。
変更する。

2001.7.31

【技術情報室】

海 外 出 張 報 告 書

Bologna, Italy

1978. 4. 10~4. 14

“International Symposium on Design,
Construction and Operating Experience
of Demonstration Liquid Metal Fast Reactor”

1978年11月

動力炉・核燃料開発事業団

この資料は動燃事業団の開発業務を進めるため、限られた関係者た

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)

要 旨

1978年4月10日から4月14日までイタリア北部の Bologna 市で国際原子力機関 IAEA 主催の "International Symposium on Design Construction and Operating Experience of Demonstration Liquid Metal Fast Reactor" と称する高速増殖炉の国際シンポジウムがイタリアの CNEN の協力で開催された。

会議には27ヶ国から425名が参加し、地方のイタリアを除くとフランスが最も大部隊の80名を送りこんできた。

日本からの参加者は動燃からの3名の他に科学技術庁・山田氏（現東電）、FBRエンジニアリング事務所・川上氏、三菱重工・舞田氏、日立製作所・鈴置氏、三井造船・小関氏が各々参加した。

会議終了後、西独を訪問し、カールスルーエ研究所で KNK-II の討論及び見学、インターモ社でポンプ、IHX、SG に関する討論と施設の見学を行なった後、カルカーナで SNR-300 の建設工事を視察した。

以下に国際会議で得た情報ならびに印象と以後の施設訪問で得た情報を述べる。尚、会議の Proceeding も間もなく送付されてくると思われるので、見出し代りにほぼ全 paper の抄訳を付記したので、参考になれば幸いである。

高 速 増 殖 炉 開 発 本 部

苦 米 地 顯

松 野 義 明

金 森 昭 士

目 次

概 要	1
1. IAEA シンポジウム	1
2. 会議の全体的印象	5
3. 参加人員及び発表論文	5
4. 施設訪問	7
(1) K N K - II	7
(2) INTERATOM	8
(3) S N R - 3 0 0	10
5. 海外出張日程表	11
6. 謝 辞	11
付 錄	13
1. 各 paper の紹介	13
(1) Session I (世界のエネルギー資源とFBRの役割)	15
(2) Session II, IIIA (将来炉の安全性に関連ある運転経験)	41
(3) Session IIIB, IV (1次冷却系)	57
(4) Session V (燃料交換系, 計測制御, 保守)	77
(5) Session VI (2次冷却系)	93
(6) Session VII, VIIA (炉心および燃料)	121
(7) Session VIIIB (FBR設計建設の将来計画)	135
2. Time table 及び provisinal program	147
3. 入手文献リスト	157

概 要

1. IAEA シンポジウム

開会は IAEA の副事務総長である Zheludev 氏によって行なわれ、イタリア工業省の Sinesio 氏、CNEN の Clementel 氏、Bologna 市長の Cherardi 氏等から挨拶が述べられた。その中で Zheludev 氏は、現在の見通しでは、改良された熱中性子炉を用いてもウラン資源は遠からず涸渇するであろうこと、ウラン価格が上昇すれば FBR は経済的に熱中性子炉に対抗可能となるであろうこと、プルトニウムの取扱いが問題となっているが解決の方法はあると考えられ、現在国際核燃料サイクル評価（INFCE）の場で検討されていること等を指摘した。以下、各 Session ごとにその概要を示す。

Session I 世界のエネルギー資源と FBR の役割

この Session では最初に IIASA の Häfele 氏の招待講演があった。その論点は、現在の LMFBR の実用化への努力は大いに続けるべきであるが、それに加えて将来 FBR に Th を用いた場合に生産される U²³³ を LWR が燃料として利用して電力生産用に運転を続けることができようということ、その際、FBR の転換比の高いことは U²³³ の生産に利用し、熱出力は水素生産に利用し、できた水素からメタノールや人工ガソリンなどの液体燃料の製造にあてる事ができよう、ということであった。

次いで FBR を開発中の主要 7 カ国からの招待論文を、フランス CEA の Mégy 氏がとりまとめて紹介し、その後で各国からそれぞれ 10 分程度の Statement が行なわれた。この Mégy 氏の講演は FBR 開発の現状を非常に良くとりまとめたもので、ある意味では今回の会議の要約といつても過言ではない。この講演の中の幾つかの要点を以下に示す。

- ① 商用的な FBR を作るのに特別な技術的難題は見当らない。
- ② Na は容易に取扱うことができ、圧力がないことは非常に楽なことである。
- ③ 混合酸化物が一般に燃料として使われているが、試験用燃料ではすでに 20% の燃焼度が達成されている。
- ④ 増殖比が実際に実証され、確認されている。

今後実用化する上で重要なことは次のとおりである。

- ① R & D を含めて実用化にはまだかなりの努力が必要である。
- ② 燃焼度は平均で 100,000 MWD/T 位に上げねばならぬ。

③ 燃料サイクルを確立せねばならぬ。

④ 安全性の研究も重要である。

各国の Statement とは添付の各論文の紹介を参照してもらうとして、ここではアメリカの DOE の Staker 氏が、現在のアメリカにおける論争は、FBR が必要か否かの論争ではなく、核分裂エネルギーは必要であるけれども、何時 FBR が必要なのかという必要時期に関する論争であり、しがたって FRR が必要だという時期が決められたらそれが実現できるよう研究開発は続けるのだと述べていたことを紹介しておく。

Session II, IIIA 将来炉の安全性に関連ある運転経験

この Session では運転中の各国の炉、PFR, Phénix, KNK-II, BN-350 等の経験が報告された。興味ある事実としては、PFR および Phénix で Np^{239} による反応度効果がはつきり観測されており、計算値と対比されて報告されたことである。これらの運転経験からいい得ることは、FBR の核的諸性能は充分予測が可能であり、炉心の制御は LWR よりも容易であり、単純であるということである。

Session IIIB, IV 1次系

この Session では、Phénix と Super-Phénix の 1 次系、BN-350 と BN-600 の 1 次系の比較並びに BN-350 におけるループ型設計の問題点から BN-600 のプール型設計へと転換した理由、FFT の現況、BN-350 の IHX の問題点等が報告された。それらの報告を要約すると次のようになる。

- ① ループ型、プール型の 1 次系の問題点はそれぞれ異っており、ループ型では大口径配管、プール型では上部構造等が問題である。
- ② 従来単純と考えられていた IHX は難かしい機器と認識されるに至った。
- ③ 長期間の炉の運転後でも、1 次系の機器の補修が比較的容易にできることが実証された。

Session V 燃料交換系、計測制御、保守、カバーガス系等

ここでは Session の題名のごとく種々の問題が論ぜられたが、それらを要約すると次のようになる。Rapsodie のプラグの引抜経験および Phénix の IHX の引抜修理の経験から、ここでも FBR の機器は長期間の炉の運転後も比較的容易に保守補修し得ることが、具体的に示された。燃料交換系については、交換時間の短縮、建設費、技術的問題点から見て、将来の燃料交換方式としてはキャスク方式ではなく、シート方式等の方が優れていると考

えられることが示された。

Session VI 2次系

この Session の要点をまとめると以下のようになる。

- ① ループ型設計はもちろんあるが、ブール型設計でも2次系の大口径配管の問題は重要な問題であり、CDFRではBellowsの使用が提案されている。
- ② 日本と西ドイツから温度の不均一によるNa主循環ポンプの故障とその解決について報告された。ポンプに関する現在の技術は良好である。
- ③ PhénixのIHX、オランダにおける試作IHXの経験は、IHXが決して簡単な機器ではないことを示している。
- ④ イギリスおよびソビエトの蒸気発生器の故障経験から、小型モジュールの蒸気発生器を指向する動きがある。ただし反面Super-Phénixでは1ループ1蒸気発生器の考え方を採用している。
- ⑤ 蒸気発生器の型式については、直管、ヘリカルコイル、U型管等、種々のものが運ばれており、1つの型に絞られる傾向は見られない。
- ⑥ 各国とも蒸気発生器には設計基準事故を想定しているが、現在想定している事故は非常に保守的な事故となっている。
- ⑦ 今までの経験から、実証炉であるSuper-PhénixおよびCDFRにはNaによる再熱は採用されていない。

Session VII, VIII A 炉心および燃料

この Session では主として燃料の挙動が論じられたが、それらはFBR用燃料について明るい見通しを与えるものであった。以下にその要点を示す。

- ① 中性子による燃料ピンのSwellingの問題は、当初非常に心配されたが、現在ではそれほどでもなくなり、集合体自身の設計の問題にむしろ注意が向けられている。そして、集合体の挙動に影響を与えるSwellingと照射クリープに関する詳細な試験が行われている。
- ② Rapsodieでの10%燃焼度の61本ピンの写真が公表され、それによれば、ピンの最高温度は余り違っておらず、また中心孔の大きさに余り関係がない。
- ③ BOR-60では全体の約1%の数のピンが破損したままさしたる困難もなく運転が続けられた。この結果をそのまま大型炉に外挿することはできないかも知れないが、こ

の経験は少くともかなりの数の破損ピンがある状態で将来の商用炉が運転可能であることを示唆している。

- ④ Phénix ではすでに 130 体の集合体が 7 % の燃焼度に達している。
- ⑤ 混合酸化物の燃料ピンは、商用運転に要求される諸事項を満足するであろうと考えられ、FBR の設計の中でも燃料ピンはかなり確立されている部分の 1 つである。

Session VIII FBR 発電所の設計建設の将来計画

この Session では日本を含む 7 カ国から招待論文が提出され、それをとりまとめてイギリスの UKAEA の Moore 氏が講演した。その中で興味ある点を拾ってみると次のとおりである。

- ① 日本およびフランスは輸入エネルギー資源への依存度が高く、FBR を早急に必要としている。これに反しアメリカは早急に必要としていない。
- ② 大型実証炉の大きさは主としてタービン発電機の大きさから決められており、フランスは $600 \times 2 = 1200 \text{ MWe}$ 、イギリスは $660 \times 2 = 1320 \text{ MWe}$ 、ソビエトは $800 \times 2 = 1600 \text{ MWe}$ である。
- ③ 現在のところ、イギリス、フランス、ソビエトはプール型を、西ドイツおよび日本はループ型を目指している。
- ④ 大型実証炉に考えられている蒸気条件は、だいたい $450 \sim 500^\circ\text{C}$ の範囲にある。
- ⑤ 蒸気発生器の型式としては、イギリスが U 型管、フランスがヘリカルコイル型で種々の型が選ばれている。
- ⑥ 大型炉ではプラントの稼動率向上の観点から燃料交換時間の短縮が非常に重要な課題で、2 ルートを有する燃料交換方式も検討されている。
- ⑦ 非均質炉心を実際に採用している国は今のところない。非均質炉心は本当に利点があることが確認されるまでは、採用されることがないであろう。
- ⑧ 原子力反対の社会的影響等が強い国では開発の遅れが見られる。
- ⑨ FBR の利点は、環境に与える影響が少なく、またプルトニウムが不要に多量に蓄積されなくなるという点にもある。
- ⑩ この会議において、FBR は 2000 年頃までには実用化されるであろうこと、そのため各国とも大型実証炉の建設が必要であると考えていること、FBR の技術は着実に実用化に向って進歩しつつあることが認識された。

2. 会議の全体的印象

まず第1にこの会議はカーター大統領の核不拡散政策に端を発した国際核燃料サイクル評価(INFCE)の作業の真最中に開催されたが、FBRの開発がさしたる技術的難題もなく着実に進展しつつあり、1990年代の実用化へ向けて進みつつあることが国際的に認識されたことは注目に値する。

次に各国の開発状況の差異に注目する必要がある。すなわちエネルギーの70%を輸入しているフランスは世界に先駆けて1200MWeのSuper-Phénixを建設中であり、またソビエトも大型炉BN-1600の設計を本格的に開始した模様である。西ドイツの原型炉SNR-300は許認可手続の遅延で建設が遅れており、イギリスは電力需要の伸び率の低下からCDFRの建設をまだ決定していない。周知のようにアメリカでは大統領と議会の間で原型炉CRBRの建設をめぐって激しい論争が続いているが、CRBRの建設が中止か継続かまだはっきりしていない。このようにFBR開発の現状は国によってかなり異なっている。

第3にフランス、イタリア、西ドイツを中心とするベルギー、オランダのFBRの開発に関する国際協力は着実に進展しているようで、今後が注目される。

今回の会議に出席して、種々の人達の真剣な議論を聞きながら、改めてわが国のFBRの開発の実情を考え、反省すると同時に、新たな努力が必要なことを痛感した。

3. 参加人員及び発表論文

(1) 参加人員

参加国は世界各国から27カ国で、国別参加人員では主催国のイタリアを除くと仏が大部隊の80名を送りこんでいた。またEO6カ国とイギリスで全参加者数425名の内346名を占め、アメリカが発言を控えた事もあってEO主催の会議の感があった。国別参加者は次の通り。

参加国(27カ国、425名)

イタリア (165)	オランダ (20)	ソ連 (7)
フランス (80)	スペイン (13)	スイス (3)
西独 (49)	日本 (8)	ユーロ (3)
イギリス (23)	スウェーデン (8)	トルコ (3)
アメリカ (22)	ベルギー (8)	

各 1 名

オーストリア	カナダ	チェコスロバキア	エジプト
フィンランド	東独	インド	メキシコ
ナイジェリア	ノルウェー	パキスタン	ペルー
ルーマニア			

(2) 発表論文 (52編)

	フランス	西独	イタリア	日本	英國	ソ連	アメリカ
FBRの現状 (7)	1	1	1	1	1	1	1
運転経験 (10)	1	2		1	2	4	
1次冷却系 (8)	1	1	1		1	2	2
燃取機器他 (7)	1	1	1		1	1	2
2次冷却系 (7)	1	1	1	1	1	1	1
燃料・炉心 (6)	2	1	1		1	1	
将来計画 (7)	1	1	1	1	1	1	1
(52)	8	8	6	4	8	11	7

尚、日本からの発表論文は次の通り

Session I 225/76 (苦米地)

Role of fast reactors: past and present

Session II 225/35 (松野)

Test and operation experiences with the experimental
fast reactor "Joyo"

Session VI 225/38 (金森)

Design of Monju heat transport system and the
related R&D works

Session VII 225/84 (苦米地)

Future plans for the design and construction of
fast reactor power stations

4. 施設訪問

(1) KNK-II plant (4月17日, 18日)

1) 現況

- a KNK-Iとして、熱中性子Na. 冷却炉として1971年～1974年まで運転された。
- b 1974年からKNK-II 改造計画が始まり1977年10月に初期臨界に達した。
- c 現在は40%出力までのライセンスを有しており、訪問時は30%出力でタービンバイパス運転中であった。
- d full power のライセンスの得られるのは1978年夏頃になるとの事であった。

2) 設備概要

- a 熱出力 5.8 MWt 電気出力 ~ 2.0 MWe
- b ループ型 最大口径 8"
- c R/V 径 約 2 m
- d 29本 S/A で中心の 7 S/A が test S/A
- e 燃料交換方式 2重回転 plug で ope. floor を走行する。燃料出入機が燃料交換機を兼用
- f S/A を除き、全て材料は ferritic steel

3) 主要な改造工事 (KNK I → KNK II)

a 炉心の変更

S/A の形状 (円筒形→六角柱)

b 緊急炉心冷却系の追加

R/V 及び G/V 間の gap を利用しての N₂ gas による直接 R/V 冷却

c 耐震設計 (構造の強化)

メカニカルスナバの追加 (1次系, 2次系合せて120本)

d 緊急炉停止系の追加

独立二系統

4) 拡足メモ

- a A/C の除熱容量 3 MWX2

- b A/C と S/G の para. installation はもんじゅと似ているものの、S/G

ope 時も全 Na は A/C を通る。

- c. A/C Bypass 弁は redundancy を考慮して2系統設置されている。
- d. R/V 冷却用 gas gap は予熱にも利用されている。但し流れ方向は逆。
- e. 1次系, 2次系とも液面は一定に保つ操作はなく成行きまかせの変動を許している。
- f. mechanical snubber は米国 Pacific Scientific Co よりの輸入品を採用している。
- g. KNK-I で自然循環を実証しており, KNK-II の pump 停止に対する対策はその延長上にある。
- h. pony motor はもたない。自然循環に対する影響を考慮してか pump coast down time は短かい(~ 20 s)
- i. 炉内に於ける自然循環の実証は熱電対で行なっている。
- j. ope. floor より下の雰囲気は原子炉中心を境に半分が N₂, 半分が AIR である。

(2) INTERATOM 訪問 (4月20日)

INTERATOM では pump SG IHX の discussion を行ない, 合せて pump loop 及び原子炉上部機構の試験施設を見学した。

1) pump

- a. SNR-300 の mock up pump として, オランダ Störk 社と西独 KSB 社の2基を試作している。
- b. SNR-300 の実機 pump は Störk 社製のものとなる KSB 社の pump が loop の pump として現在利用してきたが, 近い将来 impeller, diffuser のみを変更して, SNR-II 用の試験に入る予定。
- c. そのため loop の配管を現在の 600 → 1000 m/m に改造中
- d. Hydro static Bearing は störk 社はステライト-6, KSB 社はクロモロイ-5 を両面に盛っている。
- e. Brg Gap は 300 μ, leak flow は設計値の 3 %に対し, 実際は 2.5 %で, 経年変化は認められない。
- f. hot leg pump で leak flow は原子炉に戻している。口径は 10 B, 液面変動は 0.2 m
- g. gas 層における温度差を無くするために gap をつめると同時に, 熱遮蔽板を 5

枚から9枚(特に下段で)に増し下、下端で急激に温度が下がるようにしている。

- h. shield plug 内面で gas 冷却している。plug 下端で~100°C近くまで下がっており、蒸着防止の seal gas は考えていない。
- i. メカニカル・シールは double 装着
- j. pump suction に特殊 180°C elbow を採用し、flow pattern の向上、cavitation の防止を計っている。
- k. pump G/V の縮少化にも有効と思われた。
- l. pump cover gas 壓は 1.55 bar → 1.45 bar に変更(設計圧?)
但し R/V cover gas の運転圧は 1.25 bar との事

2) SG

- a. Interatom では 1974 年の Bayonet (二重管型) の試験以来 SG の R & D は実施していない。
- b. SG も IHX と同様、Interatom の手を離れ、開発の主体は Neraatom (オランダ) に移っている。
- c. SNR-300 の SG DBL は 1 本で、その妥当性の立証上 wastage と whipping の説明が必要である。
- d. whipping については管寄せ部を対象に火薬実験を行ない、その妥当性は説明できている。wastage についてはまだ結論がでていない。(独-オランダ間)
- e. 伝面余裕 10% faulung factor 40,000 kcal/m² h°C
- f. SNR-II に対しての cost survey で、SG 本体については直管 integral の cost-merit を述べている。
- g. 但し、40m の SG の建屋、輸送上の評価は入っていない。一応、SNR-II の SG の reference design は直管 integral type 4 units/loop と考えている。

3) IHX

- a. Hengelo SGTF の IHX (70MW) 解体結果 tie-rod の曲がりが判明した。
- b. 変形は周辺流れ効果によると判断している。
- c. この周辺流れ効果を抑制するため伝熱管の円筒配列を三角ピッチ配管に変更、

shroud の形状を円から六角形に変更している。

- d. D/C 領域への熱流束を抑えるため雰囲気 open の gas 層を設けている。
- e. 軸方向の baffle plate は 12 枚前後の模様。
- f. 現在 Hengelo で full mock up IHX の試験に入っている。(3 weeks ago)
- g. SNR-300 の IHX 3 units / loop, HCDA 時の管板の健全性保証のため。
- h. 尚、前回の IHX vac cleaning 条件は次の通り

400°C 10⁻² torr 10 日間保持

実際は、Na を 400°C で drain, 予熱状態を keep (容器は 200°C)
計算上の保持必要期間は 3 日。

(3) SNR-300 : カルカー (4月21日)

- 1) 建物関係は 95% 完成しているが、ライセンス上の問題で機器の製作、据付は stop している。
 - 2) SNR-300 のライセンスは次の 7段階に分けて実施されてきている。
 - a. Civil
 - b. Containment, Liner
 - c. Auxiliary System
 - d. Elec. & Instrumentation
 - e. Pri. & Sec. Main System
 - f. Fuel Handling System
 - g. Operation
- 現在、c と e で stop している。
- このため完成も大分遅れ、1982年の critical も危ない。
- 3) 据付の完了しているのは、1次及び2次のダンプタンク pump (1次) G/V 及びタービン発電機のみ。
 - 4) タンクの材質は 1次及び2次とも ferritic
タービンは TC2F-3 cy 1, moisture separator 付
 - 5) 冷却系室は pump が中心に坐り、IHX の据付が苦しそう。当初は IHX 3基とは考えていなかつたらしい。

6) Liner, Leak pan は大部できていた。

但し, Leak pan について2次系は大部手を抜く模様。

5. 海外出張日程表

昭和 53 年 4 月 7 日 (金)	羽田発
8 日 (土)	ボロニア着
9 日 (日)	会議出席登録
10 日 (月)	
11 日 (火)	
12 日 (水)	I A E A 会議出席
13 日 (木)	
14 日 (金)	
15 日 (土)	ボロニア発
16 日 (日)	カールスルーエ着
17 日 (月)	カールスルーエ研究所
18 日 (火)	カールスルーエ研究所
19 日 (水)	カールスルーエ発 ケルン着
20 日 (木)	インタアトム
21 日 (金)	カルカ (S N R 3 0 0)
22 日 (土)	ケルン発
23 日 (日)	羽田着

6. 謝 辞

I A E A 発表論文について有意義な配慮をいただいた F B R 三木副本部長, 中井室長, 川島室長代理に謝意を表します。会議後訪問したカールスルーエ研究所, インタアトム, カルカ, いずれでも多大の歓迎をうけました。国際協力室・木下室長, 諸岡室付に謝意を表します。

最後に報告書の作成, 特に文献抄訳に多大の協力をいただいた F B E O 川上氏, 三井造船小関氏に謝意を表します。

付 錄 1

各 論 文 の 要 約

Session I 世界のエネルギー資源とFBRの役割

225/71 世界のエネルギー資源とFBR（招待論文）

(IIASA Häfele 氏)

72 FBRの役割 — 過去・現在

以下 73 ~ 79 の要約 (フランス Mégny 氏)

225/73 フランス (招待論文)

74 西独 (〃)

75 イタリア (〃)

76 日本 (〃)

77 英国 (〃)

78 ソ連 (〃)

79 米国 (〃)

World Energy Resources, Demand and Supply of Energy, and the
Prospects for the Fast Fast Breeder

Wolf Hafele IIASA Laxenburg/Vienna

世界のエネルギー需給

現在の世界エネルギー消費量は約 7.5 TW/年であり、このうち 5.5 TW が石油および天然ガスでしめられており、現時点の確認埋蔵量は約 210 TW·years である。

現在のエネルギー価格は約 2 \$/百万 BTU であり 1960 年代の 4 倍である。これは将来 5 \$/百万 BTU 位までは、需要の増加により今後の 50 年間に値上がりするであろうが、代替エネルギー源（水素や人工メタノール）の台頭によりこれより高くはならないだろう。この上限エネルギー価格を想定すると推定埋蔵量は 700 ~ 800 TW と考えられる。

また、ウランの埋蔵量を与えるのは非常に困難であるが、一例として、今後の探鉱の見込みも含めた。Alexandrov 等の推定によると 80 \$/kg·u 以下のウランで 15.5×10^6 TON という数字もある。

一方、エネルギー需要の予測も困難で議論の多い所であるが、IIASA では 50 年先の 2030 年の時点には 35 TW に達すると見込み、そのシナリオをくわしく調査している。

2 次エネルギーの形体

現在では、電気で 10 ~ 12 %、液体で 45 ~ 55 %、固体で 10 ~ 15 %、ガスで 20 % となっている。今後 50 年間のこれらの割合を予測するのは容易ではないが、先進国では電気が 20 ~ 30 % に達しよう。ガスも 25 ~ 30 % になろうが、液状の 2 次エネルギーは今後の 50 年間にわたりやはり主体的役割を続けよう。輸送分野はこれに依存するし、低開発国では液状のエネルギーに頼ることになる。

従来の高速増殖炉戦略

FBR は発電用として考えられ、開発されて来た。現在の PuO_2/UO_2 燃料を用いる実証 LMFB 用いると、2020 年以後は主要な原子力発電を FBR がしめ、安価な天然ウランの消費を制限できることになる。

確かにFBRは、実際上無制限に近いスケールでエネルギーを生産することが出来る当面利用可能な唯一の技術である。

新しい高速増殖炉戦略

35 TWの需要のうち、3.7 TW(e)が電気であると仮定し、このうちの0.7 TW(e)が水力、のこりが原子力しかもこの全部が軽水炉によるものと仮定する。

しかし、ここで提案したいのは軽水炉容量の約1.7倍にFBR容量がなった時、FBRは半径方向のプランケット中でU²³⁸の生産に切換えられるということで、換言すれば、LWRがU²³⁸を使用するとすれば軽水炉での電力生産をサポートするのに充分な燃料をFBRが提供できるようになることである。このことは、軽水炉に更にウランを供給しないことですむこととなる。早期にFBRが実用化される場合、これは2030年頃より、おそらくFBRが実用化される場合には2100年頃になる。こうなればFBRの増殖利得は、FBRシステムの拡大に使われるのではなく、発電用軽水炉システムのサポートに使われることになる。

非発電用のFBR

全電力を軽水炉から得た場合、FBRからの熱出力は水素生産に用いられる。

クリーンな2次燃料としての水素があるものと仮定すれば、これを効果的に用いる第一候補はメタノールCH₃OHである。また一旦メタノールが得られれば、あとわずかの追加費用で人工ガソリン(CH₂)_mも生産可能である。これらは炭素のインプットを必要とするが、IIASAの研究では少なくとも100年間は大丈夫である。

このメタノール合成の態形は、石炭を節約し、環境問題を最小限にとどめ、またCO₂問題を軽減させる。

天然ウランの必要量

ここで天然ウランの必要量と埋蔵量にもどる。早期にFBRが実用化される場合は2030年に連続的なウランの供給から解放され、約12×10⁶ TONウランでとどまるのに対し、おくれてFBRが実用化される場合には2100年頃までウランの供給が必要となり、合計累積必要量は30×10⁶ TONに達する。これからも早期にFBRを実用化することが望まれる。

結 論

予期されている安価な石油やガスの不足や、局地的な供給不足に対して、油に代わる液状2次エネルギー搬体が要請されている。FBRは実際上無制限にエネルギーを生産できる現有唯一の技術である。FBRの増殖利得を軽水炉の発電に供給し、またFBRの出力を水素生産に用いることが要点である。更に残存化石資源と一緒に用いてメタノールを5~7\$/million BTUで生産できる。

このような運転により、2030年までには35TWのうちの主要部分を原子力がになうことになる。35TW(t)の1次エネルギー需要のうち、10TW(t)は発電に使われ、8~10TWのメタノールが合成されよう。これに必要なウラン量は80\$/kgまでの世界の推定埋蔵量に大略一致している。

Role of fast reactors: past and present (抄訳)

(A summary rapporteur paper based on invited papers on the same
topic: SM-225/73~79)

J. Megy CEA

最近の世界のエネルギー問題の急激な進展により、石油危機よりも重大なウラニウム危機を回避したいなら、今世紀末までに高速増殖炉が必要であるということは、今やコンセンサスであると思われる。そこで、

— いつ実用高速増殖炉、使用済燃料再処理および燃料製造工場の実現を計るか

— 高速増殖炉の開発はどのように行なうべきか

が問題となる。ここでは7ヶ国から提出された報告にもとづいて、これまでのこの分野での成果を分析することにする。

FBRの必要性

高速炉の開発に着手したすべての国は、これが天然ウランの利用効率を非常に高めるからと考えていることは明らかで、例えば日本の報告では「日本は増殖炉を本当に必要としている国であり、おそらく世界で最も緊急に必要としている」と述べ、90年代中ば迄に商業炉の導入を考えている。ドイツの報告でもウラン需要の分析から高速増殖炉の必要性を結論づけ、商用原型炉を1985年頃、商用炉を90年代始めごろ導入するとしている。イギリスでも他の諸資源との比較からこれが必要という結論になっているが、その導入は1990年、2000年、2010年という3つの方法が考えられている。フランスはその必要を公言しており、1977年のスーパーフェニックス実施決定にその決意が示されている。イタリアについてはスーパーフェニックスへの参加でこの国の関心を知ることができる。アメリカの報告についてだけがこの点の記述がない。

沿革

各国での開発研究は多様なやり方で始まったが、最終的な構想は注目すべき収斂に向っている。

(1) Na 技術, 実験炉, 原型炉, 実証炉

省略 (各国の論文の紹介で概述)

(2) 燃料サイクル

高速炉の発展は燃料サイクルを完結させる再処理設備なしでは考えられない。

英国ではドーンレイに DFR 用再処理工場が建設され、その後 PFR 用に改造された。また、プルトニウム貯蔵量増大を防ぐのに高速炉が持つメリット、高速炉導入により燃料再処理量の減少などを分析し報告している。

西独も燃料サイクル全体を整備する必要性を強調している。

フランスでは、ラプソディーの燃料サイクルが完成しており、ハーグの AT-1 プラントで次々に再処理されており、ハーグとマルクールではフェニックスの燃料再処理が始まった。

(3) 安全性

これまでの経験では、高速炉の安全性はきわめて良好であった。しかし、安全性に関する理論と実験研究が各国で進められ、国際協力関係も結ばれることによって、将来の発電所の設計に役立つ安全性問題に関する集中努力がなされるようになるだろう。

英国の報告が指摘しているように燃料サイクル全体に対するテロリズムから施設を保護することも重要なことである。

現状の要点

主な成果をまとめてみると、次の通りになる。

- 商用的な FBTR を作るのに特別な技術的難題は見当らない。
- Na は容易に取扱うことができ、圧力がないことは非常に楽なことである。
- $UO_2 \cdot PuO_2$ 混合酸化物が一般に燃料として使われているが、すでに 20% の燃焼度が達成されている。
- 増殖率が実際に実証され、確認されている。
- 再処理の実施が確立され、これの実証段階に入ろうとしている。
- 環境の観点から、これまでの高速炉の運転結果は特に良好であった。

だが、まだ未解決な問題を過少評価してはならない。大型機器の開発、高温問題、非常に高いプラント建設費、燃焼度の向上、燃料サイクルの完成、安全性、パブリック・アクセプタンスなどがそれである。

次に各国の進展状況と組織についてまとめると次の通りである。

アメリカはカーター大統領の政策から近い将来の見通しがくだせない。

ソ連は、計画を着々と進めており、BN-600は1980年頃運転予定。

英国での計画はUKAEAの掌中にあり、電力庁、原子力会社、BNFLとも密接な関係にある—ODFRの建設開始決定に先立ち、高速炉の調査が要請されており、エネルギー戦略の方針決定をめぐり固有の在来燃料資源と核燃料案とが拮抗しあっているようである。

1982年にはODFRの建設に入りそうだが、大規模計画の発足は90年代まで遅延しそうである。

日本では原子力委の定めた戦略に従い、PNCが高速炉の開発担当機関となり、これに原研、大学、民間企業などが協力しており、この枠の中で海外との技術交流を計っている。

ヨーロッパでは近年重要な進展があった。フランス、イタリア、西独、ベルギー、オランダの開発努力の調整と諸手段の共同化は着実に実現された。

結論

— 技術的には、我々は今や大型増殖炉の実用段階に突入している。

— 開発機構も、国際協力が現実のものとなっている。

増殖炉がその約束を裏切らず、今世紀の曲り角には人類にとって重大なエネルギー危機の脅威を遠去してくれるものと信ずる。

Le Role Passe et Present des Reacteurs Rapides en France

L'experience Acquise avec Papsodie et Phenix

CONTE, BROSSON, PONTIER

緒 言

1953年にNa技術の研究を始めて以来、フランスにおける高速炉の開発は20年以上を経過した。この間の進歩は次の通りであった。

- 1967年臨界になった実験炉ラプソディは初期出力20MWが、1967年24MWに、1970年には40MWに向上された。
- 250MWの実証発電炉フェニックスは、1973年臨界になり、1974年には商用発電を始めた。
- 1977年には1200MWeのスーパーフェニックスの建設が始まった。

ラプソディー

ラプソディーは運転開始後これまでの10年間充分満足できる運転実績を達成している。液体金属冷却、ブルトニウム燃料の高速炉を商業的に建設し運転できる可能性をラプソディーの実績が示している。稼動率は96%に達し、これまでに全出力で2000日分の出力運転を達成、47回の照射と7500回以上の燃料エレメントの交換に相当する。

主要な機器は大きな信頼性を示した。例えば1次ポンプは運転時間75000時間を越えた。その他Na熱交、純化装置などなんの心配も生じなかった。

困難がなかったわけではなく、例えば炉容器の熱変形、誤操作によるNaの流出などであった。

ラプソディーは、多方面の試験手段として約1000の実験やいくつかの改造を行なった。その主なものは次の通り

- 中性子束を著しく増加させることにより40MWにしたフォルティシモの運転
- 照射周期が40日から60日へ、更に80日に変えられた。
- 制御棒の交換を行なった。
- 現在までに照射された2500本以上の燃料ピンのうち数十本は170000MWj/t,

120 Dpa, 20%の燃焼度に達した。

ラブソディは炉心に関する約40を含め、約70の実験項目で予定しているが、主要なもの
は次の通り。

— 燃料要素の性能限界の研究

— 出力のくりかえし過程での燃料挙動の研究

— 詳細な物理の研究、アセンブリーの熱流体、AEの解析、照射下での流動の研究

ラブソディーは、今後少なくとも10年間は良好な運転を続けるであろう。これから得られる成果は、今後多方面で高速炉の開発に役立つであろう。

フェニックス

フェニックス発電所は1968年終りに竣工、1973年8月31日に臨界に達し、1973年12月13日に最初の電気が電力網に送られ、1974年7月に正式に発電所として認知された。

炉出力は563MWt、総出力250MWeと計画されたが、試験の後600MWt、総出力267MWe、正味出力250MWeとすることができた。

燃料の燃焼度は6%と計画されていたが、試験後75000MWj/t, 9%が適当と認められた。炉心に残されたものは30000MWj/t程度の平均照射量で照射が進行中であり、最大照射量は70000MWj/t, 8.3%を超える。近い将来総燃焼量は100,000MWj/tにできることは疑いない。増殖率は使用済燃料の調査から1.16と報告できる。

超音波によるNa中の視覚化装置は非常に有効な装置であった。

小さら亀裂が蒸気発生器のNa入口管バタフライ弁の溶接部に3回発生し、約1ℓのNaが漏洩した。これにより29日に相当する稼動損失があった。

また蒸気発生器の流量分配機構の高圧水によるエロージョンが4回繰返され改造された。この事故により60日に相当する稼動損失があった。

4年間の運転で最も重要なものは、中間熱交換器の漏洩である。6台のうちの3台にこの事故が起り、2台については各10ℓのNaが漏洩した。2次Naの出口の環状部の熱膨脹差による過度の負荷が原因であった。最初の漏洩が1976年7月に起り、修理は1978年2月に終了した。この間%出力運転が7ヶ月続けられた。

蒸気発生器室での作業は良好な状態で行なうことができた。洗滌と容易な汚染除去が行なわ

れ、作業者が受けた照射線量は 12 rem であった。

この 4 年間の運転は、満足のいくものであった。将来の実用炉をめざし、今後更に研究が続けられよう。

結 論

ラブソディーおよびフェニックスから引出された経験は全体として肯定的である。これを基礎にしてスーパーフェニックスの建設を企てたことは正当であった。これらの活動を通じて、研究と体制作りが発展した。

ラブソディーは C E A によって実現された。フェニックスは、 C E A の指導のもとに, C E A, フランス電力, G A A A からのチームにより実施された。

スーパーフェニックスは発電所の特性に合った組織で実施される。事業主は, N E R S A, E D F, E N E L および S B K であり、原子力蒸気発生装置は N O V A T O M E と N I R A に発注された。

フランスとイタリア間に 1974 年に協定が契約され、その後 1977 年にフランスと西独の間に協定が成立した。これらは西ヨーロッパ 5ヶ国での共同計画化を意味しており重要なことである。

Role of Fast Reactors, Past and Present in FRG

E.Guthmann, G.Kessler, H.Stöhr (FRG)

KNK

20MWeのKNKは、1960年代初に熱中性子Na冷却実験炉としてインタ・アトム社で設計されたが、後日高速炉に変更できるような配慮がなされていた。KFKから固定価格ターンキー契約でインタ・アトム社に発注されたKNKの建設には6年かかり、1972年に完成した。KBRによる初期炉心での成功裡な運転の後1974年秋に原子炉は停止され、燃料は再処理のためフランスに積出された。

1975年、インタ・アトムはKNKを高速炉に改造する工事に着手した。これは、上限付の実費精算契約であった。許認可当局の広範なと追い要求のために、改造には2.5年を要し、KNK-IIは1977年10月10日臨界に達した。

高速炉に対して初めて一般用許認可手順が用いられた。また耐震設計が行なわれた。また、Pu燃料製造、ISI方法、動的および構造解析について特に興味ある経験が得られた。

KNK-IIにより混合酸化物燃料、炉心、計装および機器の原子炉下での試験ができるようになつた。KFKとインタ・アトム社の間で、数年間にわたる試験プログラムが作られている。

SNR-300

西独・ベルギー・オランダ協同の300MWの高速増殖原型炉SNR-300は、1973年以来カルカーナで建設中である。プラントの所有者／運転者はSBKであり、ターンキー契約で機械／電気部分をINBが、土建部分はHOCHTIEFが中心のコンソシアルムが責任を持っている。建屋の建設が最終段階にあり、1978年中頃には終ろう。クレーン、ドレンタンク、リークパン、支持構造、タービン発電機などが据付られている。機器の工場製作は順調に進んでおり、原子炉容器はすでにサイトにあり、ポンプ、IHX、SGは来年には完成する。

ここ数年、許認可当局から課される追加要求によりスケジュールとコスト上の問題が起つて来た。このためすでに計画が数年おくれており、現在のスタートアップの予定は1982年の後半である。

HODAが、design baseのごとく当局から考えられ始めている。多くの解析と試験と設

計変更の要求がある。S N R - 3 0 0 では飛行機墜落、ガス爆発、地震、サボタージュ対策が要求されている。これらの追加要求は、建屋とシステムに広範な改正をもたらした。

将来計画と組織

西独政府は S N R - 3 0 0 の建設と許認可に明確な支持をしており、S B K がスーパーフェニックスの建設およびその後の運転に参加することも支持している。D E M O - plant S N R - 2 の設計および開発が進められている。

現在～将来のF B R研究計画および工業界の展開は、1977年7月5日にフランスとの間に結ばれた協力協定に大きく影響されるだろう。これのねらいは密接かつ長期にわたる研究組織と生産会社の協力関係にある。これは、1974年にフランス、西独、イタリーのコーティリティの間で、スーパーフェニックスと S N R - 2 の建設に関して結ばれた同種の協定に追従したものである。

The Past and Present Role of Fast Reactor in Italy (抄訳)

G. Castelli (ENEL) 他

緒 言

イタリアの高速炉計画はC N E Nで1960年代始めから始まった。初期の研究では、Na冷卻 Th 燃料構想をねらったが、その後U, Pu 酸化物混合燃料Na の冷卻という通常の構想に変えられた。開発の2つのラインは最も重要な機器、燃料要素とSG IC向けられている。

FBR建設のための組織

1974年にE N E L - E D F - R W Eの契約に、一連の契約が追加され、これによって、フランスとイタリアの協力関係はととのえられた。

これらの契約にサインしたものは次の通り。

- C N E N …… 原子力開発促進の国の機関であり、直接研究開発業務を行なう。
- E N E L …… 高速炉の提唱者、運転者
- N I R A …… D₂O炉と高速炉の原子炉部に責任を持つEngineering会社 (FINMECC 65%, AGN 25%, TOSI 10%)
- A G I P N U C L E A R E …… ENIグループの会社、燃料サイクルに責任を持つ
- 主要機器製造に興味を持つメーカー

P E C炉

この炉は1980年代始めに完成が予定されており、燃料開発施設として役立つであろう。また高速炉建設でのイタリアの能力を試すことにもなる。この炉の建設は特別な業務を除き、C N E N からN I R A に委託されている。

最近の契約(1977年6月)により、スーパーフェニックスおよびそれ以後の開発と商用化に対するN I R A とNOVATOME の間の協力関係が確立されている。プラントの主要な注文はN E R S A からNOVATOMEとN I R Aの合弁会社にターンキーで出され、ここから機器が3国のメーカーに発注される。イタリアの産業界はN E R S A に対するE N E Lの比率の参加が許されている。その他の部分についても、装置、システム、労務を合計、プラン

トの総経費の約4%イタリアが担当する。

スーパーフェニックスをサポートする2つの活動がBrasimoneで行なわれている。

○スーパーフェニックス1次ポンプ回転部試験のためのCPV-1ループの建設

○Na／水反応試験のためのSGモックアップをISA-1ループで実施

NIRAIは、直管式SGの開発を進めており、フランスのLes Renardieresで1978年に試験できるようBREDAで50MWモジュールを製作中である。

IAEA-SM-225/76

日本のペーパー (略)

Role of Fast Reactors, Past and Present in the UK

J. Moore (UKAEA, Risley)

UKの高圧炉計画

Pu燃料O出力炉 Zephryは、1954～58年にHarwellで建設され運転された。これで増殖の可能性が確認された。DFRの設計の物理情報を得るために第2のO出力炉 Zeusが1955年Harwellで建設運転に入った。DFRは高速炉の技術的可能性を実証し、高速炉の問題点を明らかにし、また17年間にわたり照射設備として働きつづけた。

DFRは1963年7月に全出力(60MWt)を達成し、その時点では世界で最強の高速炉であった。炉物理、冷却材挙動、機器の性能、金属ウラン燃料の性能に関する情報が得られたほかに、各出力レベルでの安定性と制御の容易性が示された。1977年3月に停止するまでの間の主要な用途は、原型炉と商用炉のためのPuベース燃料のテスト・ベッドであった。混合酸化物燃料ではピーク燃焼度20%に達する試験もやった。DFRの最終運転では通常運転からはるかに離れた条件での安全関連試験が行なわれた。冷却材流量を沸騰が起るまで減少させた。

DFRから250MW(e)のPFRに進む間、技術的に大きな進歩があった。PFRの設計、開発および運転は商用炉のために必要なデーターを提供している。UKでいうCDFR(1320MW)およびその燃料プラントが建設さるべきかということが近々決定されるであろう。この実証段階は高速炉計画を推進して行く前段として信頼性の経験と確信を得るために必要であろう。

原子炉の開発と並行して、UKの計画の中で、高速炉燃料サイクルの開発と実証の必要性が認識されていた。最初にDFRのためにDounreayで燃料の再処理と再加工プラントが建てられた。それからPFRのためにWindscaleで燃料製造プラントが作られ、DFR用再処理プラントが改造された。熱中性子炉燃料処理からの廃棄物の最終処分のためのガラス化プロセスの開発は、高速炉にも適用できる。PFRからの廃棄物処理のためにDounreayでプラント建設が考慮されている。

PFRの経験

PFRを設計するに先立って、商用炉の研究が行なわれ、温度などのパラメーターは上限値をえらび、またPFRがCFRのよいテスト・ベッドになるよう配慮した。

PFRの建設は1967年に始まり、1973年に完成、1974年3月臨界、1975年2月に最初の発電を行なった。しばらくの間3系統のうちの2系統のSGリーグルのためAvailabilityが制限されたが1977年2月全出力が達成された。

運開のおくれはほとんどSGおよび在来蒸気プラント部分が原因であり、1次および2次Na系統のすぐれた性能は最も印象的運転経験であった。高圧で腐食性があり、信頼性のおとる在来部分の蒸気／水プラントに比較した時、Naは取扱いにくい流体であるという神話はくづされた。CDFRにとってこの経験は、適切な寸法の外挿に心をくばるかぎり、1次系・2次系主要機器の設計、製作に確信を与えるものである。

問題点としては特に通常および非通常状態でのNa機器でのサーマルショックや熱サイクル条件に充分注意すべきことが強調された。

1974年10月以来、No.2, No.3 2次系のSGに12のスマール・リーグルが経験された。No.1の系統は無漏洩であった。すべてのリーグルは非常に小さく、水素計で検知され、リーグルがトリップレベルに達する前に炉は停止された。リーグルの保修は、チューブ両端をプラグすることで行なわれた。リーグルの位置決定とプラギングのために接近性を保つことが非常に重要であった。この点はCDFRのSD設計にも生かされよう。

PFRで用いられたSGのU-tubedesignは、管群が容易に取出せる利点を持っており、現に何回も取り出した。

SUS勢SHおよびRHの管／管板溶接部のスマール・リーグルはSCCによる管板への割れ進行が原因であった。この原因は基本的なものだったので、CDFRではフェライト鋼に変更することにした。選択されたCDFRのEV, SHの材質は9%Cr鋼でありAGRのSGで確立済の材料である。U-tubeの概念は継続され、Na／水蒸気境界の溶接部をなくすこととした。またCDFRではNa容器をへらすために蒸気再熱が用いられる。

PFRとCDFRの比較

CDFRの設計はPFRのそれをベースにしているが、2基の発電機で1320MWの電気出力が得られるようスケール・アップされている。スケールアップは機器の数を多くすること

VCより行なわれており、これによってPFRからの外挿を小さくおさえている。

熱応力問題の軽減と、SHに9%Cr鋼使用のために温度が下げられた。格納容器にはPSコンクリートを用いることとした。以下比較表を示す。

主要パラメーター	PFR	CDFR	熱的パラメーター	PFR	CDFR
電気出力	250MW	1320MW	燃料定格	420w/cm	420w/cm
熱出力	600 "	3230 "	被覆管温度	700°C	670°C
原子炉基数	1	1	炉心入口温度	400°C	370°C
燃料アセンブリ数	78	342	"出口温度	560°C	540°C
2次回路数	3	8	蒸気温度	540°C	490°C
E V基数	3	16	スケールアップ・ファクター		
SH基数	3	16	1次ポンプ流量	× 2.5	
ターボ発電機数	1	2	IHXパワー	× 4.0	
			EVパワー	× 1.3	
			SHパワー	× 1.0	

Review of Fast Reactor Development in the USSR

L.A.Kochetkov, Yu.E.Bagdasarov (USSR)

BR-2

ソ連で最初のまたヨーロッパで最初の高速炉で、出力100kW水銀冷却炉で1956年に運転に入り、炉物理研究、腐食、液体金属伝熱研究などが行なわれた。

BR-10

5MW(t)の実験炉であり、BR-2と記録的早さで入れ換えられ1958年運転に入った。最初の数年の運転でこの技術の正しさが示された。低出力にもかかわらず、実証炉に近い基本的パラメーターを得ることができた。BR-5で初めて達成された成果を列記すると、

- (i) 酸化物および炭化物燃料の運転経験、11%の燃焼度の達成
- (ii) 腐食物、分裂成生物で汚染されたNaループ運転経験、破損燃料の検出法
- (iii) 分裂成生物のNa中からの除去と1次系の除梁経験

1971~73年の間、BR-5は改造され、出力は10MWに増強された。現在は、構造材の中性子照射効果、燃料試験、吸収材試験が行なわれており、ループ部分では分裂生成物および腐生成物の挙動、Naからこれらを除去する法、Na中不純物のコントロール法の研究が行なわれている。

BOR-60

熱出力60MWのBOR-60炉は1969年に運転開始した。3ループ設計となっており、空冷熱交とSG/発電との並列除熱が可能である。

炉の主目的は将来の大型炉に近い条件での燃料試験とSGモデルの試験であり、両方共順調に進んでいる。特にBN-600用燃料試験が行なわれ、30MW Coiled tube SG (BN-600用の1変形)の寿命試験が約20,000時間行なわれた。チェコスロバキア製のSingle-pass SGの寿命試験が終ろうとしており、BN-600で用いるために設計されたSingle-pass SGの試験準備が進んでいる。

BOR-60は、材料研究に重要な道具となっており、また多くの安全性問題の研究もこれで

行なわれている。

BFS-2 設備

動力炉の炉物理とNa技術の一層の研究のため、BOR-60の設計と並行して、世界一大きな炉物理研究設備BFS-2が1970年に運転に入った。これは3000~4000MW級の動力炉のfull scaleアセンブリー試験ができるものである。また1971年にはBFS microtron complexが運転に入った。

BN-350

1973年7月に、世界で最初の高度実証炉BN-350が運転に入った。この炉の運転経過は次の通り。

1. 1972年11月29日 炉の物理的起動
2. 1973年7月16日 出力運転
3. 1973~75年 300MW(t)までの出力運転、核熱特性試験、SG6基のうちの5基の点検とオーバーホール
4. 1976年~現在 650MW(t)の運転による発電と脱塩

1976年3月以来SGに関する非常事態はないし、1基については最初から約35,000時間最大 1×10^6 kcal/m²hという高熱流束で無欠陥運転が続いている。またここ2年間88%以上のAvailabilityであった。

次の点は、高速炉開発の立場からBN-350の運転結果として重要である。

1. 計算結果と実験結果との良い一致
2. 燃料被覆材の欠陥なしに最大6.6%の燃焼度の達成
3. 1次系機器とシステムの良好な運転成果
4. 安全保護装置の良好な作動、特に大リーグのためのSG保護装置
5. 放射線の観点から、装置全体および環境が非常にクリーン
6. 1次系、2次系およびSGの汚洗・洗浄と保修に関する広範かつ積極的経験

BN-600炉

BN-600の開発には、BN-360にくらべ高い性能がエンジニアの要望により取り入

れられている。すなわち、高いNa温度と蒸気条件、高燃焼度、長い燃料交換間隔、などである。大きな信頼性と安全性を得るため、1次系の1体化構造、Sectional Three-module Single-pass SG、かなり簡略化された非常冷却系が採用された。

BN-350の起動、調整、初期出力運転の経験から、最近BN-600について多数の設計変更が行なわれた。BN-350では、Naが1m³のコンテナーで運ばれ、コンテナー当たり3kgのパラフィンを含んでいた。これにともなう困難が改善された。SGの水リーグ検知システムが、感度と応答時間で変更され、現在 0.5×10^{-5} wt %, 2minとなっている。漏洩Naによる火災を局所化する方法として、BN-600ではシールのある金属底板とオーバーフロータンクを用いることとした。

BelyovarskサイトでのBN-600の建設状況は次の通りである。

1. 主容器とstand-by容器の溶接と耐圧試験は終った。現地組立の貴重な経験を得た。
2. 容器内のベース・プレートと遮蔽工事が終了した。
3. 2次系のポンプとコールド・トラップが据付られ、2次系主要配管組立てが終った。
4. 補助Na系が組立てられた(Na受入タンク、補助ポンプ、導管)。
5. 電気およびモニタリング系統が据付中である。
6. 最初のIHXおよび試験用SGモジュールの製造が、工場でまもなく終了する。

主要な建設・据付作業は、1979年に終了が期待されている。

BN-1600炉

良い増殖特性とBN-600の高いエネルギー効率を組合せて、連続建造のための発電プラントとしてBN-1600が開発中である。BN-1600に関する作業の現状は、炉心、熱設計および装置に関し、最適解を探求している所である。この作業で次の点はすでにきまっている。

- I) 総発電出力は1600MW(e)であり800MW(e)のタービン発電機2基による。
- II) 1次・2次のループ数は4
- III) 蒸気条件およびそれにともなってNa条件

BN-1600では、BN-600で用いたNa加熱による再熱ではなく、蒸気による再熱を行なう。

	BN-350	BN-600	BN-1600
1 電 気 出 力 MW	150(脱塩含まず)	600	1600
2 热 出 力 "	1000	1470	4000
3 热 効 率 %	35	41	40
4 炉心寸法(D/H) cm/cm	150/106	205/75	330/110
5 最大中性子束 n/cm ² ·sec	0.8×10 ¹⁶	1.0×10 ¹⁶	1.0×10 ¹⁶
6 最大燃 燃 度 % heavy atoms	5.7	10	10
7 最大比出力 kW/ℓ	730	840	710
8 燃料交換間隙 月	2	5	4~6
9 炉出口Na温度 °C	500	550	530~550
10 蒸気圧力温度 atom/°C	50/435	140/505 (Na再熱)	140/490~510 (蒸気再熱)

Fast Reactor Operation in the United States (抄訳)

R.R. Smith and D.W. Cissel (ANL, Idaho Falls)

概要

アメリカでは、液体金属冷却高速炉として、EBR-I Clementine LAMPRE, EBR-II, EFFBR, SEFORの6つがある。冷却材としては、Clementine の水銀, EBR-I のNaK, その他のNa, 燃料としてはEBR-I, EBR-II, EFFBR の高濃縮ウラン合金, Clementine の金属Pu, LAMPRE の溶融Pu合金, SEFOR の混合酸化物, 熱除去系としては、LAMPRE とSEFOR の空冷, EBR-I, EBR-II, EFFBR の蒸気/発電, Clementine の水銀/水冷却がある。これらの運転経験はU.S.の増殖炉プログラムに大きな貢献をした。

EBR-1

増殖原理の確認, 液体金属冷却材の可能性評価, 高速中性子系の制御性の実証, NaK/水熱交の運転経験の蓄積, 原子力発電の可能性確立などを目的として, ANLにより設計, 建設および運転が行なわれた。

1964年 MARK-IV の試験が終了後, 炉は停止され, 廃止された。

Clementine

燃料形状が臨界性に与える効果の研究, 物理研究のための高速中性子源, 高速中性子系の制御性評価, およびPuを燃料として用いることに関連した情報を得ることを目的として, Los Alamos Scientific Labで設計, 建設および運転された。

1952年12月, 一本の燃料棒が破損し, 冷却系にPuが入った。また初期の目的をしたのでClementineは閉鎖された。

LAMPRE

高速炉の燃料として溶融プルトニウム合金を使う可能性を示すこと, 2元および3元Pu合金の相対評価を行なうこと, 溶融Pu合金と色々な材料の整合性をしらべることを目的に,

LAMPREはLos Alamos Scientific Labで設計，建設，運転された。

LAMPREは1965年のdecommissioningまで成功裡に運転が続けられた。

E B R - II

E B R - IIは、E B R - Iと商用高速増殖炉との間の中間に位置するパイロットプラントとして位置づけられる。その目的として発電所でのNa冷却高速炉の可能性を示すこと、現地での燃料再処理により、燃料サイクルを完成させる可能性を示すこと、実用的な出力密度の下で炉を運転すること、Na機器の運転経験を積むこと、および金属燃料高速炉の自己安全性を示すことを目的に、E B R - IIはANLで設計、運転されている。

E B R - IIの設計は、全ての主要1次系機器が大きな二重壁タンクの中につかっている、いわゆるボット型になっている。各4500 gal/minの2台の遠心ポンプでNaは循環され、IHXには883°Fで流入し695°Fで出る。1次ポンプ停止時の崩壊熱除去のために500 gal/minのdc電磁ポンプがそなえられている。

2次系はIHXで隔離されており、5000 gal/minのNaがIHXで586°Fで入り、872°Fで出てSGに入る。SGは2基のSHと8基のEVから成る。815°F、1250 lb/in²の過熱蒸気はタービン発電機に入り最大19.5 MWを発電する。

E B R - IIの運転は1963年の運転以来常にスムーズで比較的 trouble-freeである。これまで14年間の運転を続け、今も高速炉条件での燃料・材料の合衆国における照射設備としての任務をはたし続けている。

この3年間のPlant Capacity Factorは、1975年66.1%，1976年76.9%，1977年71.5%であった。

E F F B R (Enrico Fermi Fast Breeder Reactor)

E F F B Rは合衆国におけるNa冷却高速炉商用化の最初の試みであったが、不幸にして機械設計上のエラーから炉心の一部溶融を起し、その他の問題もかさなって復旧費用が所有者・運転者の負担能力を越えてしまい、1972年にプラントの閉鎖に到った。

S E F O R (Southwest Experimental Fast Oxide Reactor)

S E F O Rの設計、建設、運転は酸化物燃料高速炉の安全特性を示す必要から特に急がれた。

設計と建設資金は，Southwest Atomic Energy Associates, KFK, Euratom, GE が出し，研究開発と運転の資金は USAEC が出した。

1969年5月臨界を達成，1971年中頃に即発臨界試験の終了をもって約1年間の CORE-I の試験を終了し，CORE-II に交換された。CORE-II の試験は 1972 年 1 月に終了し，炉は閉鎖された。

Session II
III A 将来炉の安全性に関する運転経験

- II-1 225/1 PFR における反応度係数の測定
D. C. G. Smith 他 (UK)
- II-2 225/13 Phenix における反応度係数の測定
J. Gourdon 他 (CEA)
- II-3 225/68 BOR-60 における運転経験
文献未入手につき省略 (USSR)
- II-4 225/28 KNK-II 及び SNR 300 における炉停止機構
H. W. Glinsky 他 (GKK)
- II-5 225/30 KNK-II の建設運転経験
W. Marth 他 (GF.K)
- II-6 225/35 常陽の運転経験
Y. Matsuno 他 (日本)
- II-7 225/60 BN-350 の運転経験
文献未入手につき省略 (USSR)
- III A-1 225/49 DFR における燃料ピン沸騰実験
D. C. G. Smith 他 (UK)
- III A-2 225/62 BN-350 の炉物理特性の理論的及び実験的解析
L. A. Alekhin 他 (USSR)
- III A-3 225/65 BN-350 プラントにおける放射線安全評価について
O. D. Bukumenko 他 (USSR)

SM 225/1 Measurement in PFR of importance to safety and reactor performance

D.C.G.Smith, C.Crowe 他(英・UKAEA)

(1) 概 要

PFRの炉心の安全及び炉の効率的運転に関連した事項について、特に実験あるいは測定結果をベースに報告する。

(2) 計 算 法

PFRのReactor Physics の計算は多群2次元又は3次元の拡散コード "TIGAR" によって行なっている。これをベースに Computer Bank から作成されている。

(3) 反応度及び反応率

制御棒の炉心での挿入位置は下記の条件の範囲内で flux 分布の歪が最小になるように各燃料交換毎に調整した。

- ① 計画されている出力運転を達成するのに十分な反応度を有すること。
- ② 十分な炉停止余裕を有すること。

また、各燃料集合体の出力を、流量調整の妥当性のために、ラッパ管の温度及び高速中性子照射量を燃料集合体変形防止と燃料の回転計画のために測定した。測定は各燃料集合体の出口温度計及び thimble により反応率のスキャンにより行なったが、温度上昇は 3.7%， Pu^{239} , U^{235} の fission rate は 1.2% の範囲内で実験と計算が一致した。

(4) 制 御 棒 価 値

制御棒は Ta と B_4C の両方を使用しているが、制御棒の相互干渉を考慮して実験と計算の比較を行なった。

(5) 燃 料 交 換 時 の 反 応 度

燃料交換時の誤操作 (outer zone と inner zone 間の誤荷重) を監視するため ±3% で反応度を測定するつもりで 3ヶ所に neutron detectors が設置されていたが、1 チャンネルが故障したため、十分な精度で測定できなかった。

(6) 反 応 度 係 数

Isothermal temperature coef. は約 1.0% 測定値の方が計算値と比較して負の絶対

値が大きくなつたが、この明確な理由はまだ明らかになつてない。

(7) 出力係数

Isothermal temperature coef 及び power coef とも steady state measure menls と dynamic measurememt. の間に若干の相異があり、後者の方が計算値と良く一致している。この相異はドップラーとか燃料の膨張係数ではなくて、むしろ mechanical expansion effects に起因していると思われる。

(8) 燃焼に伴なう反応度変化

燃焼に伴なう反応度変化の推定については Pu^{241} の decay と Np^{239} の build-up の効果が極めて重要で、この補正を行なうことにより、良い一致を見た。

(9) Reactivity Noise

PFRの燃料集合体は free standing core であるが、この燃料集合体の流力振動による外乱、制御棒の振動による外乱、入口ナトリウム温度の変動等に起因する reactivity noise の測定を行なつた。上記第3項は極めて小さく、前2項に対して次の実験式を得た。

$$\text{noise (cents)} = 0.04 \left(\frac{u}{960} \right)^2 \left[1 + 7.9 \frac{R}{R_0} \right]$$

u : pump speed (rpm)

R : rod worth

R_0 : 全挿入位置での rod worth

またスペクトラム解析をしたところピークは 2 Hz であった。

この結果は解析の pessimistic な仮定に基づくものより十分小さい値であった。

(10) FFD

PFRには IHX 入口にバルクの DN 法、各 S/A 出口、DN 法、カバーガスの β プレシピデータ法、 γ スペクトラム法等の FFD の施設があり、バックグラウンドの測定が行なわれた。

(11) 自然循環

3 MW で自然循環の実験を行なつたが、あまり予想した値と一致しなかつた。この原因を解明して、high power で再度確認する必要がある。

II - 2

SM 225/13 Safety aspects of Fast reactor core operation

J. Gourdon (仏 CEA)

Phenixはこれまで約10回の燃料交換を行なっているが、この間の制御棒価値、反応度係数の測定値及び計算値との比較検討が発表された。

これらは炉の出力運転に影響を及ぼす事なく実施された。

II - 3

225/68 Safe operation of the BOR-60 experimental fast reactor in
the power station operation (ソ連)

文献未入手のため省略

SM 225/28 The shutdown systems of KNK and SNR-300

H. W. Glinsky 他 (西独, GfK)

KNK-I から KNK-II への改造に際して、独立 2 系統の炉停止系を設置した。それらの炉停止系はコンポーネント試験、水中試験、Na 中試験、炉内試験等を実施して、その信頼性を確認した。

KNK-II の炉停止系は diversity を考え、各々次の特徴をもっている。

- ① primary の scram coupling (a ball coupling) は回転プラグ上に設置されているが、secondary の scram coupling (a pawl coupling) はナトリウム中に設置されている。
- ② secondary の absorbers は flexibility を増すため、(3 ユニット) の chain から構成されている。

その他特徴的事項として、

- ③ ダンピング機構が上部案内管側に設置されている。
- ④ 加速機構はなく全て重力落下である。

等があげられる。

上記の炉停止系に対して、ナトリウム中で温度、流量、変位等をパラメータに約 1750 回 (実際は 350 回) のスクランム試験を実施した。

スクランム時間の仕様は 1 秒以下である。

Primary についてはデラッチ開始から 66 % ストローク (full stroke 620mm) 挿入までの時間を測定したが、500 ms 程度で温度の影響 ($835^{\circ}\text{K} \rightarrow 475^{\circ}\text{K}$)、流量 ($0 \rightarrow 15 \text{ m}^3/\text{h}$)、変位 ($0 \rightarrow 60 \text{ mm}$) もいずれも約 20 ms ぐらいで非常に小さいものであった。

secondary の方はスクランム時間測定に absorber の下部に機構に達する衝撃波 - 振動を測定して求めたため、約 800 msec 程度であったが流量の影響が大きく、 $0 \rightarrow 15 \text{ m}^3/\text{h}$ で 200 msec 増加した。しかし実際の流量は $6.2 \text{ m}^3/\text{h}$ で約 100 msec の増加になる。

下部案内管と absorber の間隙を大きくとってあるので、バイパスフローが大きく、34 %だけが absorber の中を流れる。

SNR-300では更に diversity を徹底するため、KNK-IIの炉停止系に次の改良を加える。

- ① Primary, secondary 別々の manufacturers が製作する。
- ② Primary は gravity のみであるが、 secondary はスプリング加速する。
- ③ スクラム方向を secondary は下部から上部(upward)とする。
- ④ アニュラス部と absorber 内部の流量配分を改善するため、流量調節機構を設置する。

上記④項は 19 本ピンバンドルの周辺部がアニュラス流量で過冷却されるためと周辺流れ効果が大きいために生じる温度分布の改善を目的として、19 本ピンバンドルの外側にフィルターロッドを設置した。

またアニュラス部の流量を少なくするため、バイパス流量抑制機構を設けた。

この機構はスクラム挿入性を悪化させることなく、制御棒の全ての位置でバイパス流量を抑制することができ、試験の結果では、バルドル部流量を約 30 % から 50 ~ 60 % までに増加できた。

FIRST - SECOND -
SHUT-DOWN - SYSTEM

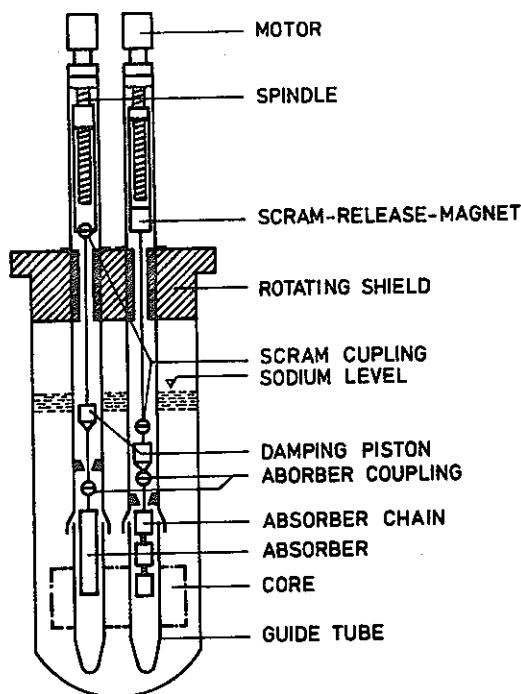


Fig. 1 KNK II Shut-Down-Systems

FIRST - SECOND -
SHUT DOWN SYSTEM

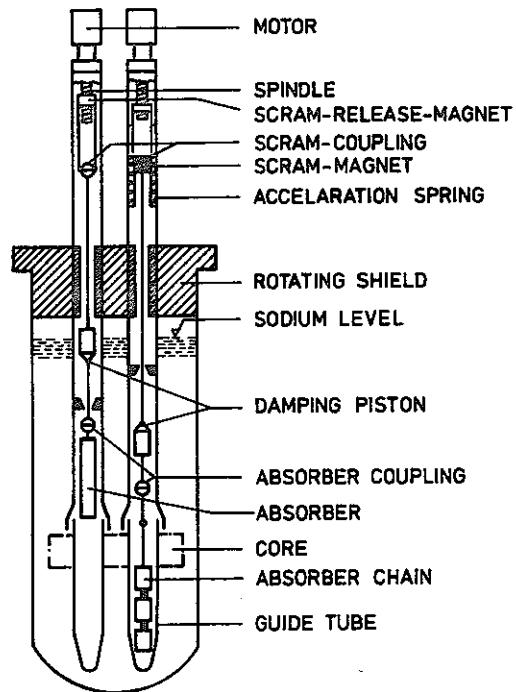


Fig. 5 SNR 300 Shut-Down-Systems

Table I: KNK II Shut-Down-Systems Technical Data

	1st Shut-Down System	2nd Shut-Down System
Number of Units	5	3
Stroke	620 mm	680 mm
Scram Time (410 mm)	< 550 ms	< 540 ms
Max. Scram Velocity	1500 mm/s	1100 mm/s
Control Velocity	0,5 mm/s	-
Reactivity	21,6 \$	6 \$
Absorber Material	B ₄ C with 93 Atom % B ₁₀	

Table III: SNR 300 Shut-Down-Systems Technical Data

	1st Shut-Down-System	2nd Shut-Down-System
Number of Units	9	3
Stroke	830 mm	1050 mm
Scram Time (Full Stroke)	< 700 ms	< 700 ms
Max. Scram Velocity	1800 mm/s	2100 mm/s
Control Velocity	0,7/12 mm/s	-
Reactivity	23,9 \$	10,5 \$
Absorber Material	B ₄ C	

SM 225/30 Construction and aseismic design of KNK-II

(西独, GFK)

KNK-IIはInteratomが設計、建設し、KBGが運転を行なっている。

(1) 設計の概要

KNK-IIはKNK-Iのサーマル, ZrH_2 moderated core から高速炉炉心に変更されたが、2領域29本の燃料集合体から成る。

燃料集合体は直径6mmの211本の燃料要素から成り、ラッパ管の外形寸法はSNR-300とほぼ同一である。

KNK-Iの燃料との外形寸法との相異及びPuの中性子しゃへいのため、新しい燃料取扱機を設置した。

emergency cooling systemとして、2次系に設置されているAC及び水系によるDHR運転のバックアップにR/VとG/V間をN₂ガスで冷却するシステムを追加した。

1次系に配管破損が生じた場合は1次系の隔離弁を閉じてこの冷却系を起動する。起動に30分の時間遅れを想定するとテストゾーンの最高温度は約11時間後に856°Cにホットレグのバルク温度は673°Cに達し以後下降する。

炉心の計装としてDN法によるFFD、各S/A出口の温度計(3T/C/S/A), reactivity meters等がある。

KNK-II変更に際して、耐震設計の強化を行ない、1次系、2次系配管及びSGのboxにスナッパーを設置した。

(2) コミッショニング

コミッショニングは1977年9月にスタートし、1977年10月に初期臨界に達した。臨界量、制御棒価値、温度係数、ボイド係数等は極めて良く実験と一致した。

Table 1

Commissioning KNK II: experimental and predicted values.

	Experiment	Theoretical Prediction
Critical Number of fuel elements	20.6	20 ± 1
Excess Reactivity	6,3 ± 0,3 %	6,5 ± 0,5 %
Shutdown Reactivities		
1st shutdown system	7,1 ± 0,9 %	7,3 ± 0,7 %
2nd shutdown system	3,9 ± 0,3 %	3,6 ± 0,6 %
Temperature coefficient	-5,76 · 10 ⁻⁷ /K	-5,11 · 10 ⁻⁵ /K
Total sodium void Reactivity	-9,7 ± 0,4 %	-10 %

II - 6

SM 225/35 高速実験炉常陽の試験及び運転経験

T. Matsuno 他 (日, PNC)

常陽の総合機能試験、臨界試験及び低出力試験の概要とその主な結果について発表した。

II - 7

SM 225/60 Operating experience of the fast breeder reactor

BN-350 (1972~1977) (ソ連)

(文献未入手につき省略)

DFR を使用して、新燃料と照射済燃料の S/A 内局部沸騰実験を行なった。実験は特殊 S/A を製作し、上部の Na 入口に設けたバルブを中制から操作してナトリウム流量を減少させ沸騰をおこさせた。

最長のものは 24 hrs も沸騰にさらされたが、燃料は健全であった。

この一連の実験を通して

- (I) LMFBR の fuel pin は厳しい事故条件にさらされても極めて durable である。
- (II) 照射及び沸騰を継続しても破損伝播をひきおこすことはない。
- (III) 沸騰が発生するまでの時間は種々の沸騰検出器の時定数と比較して十分長い。
- (IV) thermal noise は沸騰検出 IC 極めて有効である。

の結論を得た。

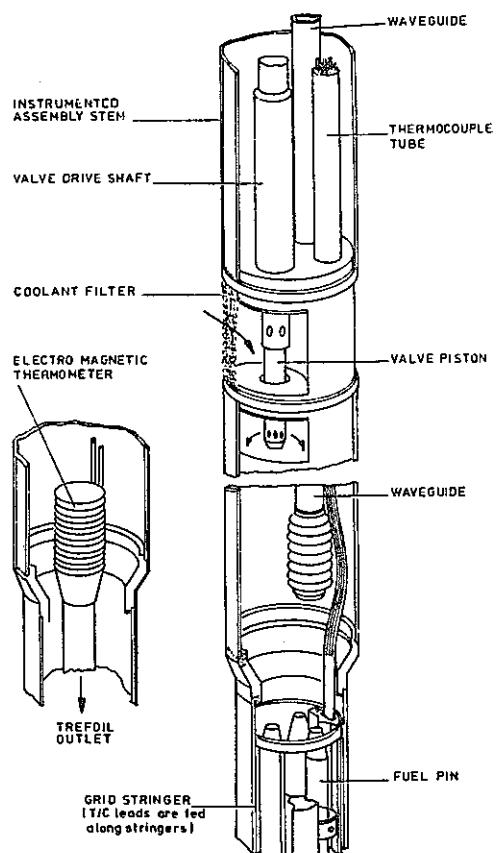


FIG 1 SIMPLIFIED SKETCH OF TREFOIL.

TABLE I - A SUMMARY OF THE DFR SPECIAL EXPERIMENTS

sheet 1 of 2

Rig Ref No. (1)	Brief Rig Description	Boiling History	Boiling Duration	Comments
T522	3 unirradiated prepressurised mixed oxide fuel pins. Max rating, 315 w/cm per pin.	One boiling run at end of run 79. This constituted a lead experiment for the series.	approx 1 hour	Boiling was clearly detected at the time by the constant boiling temp limiting at saturation temp and, retrospectively, by thermal noise analysis; examination of fuel pins showed no sign of damage.
M(b)539/1	18 reference design fuel pins, burnups in range 0-10%, vibro and pelleted fuel, different clad types. Blockage plate covering approx 70% of flow area.	One boiling run but experiment terminated because of severe gas entrainment problems leading to extensive clad failure in the wake region and self induced boiling.		Despite the severity of the conditions to which the rig was subjected (failed pins exposed to hot coolant for the order of 10 days) there was no sign of fuel melting; nor was there any sign of rapid escalation of the fault condition.
T536	3 fat unirradiated spiral wrap mixed oxide pins. Max rating 416 w/cm per pin.	Three boiling runs of approx one hour duration each. On two occasions a self limiting temp excursion was observed. First and second boiling runs approx 1 week apart.	approx 4 hours	Boiling detected by thermal noise and acoustics on line. Examination of fuel pins showed no sign of damage.
M528/1	18 reference design fuel pins at 0, 3 and 6% B.U. One pin contains an artificial defect at its hot end.	Two boiling runs, each run showed similar, steady and repeatable behaviour.	approx 2½ hours	Boiling detected by both thermal and acoustic noise techniques on line at similar rig temperatures. Examination of bundle showed bowing of pins at the hot end and one pin had failed - no signs of clad melting or of any fuel loss.

TABLE 1 - Cont'd

sheet 2 of 2

Rig Ref No. (1)	Brief Rig Description	Boiling History	Boiling Duration	Comments
M(b)539/2	As for 539/1.	Five boiling runs spread over 4 weeks. In the intervals between the first four boiling runs the rig was left at approx 100°C below saturation at hottest point.	approx 4 hours	Boiling detected by thermal noise measurements on line. Examination of rig showed marked bowing of pins at hot end. Six pins had failed with numerous longitudinal cracks one also had a small zone of molten clad. No observable fuel loss.
M528/2	As for 528/1, proportion of pins at differing burnups changed.	Two boiling runs of approx 3 hours duration ten days apart.	approx 6 hours	Boiling clearly detected with thermal noise measurements and consistent results from acoustic noise. Evidence of coolant chugging for outlet temps exceeding 900°C. Non destructive examination shows the pin array to be regular with no obvious pin failures. Swelling and distortion at hot end.
M(b)539/3	As for 539/1.	11 approaches to boiling spread over period of a month. For most runs the period of boiling lay between 2 and 3 hours. A total of more than 7 hours was spent with the rig outlet temp exceeding 900°C with a significant fraction above 960°C.	approx 24 hours	Increase in thermal noise signal with boiling less pronounced although qualitatively the same as in previous rigs. Radiographs of the rig show obvious signs of pin failures with possible fuel loss. During some of the later boiling runs flows were reduced to 75% of their value at boiling inception.
T540	Similar to 522 but pins unpressurised and fuel in pelletted form.	Two boiling runs of approx 1.5 and 3.5 hours duration. Saturation temp was maintained steady at outlet and reached at the midplane.	approx 5 hours	Thermal noise and acoustic noise both indicated boiling. Examination of pins shows distortion but no significant diameter change - no sign of failure of any description.

(1) M represents mini subassembly, M(b) represents mini subassembly with plate blockage, T represents trefoil.

225/62 Theoretical and experimental studies on the physical
characteristics of the BN-350

L. A. Alekhin, A. V. Zvonarev 他 (USSR)

BN-350 高速増殖炉について、特性試験運転時、低出力試験運転時および炉の初期装荷の第1サイクル出力運転時に実施した炉物理的試験の主要な結果を報告している。対象となっているのは、臨界パラメタの測定、計測、制御系の機能試験、温度係数、出力係数、燃焼度係数、各種反応率分布である。解析計算には群定数としてはBNAB-70(БНАБ-70)を用い、各種の計算手法を試みた。本報告ではこれら解析値の相互比較検討を行うと同時に、設計段階で採用した計算手法が、実験データを良く再現していることを示している。

225/65 Use of demonstration fast reactor experience for
radiation safety evaluation in the design of the
BN-350 reactor

O. D. Bakumenko 他 (VSSR)

破損燃料の存在する状態で BN 350 プラントを 650MWt で運転し、1 次系での FP 及び CP の挙動を述べている。

定格出力における Na^{24} の放射能は 14.5 ci/kg Na であった設計値は 17.5 ci/kg Na で、炉心の詳細な組成を考慮すれば実測の 10% 誤差に入るようになる。

Na^{22} については実験値は計算値の % であった。この相異は Na^{23} の ($n, 2n$) 反応のスペクトルの相異による。

300 日照射した場合の構造材の CP の評価は次の通り。

核種	Co^{58}	Mn^{54}	Co^{60}	Fe^{59}	Cr^{51}
ci/cm^3	1.6	2.4	0.18	0.23	3.4
計算値／実験値	1.22	1.64		1.13	1.19

この結果からも判るように Fe^{54} (n, p) Mn^{54} の検討が必要である。

破損燃料がない場合、カバーガスの放射能は Ne^{23} ($T_{1/2} = 40 \text{ s}$) と Ar^{41} ($T_{1/2} = 1.8 \text{ hr}$) によって定まる。これらの線源強さは 0.5 ci/l 及び $20 \mu \text{ ci/l}$ となる。

BN 350 の遮蔽設計は、BR-5, BOR 60 の運転経験に基いて設計されたが、運転期間を通じてカバーガス中のレベルは 0.1 ci/l を越えたことはない、従って設計上は破損燃料は 400 本 (1%) まで許容されているが、実際は 100 本を越えていないといえる。

Session $\frac{\text{III}_B}{\text{IV}}$ 1 次 冷 却 系

- III_B-1 225/11 フェニックス 1次系の運転経験及びスーパーフェニックスの1次系について
B. Vial, M. Thevenin 他 (C E A)
- III_B-2 225/64 BN 350 及び BN 600 の設計比較検討
A. A. Makovsky 他 (U S S R)
- III_B-3 225/54 1次冷却系 R & D の経験
特記事項なく省略 (イタリイ)
- W - 1 225/22 FFTFにおける設計, 建設経験
R. J. Dowling 他 (U. S. A.)
- W - 2 225/29 SNR 300における冷却系機器の設計, 建設及び ISI
J. P. Vroom (Neratom)
J. E. Hoeft (Interatom)
- W - 3 225/63 IHXの構造と R & D
V. M. Budov 他 (U.S. SR)
- W - 4 225/27 FFTFにおけるQ.Aについて
A. Pressesky (U. S. A.)
- W - 5 225/2 PFR 1次系の経験
D. Broadley (U. K.)

225/11 フェニックス 1次系の運転経験及びスーパーフェニックスの1次系について

B. Vial, Thevenin, Guidez, Sauvage, Schaller.

1. Phenix

(1) 概要

Phenixは'73年1月Naチャージ、'74年7月より営業運転に入っている。

二重壁のpool型で、poolの大きさは直徑13m、高さ13.6mで、Naは800tonである。poolは炉心の設置されている主槽と、冷却系機器の設置されるannulusに仕切られている。

遮蔽層があり、主槽及びpump IHXの吊下げのため各々sleeveが両者を貫通している。

燃料は横流入方式で、熱電対、破損検出装置が設置されている。

ポンプは3台、各にも回転制御で、流量の一部がbypassされて壁面の冷却に使用されている。

I loop停止時の運転のため、IHX入口にshutter、pump出口にcheck弁が設置されている。

補助系としてtank外にCT及びp1計の浄化系が設置されており、p1温度は大体110°C前後である。Ar.ガス系はclosed systemである。

(2) 1次主pump事故

2次系の事故に伴なうhot shockでhydrostatic brgのpinが外れた。この事故は振動によって検出された。洗浄後の分解は生体遮蔽を用いて行われたが、再組立は直接行なうことができ、被曝も10mrem/h以下であった。

改良としては、熱膨脹の余裕をとると同時にpin固定をkey固定に変更した。

他のpumpの改修は今のところ考えていない。

(3) IHX事故

IHXは直徑1.2m、長さ12mでslubに吊り下げられ、伝熱管は2,500本、伝熱部の長さは約5mである。'76年7月、Na浸漬時間30,000hr、出力運転18,000hrで第5図に示す。2次系出口管頂部でleakが発生した。2loop運転を行ないながら、

対策を考えている内、'76年10月もう1つのloopのIHXからも leak が発生し、プラントを停止して修理に入った。

特殊フードを用いて IHX を引抜き、dummy IHX と交換した。取り外された IHX は予想より放射能レベルは低く、高い部分で 10 rem/hr 程度であった。

一次洗浄及び汚染除去洗浄がくりかえされ、一部高い所での 40 mrem/hr 以外は全て 10 mrem/hr 以下に下げられた。頂部部分の改造は第 6 図に示すように、出入口部の伸び差を逃げるための bellow 構造と万一洩れた場合の back up としての気密 bellow 構造を増設し、更に温度挙動を知るための温度監視装置が設けられた。

'77年5月、最初の改良された IHX が再び組み込まれた。挿入時の熱衝撃を防ぐため、Na 温度は 150°C まで冷却された。改良、再据付は既に 4 基終り、現在 2/3 load で運転しながら残り 2 基の改造を実施中で、間もなく全て完了する予定である。

引き抜き、洗浄、改造は最初の 1 基は長くかかったが、残りの 5 基については 15 日/基のペースで進んでいる。

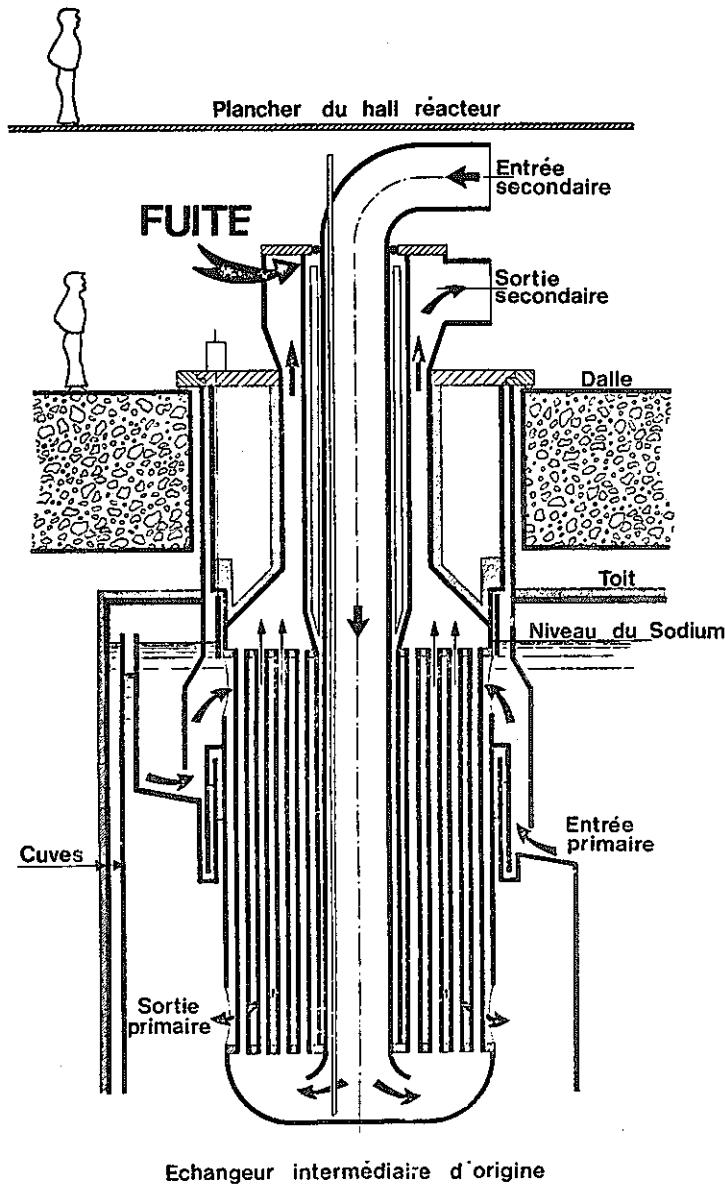
全期間を通じての作業者の全体の被曝は 12 rem であった。放射能は 800 m³ で 100 ci IC 相当し、内 CP が 99.6%，EP が 0.4% と推定されている。

2. Super Phenix の 1 次系について

Super Phenix は基本的には Phenix の延長上で設計を進めているが、次の点で Phenix からの変更を行なっている。

- (1) Ar gas 層の断熱効果を取り入れ、roof を廃止して roof と遮蔽 plug の熱膨脹差に基づく設計上の制約条件を緩和した。このため、各機器は角りサポートなしにスラブに直接固定される。
- (2) 炉上部にドームを設置するようにした。
- (3) 炉心支持を Phenix の slab よりの吊胴支持方式から tank 底部からの支持に変更した。
(機器が大型化し、高さ方向の余裕もなくなったため)
- (4) 炉心部と annulus 部を分離する段付分離筒の段を Phenix の高所より低所に移し、緩衝となる Na を annulus 部より内筒部に移し、transient 時の冷却系機器に対する熱ショックの防止を計っている。
- (5) pump 出口のチェック弁をシャッタ (gate弁?) に変更。
- (6) Phenix の経験から、CT の需要は小さい事が判り、CT の機能を主槽内の機器にもた

せ、 tank 外への 1 次系 loop の削減を計っている。

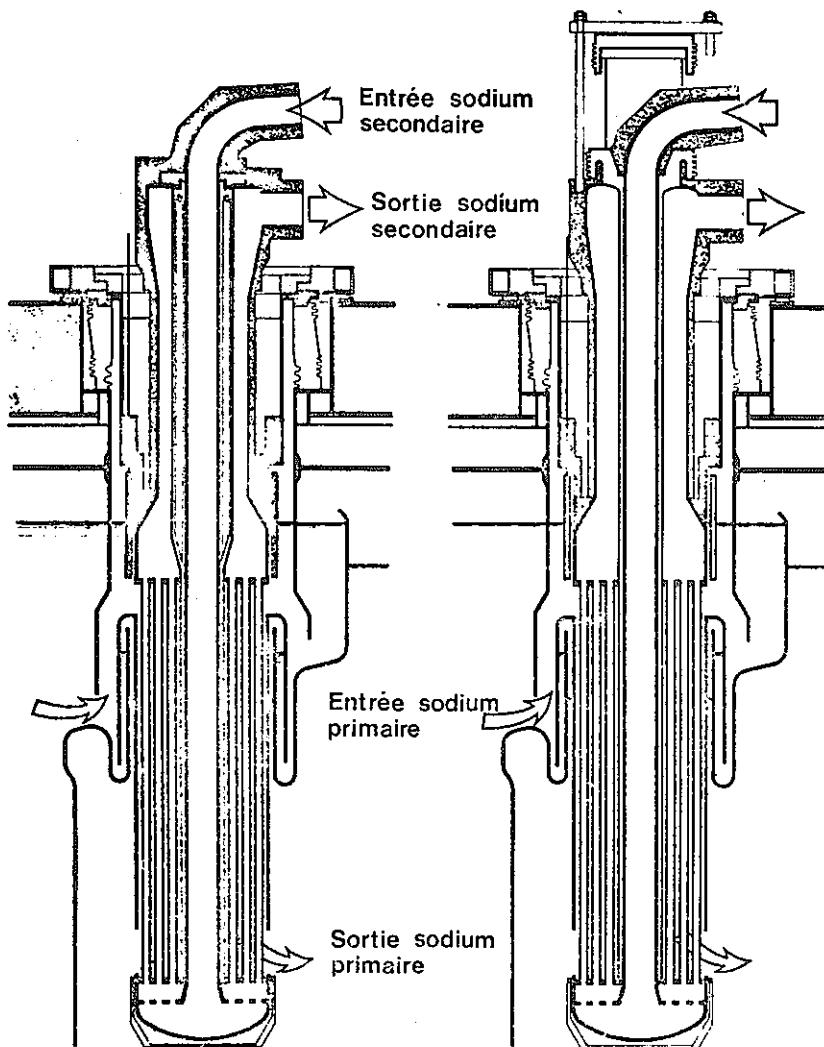


Les dimensions réelles ne sont pas respectées
afin de rendre le schéma plus compréhensible.

SCHÉMA N° 5

AVANT REPARATION

APRES REPARATION



PHENIX ECHANGEUR DE CHALEUR INTERMEDIAIRE

SCHÉMA N° 6

225/64 BN 350 及び BN 600 原子炉の機器設計上の比較検討

Makovskiy. Mitenkov. Pakhomov. Shiryaev.

1. 概 要

BN 350 及び BN 600 の設計、建設経験を通してのループ型とタンク型の比較検討を述べている。

2. BN 350 (ループ型)

長所 (1) 2 次系 Na の放射化の防止。

(2) 組立及び建設後の検査が容易。

(3) ループ切離しにより、機器の交換補修が容易。

(4) 基数の選択により、広い出力範囲にわたって設備を統一化できる。

欠点 (1) 大口径の高温及び高放射能配管の多 存在。

(2) 原子炉容器に対する中性子の影響。

(3) 建屋の大型化 (bellow の採用により解消できるが、まだその信頼性に乏しい)

(4) 配管系の圧損のしわよせがポンプに来る。

結論として比較的小容量のプラントに適していると述べている。

3. BN 600 (タンク型)

タンク型の採用の他、BN 350 より次の設計変更を行なっている。

• 廉心出口温度を 500°C より 550°C に上げ、プラント効率の向上。

• 燃焼度を上げ、炉内滞在期間の延長。

• 燃料交換期間を 2 ヶ月より 5 ヶ月に延長。

• 廉心の偏平化 (2,050 mm D 750 mm H)

タンク型採用の理由

• 放射性物質をタンク内に集約できる。

• 配管系の省略により廉心と pump 間の液位の相異を最小にできる。

• 電源喪失時の自然対流が期待できる。

• 廉容器に対する中性子束の影響を軽減できる (10¹⁸ 以下) 。

• 廉容器に対する応力集中がない。

- 冷却材喪失に対する信頼性、安全性が高い。
- タンク内の遮蔽効果により、雰囲気の放射化がなく炉壁のN₂冷却を大気冷却に変更できる。

タンク型の問題点と対策

- タンク内部の機器構造物における熱膨脹の吸収。
- 構造物（特に pump）の振動。
- 热・流力的問題（特に IHX）とガス巻込み。
- 炉容器の上下及び周方向における温度の不均一分布。

上記問題点に対して、R & D の成果もふまえて、次の対策で各々解決されるとみている。

- ガス層におけるペローズによる吸収。
- pump に friction key を設ける。
- 1/6.6 の mock up test
- 炉壁冷却。

製作上の相異

炉容器を鉄道輸送に頼る限り、工場でのブロック製作、現地での組立の点では本質的な差はない。但し、タンク型は分割数も多くなるので工学的な複雑さ、工期の増大は避けられない。

BN-600 の建設工事はまだ完了していないので何ともいえないが、現時点までは本質的な困難はない。

結論

BN-600 が運転に入れば本当の意味でのタンク型とループ型の比較ができるだろう。現時点で判断する限り 100 万 KWまでの大型プラントにはタンク型が良さそうとはいえる。

225/22 Experience in the design, construction and testing of the
FFTF heat transport systems.

R. J. Dowling 他 (米, HEDL)

(1) ポンプ

1次循環ポンプのプロトタイプを製作し、水中及びナトリウム中でテストした。水中テストの結果、(i)インペラとディフューザーの間隙の縮少、(ii)ハイドロスタティクベアリングへのナトリウム供給オリフィス口径の縮少、(iii)シャフトの偏心度の調整、等を行ない、ナトリウム中テストを実施した。ナトリウムテストの結果カバーガス空間の自然対流による温度差が大きく、ポンプケーシングが変形するためバッフルを追加して調整した。この後、熱過渡試験を行なったが、この時ベアリングのところでスティックした。このためベアリングの間隔を大きくし、ベアリングサポートを熱処理した。

(2) I H X

IHXについては、(i)72°のfull scale modelに水中テスト（流量分布と圧力損失）、(ii)1/5 scale の inlet plenum model、(iii)1/3 scale の2次側下部プレナム model、(iv)1本、7本伝熱管及び上記(i)による振動テスト、(v)管一管板の熱衝撃試験等を実施した。

(3) 空気冷却器 (D H X)

FFT FのDHXは4基/ループで1基33Mwtである。プロトタイプのテストをLMECで行なったが、80%の除熱能力しかなかった。このためナトリウム側温度条件の変更、空気側バイパスフローを下げるためのバッフル追加、空気側流量のアップ(15%)等を行なうことにより対処した。

(4) closed loops

closed loopは全部で4loop設置できるようになっているが、このうち2loopだけを最初設置する。第1番目のloopを現在据付中で、第2番目は1979年から試験を開始する。closed loopのunit及びDHXを試験したが、closed loopのDHXも伝面不足であった。

FFT Fの建設は現在96%を完了し、1978年8月2次系のNo.3ループにナトリウムチャージする予定である。1979年中には初期臨界に達し、1980年はじめから照射ベ

ッドとして利用できる予定である。

D O E は FFTF の利用のために "FFTF Irradiation Services" を設置し、世界各国に利用できるように計画している。

225/29 Development, design, construction and testing of pumps
intermediate heat exchanger and manipulator systems for
inservice inspection of SNR-300.

J. P. Vroom(オランダ NERATOOM) J. E. Hoeft(西独 I. A.)

(1) ポンプ

プロトタイプのポンプを製作し試験した後、次のふたつの点で改良を行なっている。

- (i) SNR-300 の配置上の制約でサクションパイプとして特別な 180° ベンドを製作し、これを採用する。
- (ii) カバーガス部分の周方向温度不均一をなくすため、パッフル構造を変更する。
2次系の3台のポンプは1977年末までに水中テストを完了したが、80%の効率が得られ、仕様を7%上まわった。

(2) I H X

I H Xは当初 257MW_t のものを1基/ループで計画し、これをベースに 70MW のプロトタイプのR & Dを行なったが、H C D A時の圧力が 80 bars になったため、管板部の設計が困難になり、 85.7MW_t のものを各ループ3基設置するようになった。

70MW I H Xのテスト完了後、I H Xを引抜いて見たが、伝熱管が多数変形していた。もともと管一管板はダウンカマーで支持され、伝熱管との熱膨脹差を吸収するものは何もないが解析上はこれで十分なはずであった。この原因是試験中に2次側ナトリウムの緊急ドレンを行なったためであり、この時ダウンカマと伝熱管に 100°C 以上の温度差がついた事があとで判った。

現在 85MW のプロトタイプを製作し、ヘンゲロで試験が開始されたが、 70MW からの主な変更点は下記のとおりである。

- (i) ダウンカマー部の2重構造と内部のガス断熱層
- (ii) フローシュラウドの形状変更とバイパスフローの縮少
- (iii) チューブサポートの強度増強
- (iv) バンドル部をフランジから溶接構造に変更

(3) ISIのためのマニピュレータ

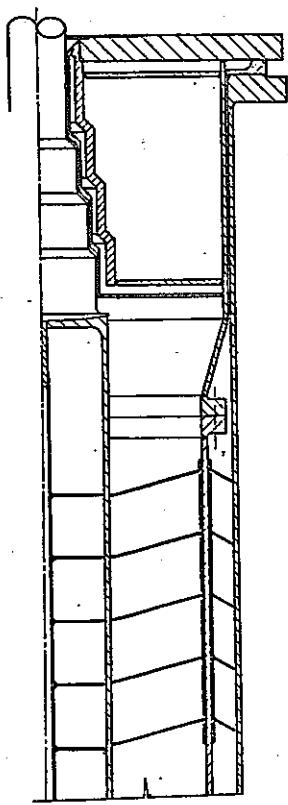


Fig.2a: Temperature reducing zone of prototype pump.

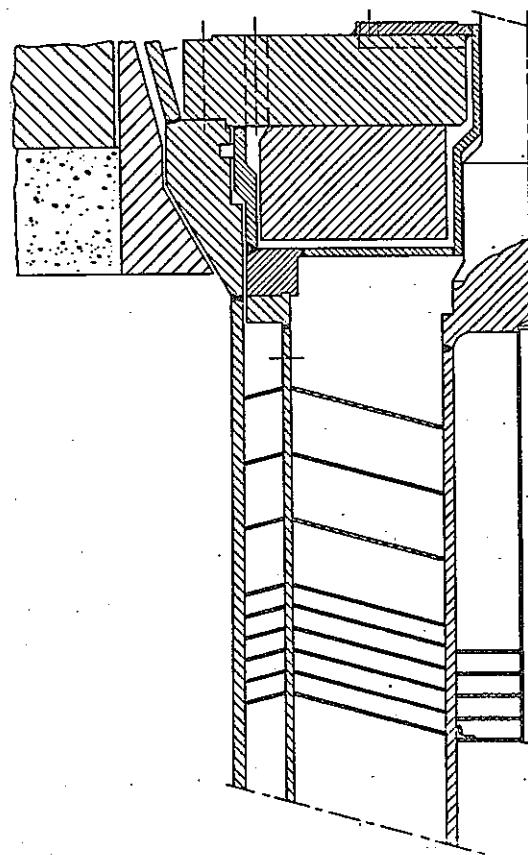


Fig.2b: Temperature reducing zone of SNR-pump

ISIのためにふたつのマニピュレータ(i) Electric-Master-Slave-Manipulator (250N) と(ii) Power-Manipulator (3,000N) を開発し試験を行なっている。

これまでに実施した試験は

- (i) 周方向溶接部を見るため、ガイドチューブ内に flexible endscope を挿入する。
- (ii) バタフライバルブの下部のペアリングの取外し、取付け。
- (iii) 配管T継手部の保温材の切断と溶接部のMET-L-checkによる検査。
- (iv) removable insulation の取外し及び取付け。

である。

今後も実験を続ける必要があるが、これらのマニピュレータはうまくいっている。

225/63 中間熱交換器の構造とその開発研究(ソ連)

Bodov, Golovko, Grdlichko, Lukasevich, Loginov, Savin.

1. BN-350 (図1)

横置型の shell & tube 型で伝熱管は U-tube 3 ブロックから成る。 tube 口径 28 mm 肉厚 2 mm である。

(1) 流力特性

shell 内面に沿っての bypass flow を押えるための shroud の設置と bundle 内の流量分布を均一にするために入口部に球状面の baffle plate を R & D で開発した。

その結果、流量分布は ± 4.8 % の範囲に入った。

(2) 热応力対策

tube plate と shell の結合部及び shell と frame と取付部に起動時や transient 時に過大な熱応力が発生する ($50 \text{ kg/mm}^2 \sim 100 \text{ kg/mm}^2$)。この対策で、温度変化率を $5^\circ\text{C}/\text{hr}$ 以下に抑え、 20°C 変化毎に 5 ~ 10 時間の保持時間を置いている。

現在まで 20,000 時間稼動しているが、特に問題は起っていない。

2. BN-600 (図6)

堅型対向流型で、伝熱管はペント付直管式である。伝熱管は $16 \text{ mm} \phi$, 1.4 mm t, 4,474 本で更に 150 本の tie rod を使い、伝熱管との伸び差はペンドで逃げている。また、環状 28 列で、伝熱管長は 6,205 mm である。この IHX を成立させるために次の R & D を行なっている。

(1) 1 次側流入部

周方向に均一に流入できるよう、入口部にオリフィス効果を持たせている。(baffle plateか流入孔か不明)

実験モデルは 1/6.8 で水実験、6 section で評価して、± 3 ~ 5 % の範囲に入っている。

(2) bundle 内の mixing

bundle 内の mixing 効果をみるために空気で各部の流速チェックを行なっている。

1/6 sector, 伝熱管口径 8 mm, 810 本、外周部が bypass flow のため流速が大

きい。

(3) 下部プレナムの流量配分

1/4 モデルで空気により実験を行なっている。管板前部に grid を設置し、均一化を計っている。

(4) 伝熱管振動

伝熱管の振動を評価するために水実験を行なった。8 grid で共鳴現象はさけられた。ペンド部もその間にサポートはなくとも OK であった。

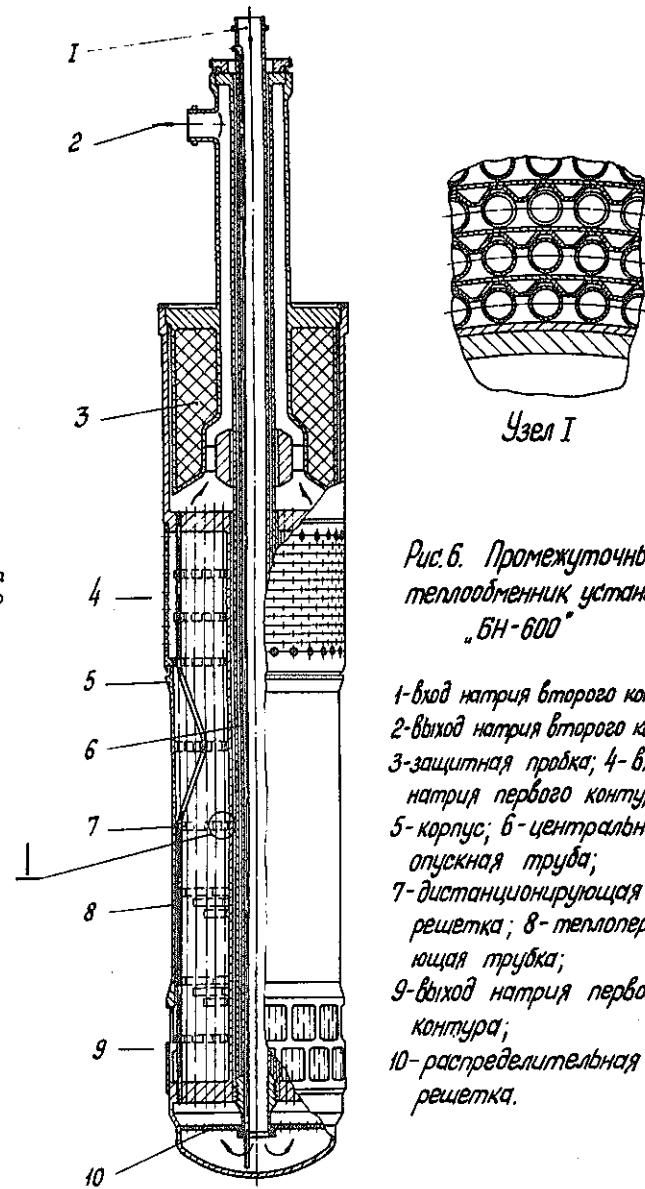


Рис.6. Промежуточный теплообменник установки
„БН-600“

1-вход натрия второго контура;
2-выход натрия второго контура;
3-защитная пробка; 4-вход
натрия первого контура;
5-корпус; 6-центральная
отпускная труба;
7-дистанционирующая
решетка; 8-теплопереда-
ющая трубка;
9-выход натрия первого
контура;
10-распределительная
решетка.

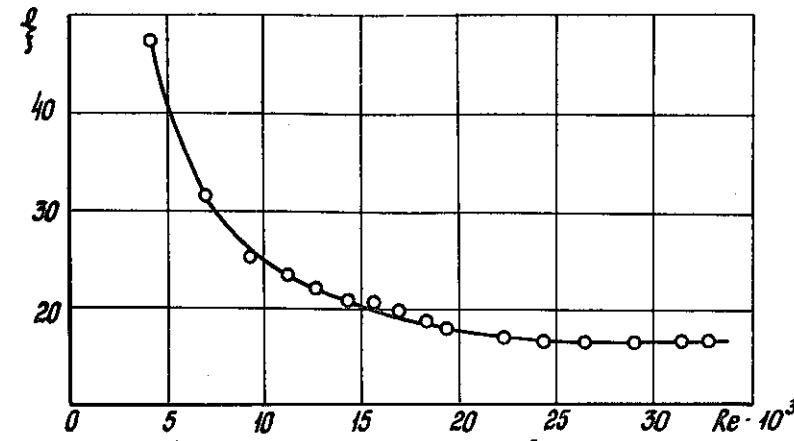


Рис.7. Коэффициент общего гидравлического сопро-
тивления межтрубного пространства модели тепло-
обменника.

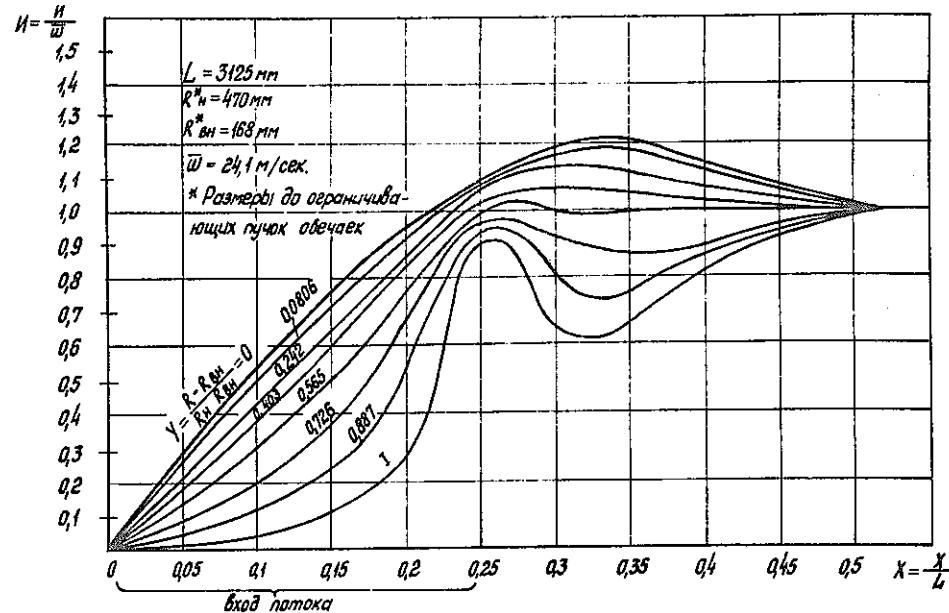


Рис.8. Поле продольных скоростей потока в межтрубном пространстве
модели теплообменника (вход).

225/27 Application of quality assurance to the design,
procurement and construction of the FFTF (米 HEDL)

FFT FのQAプログラムとして

ANSI N45-2 (safety related system)

RDT F2-2 (overall system)

を適用したが、今後とも more cost effectiveなものに改良していく必要がある。

225/2 Operating Experience with PFR Primary Circuit and Design
Intention FOR CDFR.

D. Broadley (U. K.)

(1) Introduction

PFRは1974年2月臨界に達した後、1974年10月出力運転を開始し、1977年2月に定格出力に達したが、この間の availability は78%で最近の20ヶ月の availability は97%に達した。

(2) PFRの1次系の運転経験

- (i) 1次系ポンプの運転は 100,000 hrs に達し、この間ポンプ自体の故障は一回もなかった。ただポンプ補機の故障によるトラブル（ペアリング、流体継手の油系統）は数回経験した。このため種々の改良を行なった。
- (ii) カバーガス系については特に問題がなかったが、CRDのバージガスに使用しているアルゴンガス系については若干問題があった。バージガスの不足によりCRDのマグネットにナトリウムがデポジットし、このためこれまで5回マグネットの洗浄を行なった。
- (iii) ゴールドドラップはブレーキング温度が 160°C ~ 175°C になるように運転されているが、これまで2回内部構造物交換した。
- (iv) プラント制御は全て手動で実施しているが、十分に満足いくものであった。最近蒸気ダンプ系の容量を 15 から 50 にする変更とセットバック制御系を追加する申請を出している。
- (v) 運転の期間中、一時1次タンク内のナトリウム液面変動を制限するため、ポンプの回転速度を一定に保持することが必要な時期があった。これは1次タンクガス空間部の温度分布に起因するもので、ルーフ構造を冷却しているバスを改良する事で対処できた。
- (vi) 計装関係は大体順調であった。安全保護系の誤作動によるスクラムは1回だけであった。ただDN法によるFFDはEMPがうまく作動せず、次回交換する予定である。また炭素計を2基追加する予定である。
- (vii) ACCSは順調で事故時ののみでなく、交時等の温度制御にも有用であった。しかし、Nak/Air の熱交から1回小リークがあったが、これは煙検知器で検出できた。

(3) CDFRの1次系

CDFRの1次系はPFRの経験を反映して設計する。

(i) IHX

CDFRのIHXをPFRに設置して実証する事を検討している。

(ii) 1次タンクの支持

PFRと同じ方法のものを考えているが、温度勾配の制御等に関して種々の検討を行なっている。

(iii) ポンプ

MG set方式に変更を検討している。

Session V 燃料交換系, 計測制御, 保守, カバーガス

V - 1 (6) Rapsodie IC於ける遮蔽プラグの交換

J. P. Delisle

(C E A)

V - 2 (69) PFRの燃料交換系とCDFRへの展望

A. M. Broomfield

(U. K.)

V - 3 (40) FBRの原子炉計装について

R. Fuge

(C I N R 東独)

V - 4 (23) LMFBRに対する燃料交換機について

K. W. Foster

(U. S. A.)

V - 5 (26) EBR-IIに於けるカバーガスの浄化について

L. R. Monson

(U. S. A.)

V - 6 (47) EVSTの設計について

M. Debanche

(ベルギー)

V - 7 (56) 原子炉構造及び燃取系の開発

P. Giordano

(イタリー)

V - 1

2 2 5 / 6

Replacement of the Rapsodie control plug an experiment involving significant action

J. P. Delsle (CEA)

ラプソディーの炉心上部機構 126 本の制御棒駆動機構, 85 本の T/C を支持する直径 0.8 m, 高さ 5 m, 重量 4.5 トンの構造物であるが, 数本の T/C が故障したため, 新しい炉心上部機構と交換を行なった。

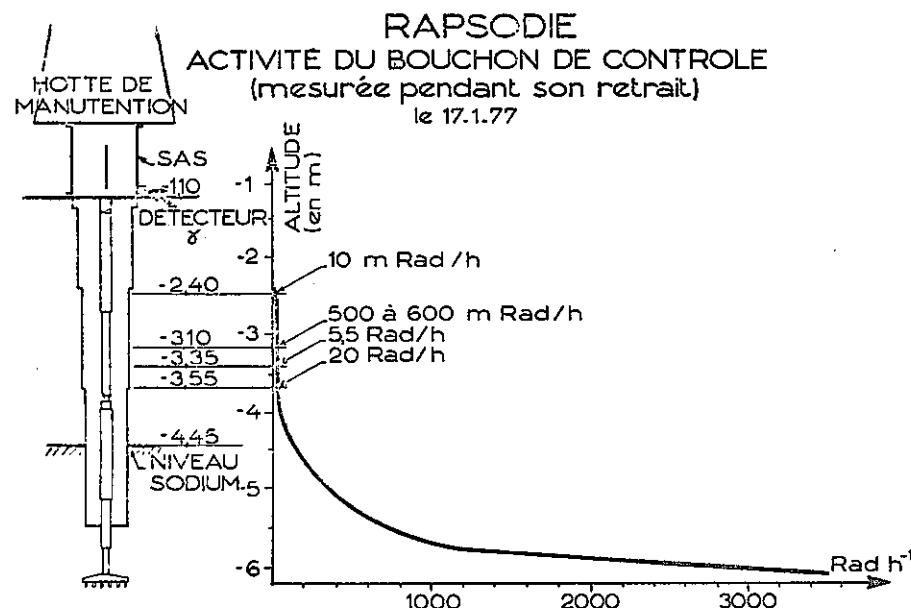
炉心上部機構の交換は次の点で非常に難しい作業であった。

- ① r 線のレベルが高いこと。
- ② 交換のためのスペースが非常にせまいこと。
- ③ Na の deposit があること。
- ④ C RD を保持するため, 据付に完壁をきする必要があること。
- ⑤ 炉心をナトリウム中に保持した状態で交換すること。

炉心上部機構交換前にカバーガスをスウェープして交換して行なった。ナトリウム中に浸積している部分にはナトリウムの付着に殆んどなかったが, カバーガス部分, 特にプラグの付部分にはかなりのデポジットがあった。しかし, このデポジットを分析した結果運転中からデポジットしていた量は微量である事が判明した。

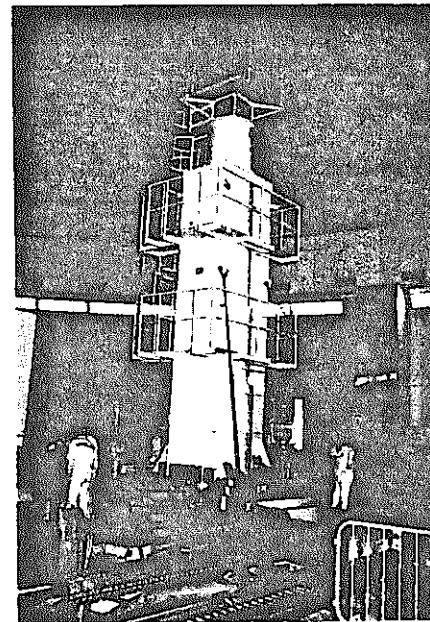
個人被爆線量の最大は 280 mrem であった。交換作業に 10 日間を要した。

変更した炉心上部機構の T/C についてはウェルを大きくして, 内部に 2 本の T/C が挿入できるようにして交換可能なようにした。

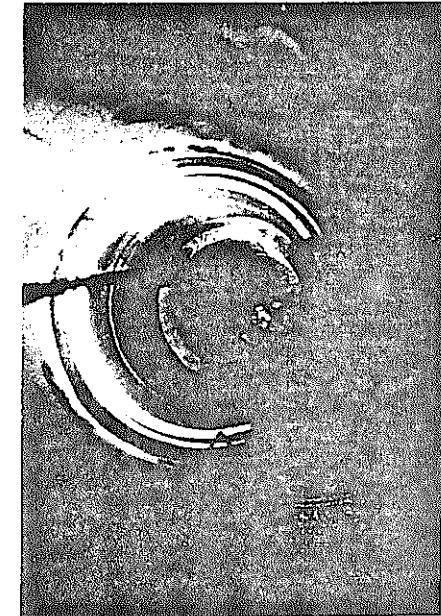


— 08 —

FIG. 1.



Hotte pour bouchon de contrôle



Examen des redans du logement du bouchon de contrôle. Le sodium liquide est visible au fond du trou.

Fig. 2.

Fig. 3.

V - 2

225 / 69

Fuel and component handling in PFR and integrations for CDFR

(英 UKAEA)

1977年3月約2%burn-upの使用済燃料を燃料取扱設備ではじめて取扱ったが、たいした問題はなく取扱うことができた。

PFRでは燃料出入機を運転中に炉外に取出す方式を採用していたが、これの据付、取外しに5日間も要した。

このため、運転中も炉内に設置しておく燃料出入機(charge machine)を検討中である。燃料出入機はパンタグラフ方式で炉心位置と炉内貯蔵のローターの各位置に位置決めされるが、一本の交換に約3時間かかる。

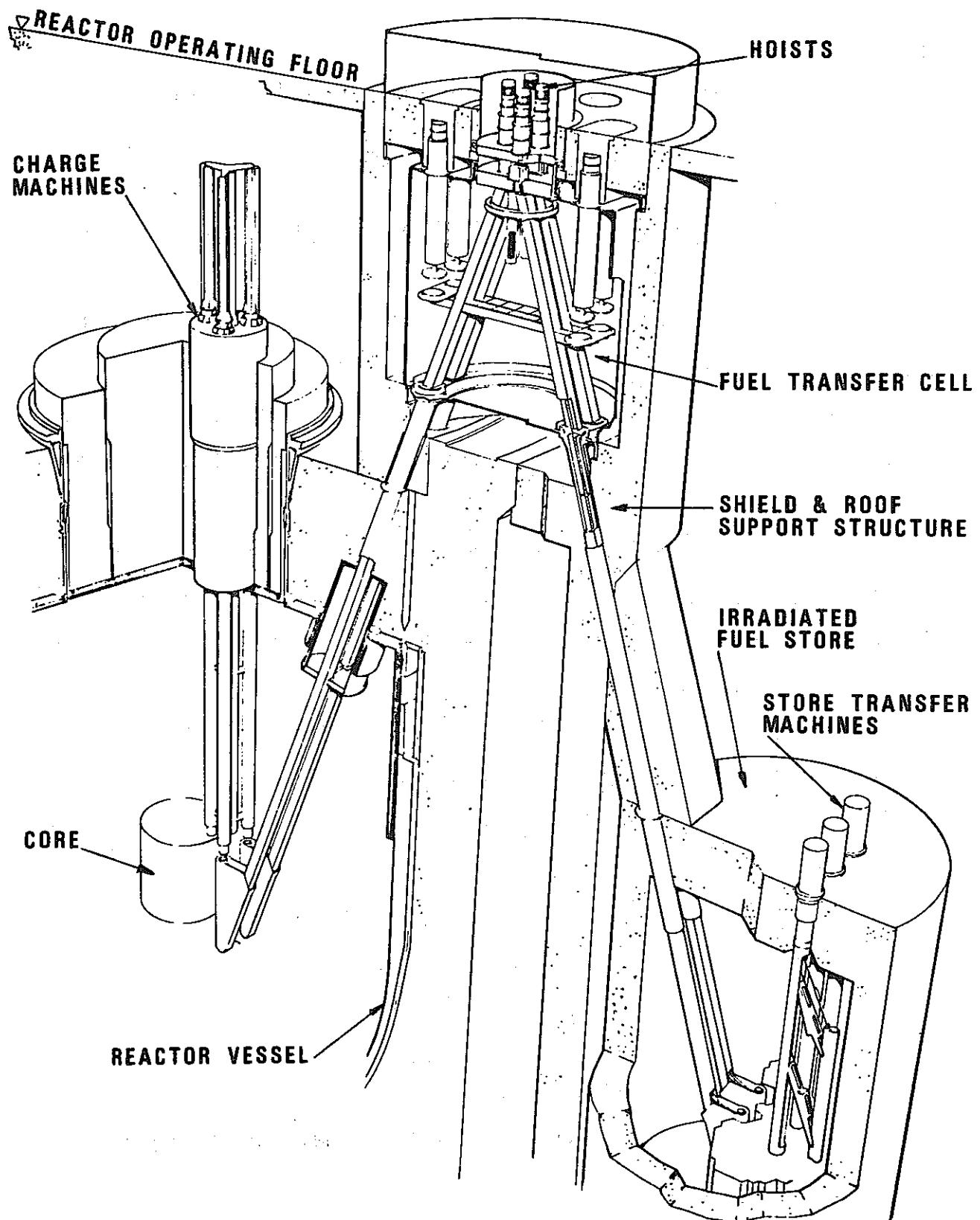
1次系機器の取扱いには直径が0.61mから2.1mのしゃへい付きフラスクを5種類用意しているが、初期の段階ではグラスファイバーとシリコンエラストマーのバッグを使用した。このバッグを使用して、これまで取扱った機器は燃料出入機、1次系のポンプ等であるが、フラスクよりも短時間で取扱うことができた。

2次系の9基のSGのうち5基のハンドルを上記のバッグを使用して取外したが、この時はmultiple layer plastic bagsを使用し、数時間で取外した。

洗浄法としてはN₂ガス中のwater droplet dispersionとアルコール洗浄の双方を使用したが大差なかった。クレビスは局部的にアルコールスプレイを行なって洗浄した。

CDFRの燃料取扱系については、取扱本数が多いこと、燃料交換時間を短縮すること等の理由により、PFRの設計を下記の点で変更するつもりである。

- ① 炉内貯蔵方式を止め、炉外貯蔵方式にする。
- ② 3重回転プラグのAフレームシート方式とする。
- ③ バケットに長性をもたせ2系統設置する。
- ④ E DSTの冷却は3ループのNaKループよりなり、この他にE DSTの外壁を冷却する設備を設ける。
- ⑤ E DST内のアドレスはPFRのパンダグラフと同様のもの3基により行なう。



CDFR Fuel Transfer System – Fig 2

Electrochemical and physical methods for reactor diagnosis

(東独, CINR)

Electrochemical cells with solid electrolyte を用いたカバーガス中, ナトリウム中の酸素, 水素計の紹介と実験データとの対比の説明があり, 電磁流量計の bubble noise と併用で SG の小リークの検出に有用であることが発表された。

また, SG と原子炉の acoustic monitoring についても発表があった。

(1) electrochemical methods

カバーガス中の酸素濃度測定は温度 700°C, ガス流量 3~20 l/h で 0.1~1000 ppm (volume の割合) の範囲を ± 20 % で測定できる。

また, カバーガス中に H₂, CO 等の不純物が混入すると oxygen potential が著しく減少するため, 逆に酸素をガス中に注入することにより不純物濃度を測定できる。

この原理を利用した水素計は BOR-60 で使用して, 水リーグ検出に使用できることを実証した。

また, このセルは nickel diffusion membrane と併用する事によりナトリウム中でも使用できる。

ナトリウム中の酸素計としては広く electrochemical cells with thoria-yttria solid electrolytes 開発されているが, 直径 1cm の solid electrolyte pellet を使用したセルを開発した。pellet は Indium-Gallium-brazing alloy で tube にろう付けされている。約 40 ケの cell をこれまでテストした。cell は Na の中 400 ± 5°C で使用されるナトリウム中 1~100 ppm の範囲で ± 20 % で測定が可能であったが, ceramic の製造法, drift 等まだ解決していない問題がある。また遅れ時間は 2~3 分ある。

(2) 電磁流量によるバブル検出

電磁流量計の noise analysis で 1% void fraction の検出が可能である。

Na - 水反応 (0.15 kg/h) の実験にこの方法と acoustic monitoring を使用して検出を確認した。

(3) Acoustic monitoring

acoustic monitoringは neutronics と一緒に使用する炉心の sodium boiling IC
また前(2)項と一緒にすると SG のリーク検出に有用である。この方法を用いて BOR - 60
で sodium boiling の検出及び SG のリークの検出の実験を行なった。
この方法で位置決めを行なうためには今後の開発が必要である。

Fuel Handling Experience with Liquid Metal Reactors

(米, AI)

米国の EBR-I, II 及び SRE からはじまった燃取系機器のレビューを行ない、将来の PLBR に対する概念の提案を行なっている。

(1) In-vessel Fuel Handling Systems

回転プラグ方式も初期の段階では使用されたが、回転プラグ方式が今後とも最も適切である。しかしこの回転プラグ方式もしゃへい材、冷却方法、カバーガスのシール、アニュラス部のナトリウム 着等種々の問題がある。

SRE, HNPF, EBR-II の初期の炉ではしゃへい材にコンクリートを使用し、内部冷却を行なっていたが、最近のものはスチールで冷却を行なっていない。FFTF, CRBRP ではスチールにして、ヒータによりしゃへいプラグ上板温度を 400°F になるように制御している。これは変位を小さくすること、R/V の熱応力を下げる事、ナトリウムテボジットを少なくすること等の点で良い。

回転プラグのシールとしては SRE, HNPF, EBR-II が共晶合金を使用したが、各々トラブルが生じた。Fermi では NaK dip seal と silicon elastomer lip seal を計画したが、この lip seal がうまくいったので NaK の dip seal は使用しなかった。

FFTF, CRBRP では elastomer の inflatable seal を使用する。

ナトリウムの deposit についてはまだ十分解明されておらず、SRE, HNPF 等は 着の問題は生じていないが、Fermi は回転トルクの上昇を経験している。FFTF は small annulus で purge gas を流し、CRBRP は Na dip seal を置いている。

in-vessel transfer machines(IVTM)としては Fermi が offset arm, EBR-II が transfer arm FFTF が offset arm を使用しているが、FFTF の offset arm を使用したのは closed loop があるので、CRBRP, PLBR ともに 3 重回転プラグの直動式を使用する。CRBRP は IVTM を運転時取出すが、PLBR は炉内に設置しておく方法を検討している。

(2) Ex-vessel Fuel Handling System

EV'TM の方式については、将来 movable shielded cask が使用されてきたが、PLBR では transfer cell 方式に変更した。EV'TM の設計に左右する重要な因子は (1) decay heat cooling (2) contamination control (3) grapple malfunctions, and (4) refueling time である。

decay heat は SRE の 1.2 kw から PLBR の 30 ~ 45 kw まで増加してきている HNPF, Fermi, EBR-II ではガスによる直接冷却を行なってきたが、ナトリウムベーパーエアロゾルのためメンテナンス上の問題があり Fermi の second cask, FFTF, CRBRP 等は全て間接冷却を行なっている。FTTF, CRBRP のフルモックアップで 20 kw まで 1250°F 以下で除熱できることを確認しているが、ヘリウムガスを使用すると 40 kw までこの方式で除熱可能である。

PLBR の transfer cell 内ではガスの強制冷却は行なわないが、時間を 1.5 ~ 2.5 hr に制限することにより 1200°F 以下に保持できる。

sodium vapor / aerosol 及び sodium drippage による汚染は非常に重要な問題であり、引抜き前に 10 分程度保持して表面のナトリウムドレンを待つとか、ポットからのオーバーフローをサイフォンで防止する等の対策をとっているが、ドアバルブ、ソのシール等については問題が残っており、transfer cell は燃交の最後のみに使用するので、この点でも極めて有利である。

grapple malfunction については現在でも問題であり、EBR-II では洗浄なしで使用できる回数を grapple の構造変更により 10 回から 100 回まで達成できるようにした。FTTF, CRBRP もこの設計を受け継いでいるが、PLBR ではバケットに常設されているのでトランスマーケット方式はこの問題がない。

燃交時間については CRBRP では 1 本の取扱いが 2 時間以内に制限され、全体で 150 本 14.6 日で計画しているが、PLBR ではこの半分の 1 時間以内を目標にしている。

	I VTM	EVTM
FTTF	5	2
CRBRP	3/4	2
PLBR	3/4	1

単位 hr/本

(3) 燃料貯蔵

燃料貯蔵の問題は輸送、再処理と関連した問題であるが、FFTF、CRBRP 等は 1.5 ~ 2 倍の全炉心分の貯蔵容量をもち、冷却系も 2 ~ 3 ループで構成され、建設費に占める割合も非常に大きくなっている。(CRBRP で 30 million)

(4) 燃料輸送

FFTF、CRBRP の燃料輸送については LWR のキャスクを改良してライセンスを取得する計画であり、このキャスクは 9 本 ~ 12 本の S/A を (S/A の decay heat 1.5 kwまで) 輸送できる。

将来計画としてはヘリウム缶詰で 2.0 ~ 2.5 kw/S/A のキャスクをナトリウム缶詰で 8 ~ 10 kw/S/A のものを開発する予定である。

ナトリウム洗浄については再処理施設側で一括洗浄するのが好しいが、FFTF、CRBRP については未定であり、FFTF では場所だけとてある。

(5) 結論

(1) I V T M としては 3 重回転直動式又は 2 重回転オフセット方式が良い。

回転プラグは steel shielding で inflatable elastomer seal が良い。

(2) E V T M としては A フレーム又は transfer cell が良い。

(3) ナトリウム缶詰のキャスクを開発する必要がある。

V - 5

2 2 5 / 2 6

The EBR-II cover gas clean up system

(米, ANL)

EBR-II のカバーガス系に Xe, Kr 除去のための CGCS (Cover gas Cleanup System) とタグガス法による FFDL を設置した。

CGCSについては 1977 年運転を開始して、99.99% の除去効率が得られた。タグガス法については 1978 年 3 月より運転を開始した。10% のガス放出で identify できるように設計されている。

CGCS はガス流量 $0.005 \text{ m}^3/\text{sec}$ で $1 \times 10^{-5} \mu\text{ci/cc}$ になるよう設計している。

V - 6

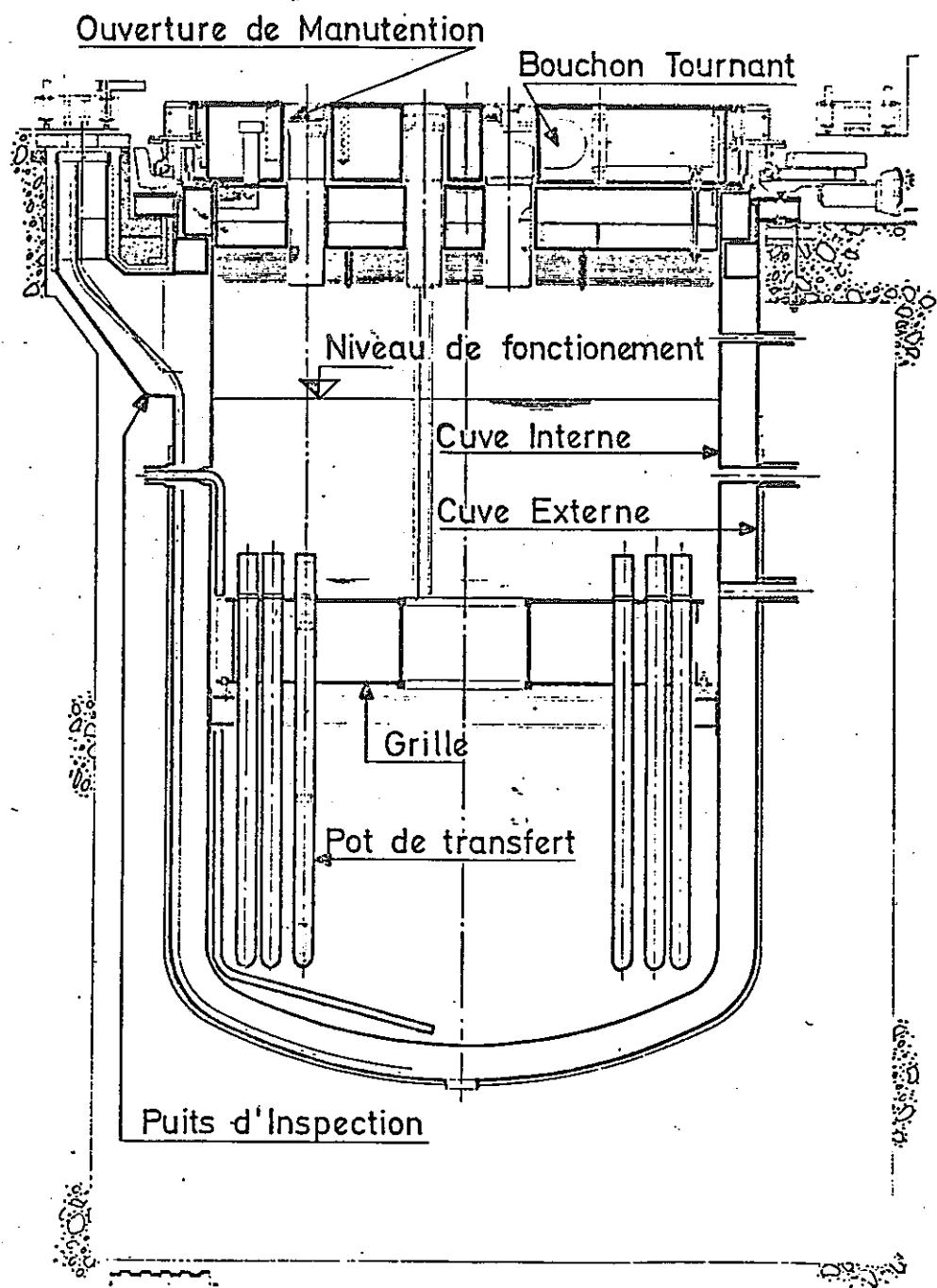
2 2 5 / 4 7

Storage tank under sodium for spent fuel elements

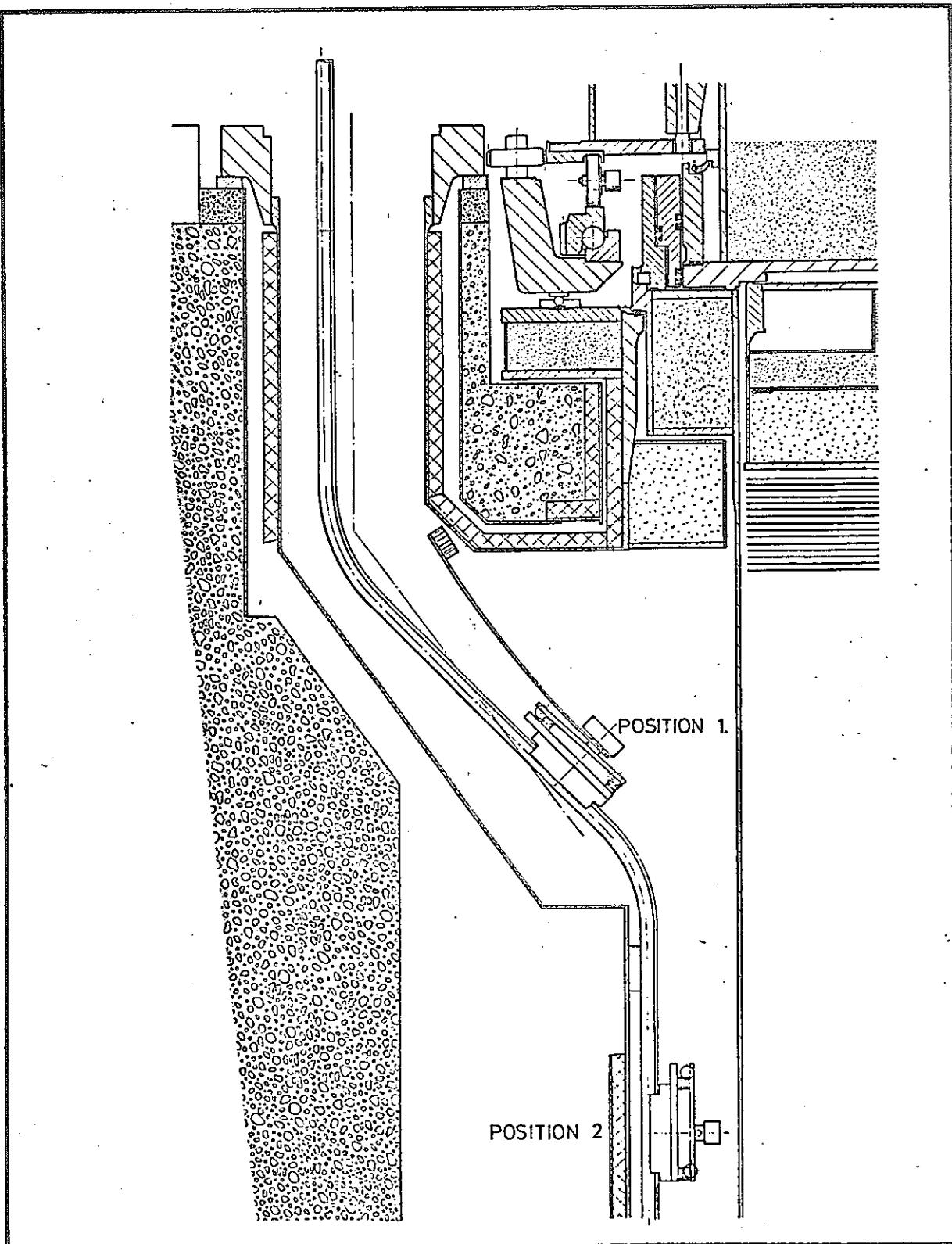
special design features and solution proposed

(ベルギー, BN)

SNR-300 の Ex vessel Storage Tank について、その概要の説明があった。冷却能力、EVST の ISI, シール機構、回転プラグ特上機構について詳細な発表があった。特に SNR の EVST は 2 重容器で 3 ループの冷却系からなり、容器は R/V と同一の設計製作がなされ、DT, 目視の ISI を計画している。



**FIG. 2 CUVE DE STOCKAGE SOUS SODIUM
ENSEMBLE**



**FIG. 3 CUVE DE STOCKAGE SOUS SODIUM
INSPECTION DE LA CUVE INTERNE**

The Contribution of Italian Industry to the Development of
Reactor Components and Fuel-Handling Systems of

Fast Reactors (伊, N I R A)

伊の炉構造、燃取関係の 4 つの作業

- (1) P E C のテストチャンネル
- (2) Superphénix 1 の炉心支持構造物
- (3) P E C の燃取系
- (4) Superphénix の燃取系

について各々概要の説明があった。

- (1) P E C のテストチャンネル

P E C のテストチャンネルは 3 MW の独立した冷却系をもち、Na の沸騰、燃料の局部溶融等の非常に厳しい実験ができるように設計されている。このため種々の R & D が進行しているが、設備は F I S T で製作される。

- (2) Superphénix の炉心支持構造物

Superphénix の炉心支持構造物が B R E D A で製作されている。

炉心支持構造物は Fig 4 に示すように 4 つの部分から構成されている。

FAUX-SOMMIER は半径方向の中性子しゃへい 5 本を支持する他は耐震荷重を受ける

- (3) P E C の燃取系

P E C の燃取系は 7 つのホットセル（ガス冷却の貯蔵槽、水中プール、 α -タイトなメンテナンス及び補修室、その他）から成っている。

使用済燃料の発熱は通常のものが 1 kw , テストチャンネル内の試験用のものが 3 kw である。

- (4) Superphénix 1 の燃取系

Superphénix 1 の燃取系は R/V 内の charging と discharging machines, R/V と EVST 間の transfer machine , EVST 内の machine から成る。

ふたつの charging と discharging machine は炉内の移送及びオリエンテーションがで

きるようになっており、2重回転プラグ上に設置されている。これらの machine は運転中炉内に放置されるが、炉心上部を避けて、炉上部プレナムの上部が保持されるように設計されている。

また相対変位は 50 mm まで許容できるように設計されている。

これらの設計製作は N I R A と C. H. I. によって実施されている。

Session VI 2 次 冷 却 系

- VI - 1 (3) PFR の運転経験及びCDFR の設計
D. Taylor, J. Smedley (U. K.)
- VI - 2 (5) Phenix 及び Super Phenix の2次系について
M. G. Robin (CEA)
- VI - 3 (24) CRRB の SG 設計
A. F. Lillie (U. S. A.)
- VI - 4 (38) Monju 冷却系の設計経験
内容省略 A. Kanamori 他 (日 本)
- VI - 5 (42) SNR 300 の SG の開発
M. H. Knaap 他 (NERATOOM)
- VI - 6 (55) FBR 2 次系機器の開発
P. G. Avanzini (NIRAI, 伊)
- VI - 7 (66) SG 安全性の問題
B. M. ボプラフスキー (V. S. S. R.)

Operation of The PFR and Design of CDFR
Secondary Circuits

D. Tayler, J. Smedley (U. K.)

(1) PFR の運転経験

PFR の 2 次系 Na 側の運転は 4.5 年に達したが、全般的に言って、availability は高く、運転特性は満足できるものであった。

零出力のコミッショニングフェイズの主な結果は次の様なものであった。

(i) circuit 3 の EV でガス巻込みがあり、tube bundles に改造を行った。また、ポンプを定格点で運転し、キャビテーションを避けるため、流路抵抗を調整した。

(ii) circuit 1 で水及び水素を注入することにより、水素計の較正を行ない、性能を確認した。

(iii) ナトリウム注入前に水 1 蒸気側を 4 MPa まで He で加圧してリークテストを行なったがリークは検出されなかった。その後の検討でこの種の試験は ferritic steel のリーク検出に有効でないことが解った。

(iv) 2 次系のポンプ 1 台を下部ベアリングの故障でスペアと交換した。

Secondary pump の availability は極めて高く、1977 年の末までに 63,755 ポンプ - hr に達した。この間 4 回の unscheduled trips があったがポンプは上記(iv)以後 1 回もメンテナンスでは点検のため取外していない。

現在、IHX の下部管板の thermal shock を緩和するためポンプの run-downtime を長くする事を計画している。

液面制御は順調でバルブ等の故障も殆んどない。中制より 1 日 2 ~ 3 回 manual で制御している。

2 次系の不純物は水素が主であるが CT ループを Circuit 毎に切換えて使用している。水素濃度は 0.5 ppm 酸素濃度は 10 ppm 程度である。これまで 5 の basket (CT の内部構造物) を交換したが、交換時間を短くできるように改良した。

SH, RH を ferritic steel に交換する時は 2 ケの CT loop が必要になるだろう。

また、CDFR用としては、再生運転が可能なものを計画している。

2次系のナトリウムドレンはこれまで6回行なった。ナトリウム火災、ナトリウム-水反応時は緊急ドレンするようになっているが、緊急ドレンは誤動作で一回行なった。

プラントトリップ時は2次系のポンプはトリップし、自然循環で飽和蒸気を発生し、この蒸気をグランドシール及び10%の給水ポンプに給水するように設計されているが、自然循環が必ずしもうまくいかず、現在この原因の解明と2次系のポンプに slow-speed turning gear をつけることを検討している。

SGについての運転経験を以下に述べる。

- (i) EV №1はガス巻込み改造のために引抜いた。不活性ガスを充満した bag に入れて取出した後、上部のみナトリウムの洗浄を行ない、下部はそのまま改修した。これに5週間を要した。
- (ii) SH №2と№3は初期の段階でリークが発生し1975年末に運転を再開した。それ以後は順調である。
- (iii) RH №3でリークが発生し、ナトリウムが蒸気側に浸入した。tube bundle を取除いた後特別なプラグをして運転している。これは tube bundle の補修が終るまで続行する。
- (iv) 蒸気ドラムの改修を実施している。これは将来SHが使用できない場合にそなえて行うものである。
- (v) RHのisolationを圧力保持(起動時水側を高圧に保つ)のためのバルブを設置している。これは極めて複雑でCDFRにRHを削除した一回にもなっている。
水側の高圧条件はリーグ検出後の水/蒸気側ダンプ時にも十分注意する必要がある。
- (vi) 全てのリークは tube-to-tubeplate の溶接部で $10^{-4} \sim 10^{-8}$ g/sec のリークであり、growth rate は極めておそい。
- (vii) ferritic material では圧力が減少した後リークは閉塞しており、従来の方法ではリークを検出できない。このためPFRでは特殊な方法で開発した。
位置決めに10日を要する。
- (viii) リーク位置決めとプラグは据付けたままの状態で行なわれるが、全ての作業が3週間で行なわれる。プラグは explosive welding で行なう。

(2) CDFRの設計

CDFRの2次系はPFRと同一規模の同一形式のSGを使用する。1981年までには、

C D F R の 6 ケの SG を P F R に据付運転を行なう。

C D F R の改良点は以下の点である。

- (i) thermal shock を軽減し プラント稼動率を向上するため、2次系は 8 ループとし、各 IHX (8基) に独立して 2次系を接続する。
- (ii) 起動停止時の運転の因難さ (タービンメタル温度マッチング、正圧条件 etc) のためにナトリウム再熱をやめて、蒸気再熱にする。
- (iii) 2次系配管のためには bellows の採用又は ASME code case 1592 よりもゆるやかな規格の確立が必要である。
- (iv) C D F R の SG は 9 % Cr - 1 Mo で U-tube 型、Na の中に溶接なしのタイプである。
また、バルブを設置して、Na - 水反応生成物の拡散防止及び H C D A 時の格納バウンダーとする。またスペアのチューブハンドルを設ける。
- (v) SG と隔離弁の間の配管は ferritic steel でつくる。

TABLE I - OPERATING HISTORY OF PFR STEAM GENERATORS

UNIT	HOURS FILLED WITH SODIUM	HOURS FILLED WITH WATER OR STEAM	PRESSURE RANGE - MPa	MAX SODIUM TEMPERATURE - °C
Evaporator 1	28,268	17,398	8 - 13	466
Evaporator 2	19,268	9,103	8 - 13	457
Evaporator 3	15,580	6,136	8 - 13	478
Superheater 1	28,268	11,877	8 - 13	519
Superheater 2	19,268	7,870	8 - 13	522
Superheater 3	15,580	5,456	8 - 13	531
Reheater 1	28,268	6,701	VAC - 2.5	512
Reheater 2	19,268	5,604	VAC - 2.5	513
Reheater 3	(Removed)			

Design construction and experience of operating secondary sodium
circuits of fast reactors

M. G. Robim (CEA, NOVATOME)

PhenixとSuper phenixの2次冷却系について述べる。phenixは1973年8月より運転を開始し、Super phenixは1977年3月より建設を開始している。

- (1) 各々の冷却系をFig 1及びFig 2に示す。phenixは3ループ、Super phenixは4ループの2次系から構成される。Super Phenix のSGは自由液面を有し、Phenixの12基／ループのモショール型に対し、1基／ループの一体貫流型を採用している。
- (2) Na-水反応時のIHXへの圧力の伝播の軽減効果を目的として、Phenixにバッファタンクが設置されているが、Super phenixではSGに自由液面をもたせて、この役目を果している。
- (3) 2次主循環ポンプの比較をTable 1及びFig 5に示す。

Super phenixの回転数はphenixの730 rpmから500 rpmに変更している。

- (4) IHXの比較をTable 2及びFig 6に示す。
IHXの伝熱管サイズはphenixと全く同じで14mm×1mm AISI 316Lである。
- (5) SGの比較をTable 3及びFig 7に示す。
Super phenixの伝熱管材質はAlloy 800である。
- (6) ダンプタンクの比較をFig 8に示す。
Super phenixのダンプタンクは液面の変動を考慮してたてS型に変更した。
- (7) Super phenixのCTには有機冷媒冷却方式を採用している。
- (8) Na-水反応対出系の比較をFig 10に示す。

phenixは一体型であったが分離効率が悪かったのでSuper phenixでは分離型に変更した。

次にphenixの主要な運転経験について述べる。

- (1) phenixの2次系のポンプはオーバーサイズであり、定格流量時65mNaのヘッドが出来るように設計されていたが、実際は38mNaであった。

- (2) 配管の熱変位が解析と異ったため、サポートの調整を行なった。
- (3) Na 配管からの小リーグが 3 度発生した。そのうち 2 度は CT とメインの mixing tee で他の一度はメインの配管であった。
Super phenix については SG が 5MW, 45MW のテスト中で Na ポンプは水中テスト中である。

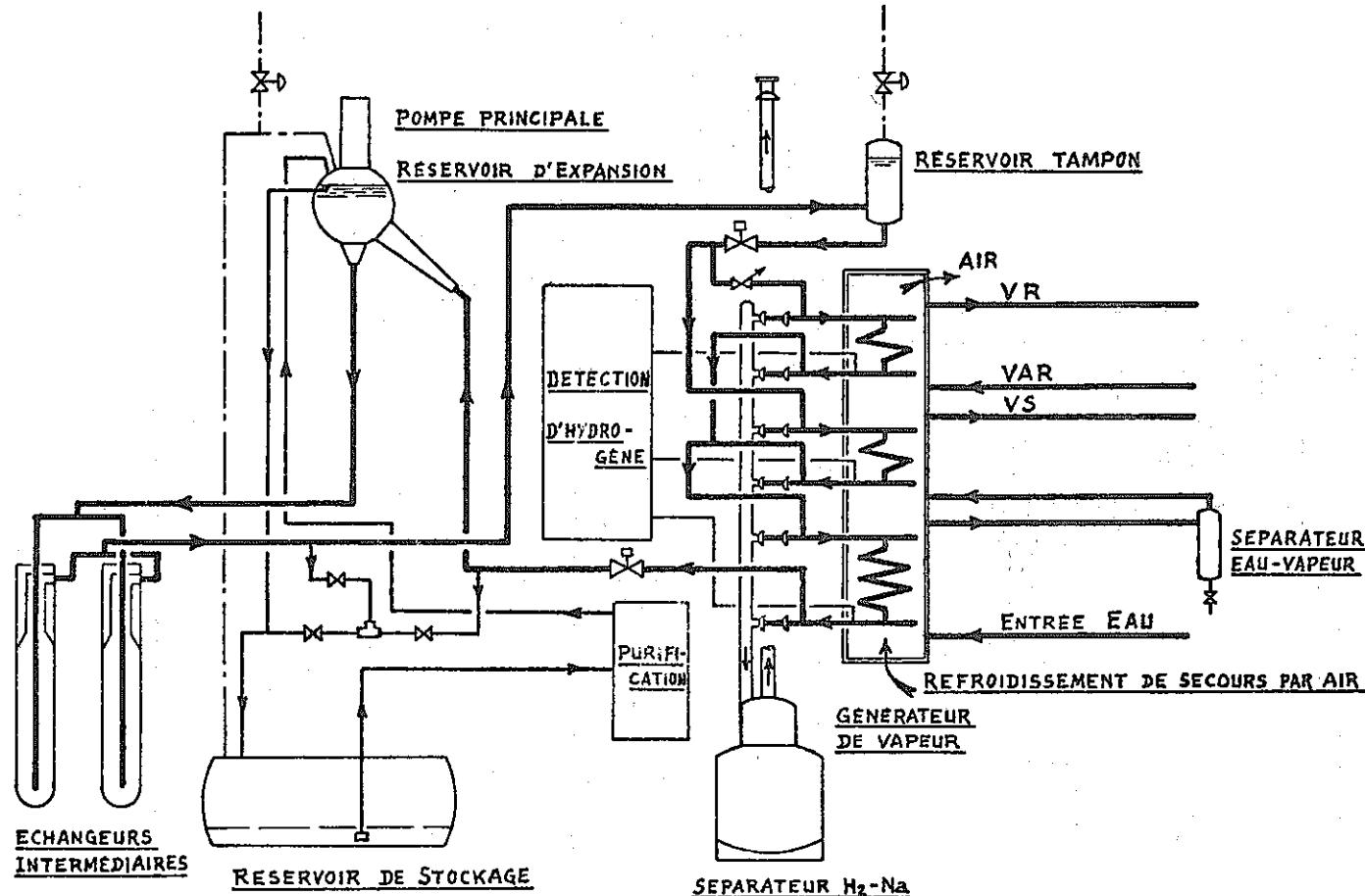


FIGURE 1 - SCHEMA DU CIRCUIT SECONDAIRE DE PHENIX

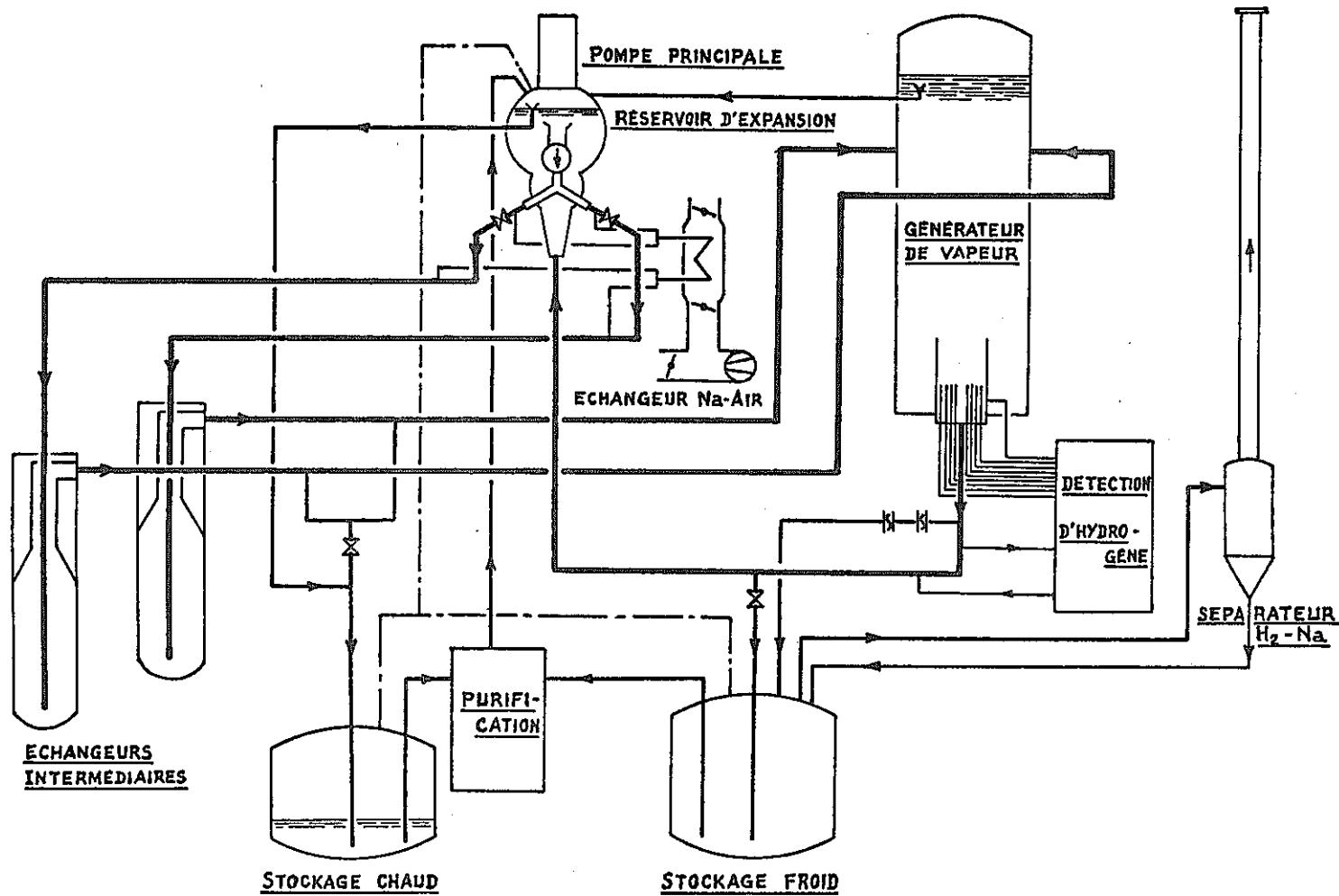


FIGURE 2 - SCHEMA DU CIRCUIT SECONDAIRE DE SUPER PHENIX

- TABLEAU 1 -

Pompes principales secondaires

	Phénix	Super Phénix
- Type		
. Aspiration	Centrifuge	
. Refoulement	radiale	
. Palier inférieur	axial	
- Caractéristiques fonctionnelles nominales	Hydrostatique	
. Débit	(kg/s)	737
. Température	(°C)	350
. Hauteur de refoulement	(mNa)	38
. Vitesse de rotation	(t/mn)	730
- Système d'entraînement		
- Moteur principal	Asynchrone	Synchrone
. Tension d'alimentation	(kV)	5,5 (1)
. Puissance	(kW)	770
. Vitesse maximale	(t/mn)	954
- Moteur auxiliaire	Asynchrone	Asynchrone
. Vitesse pompe sur moteur auxiliaire	(t/mn)	100
- Réservoir d'expansion		
. Diamètre	(mm)	3700
. Volume en sodium	(m ³)	22,5
. Volume en argon	(m ³)	6
. Pression d'argon	(bar abs.)	1,3 - 1,5
		1,3 - 1,6

(1) Réglage du courant rotorique par dispositif statique (analogue au système Scherbius)

(2) Alimentation à fréquence variable par pont ondulateur.

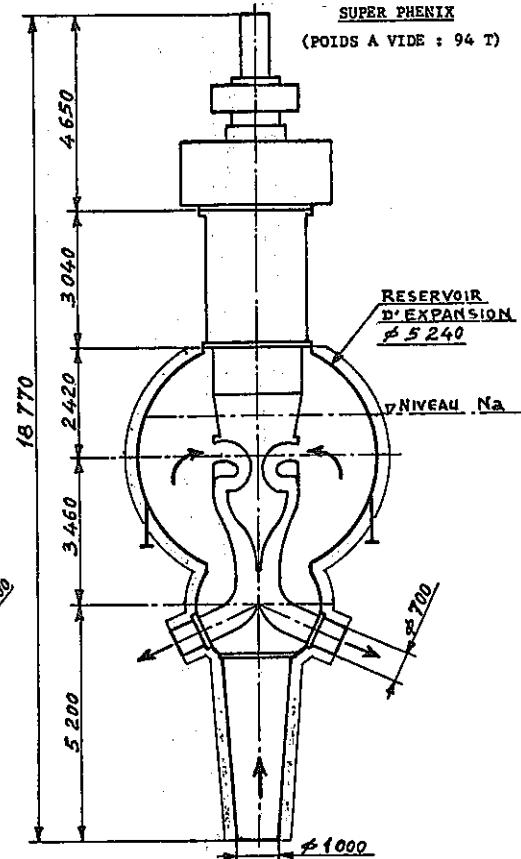
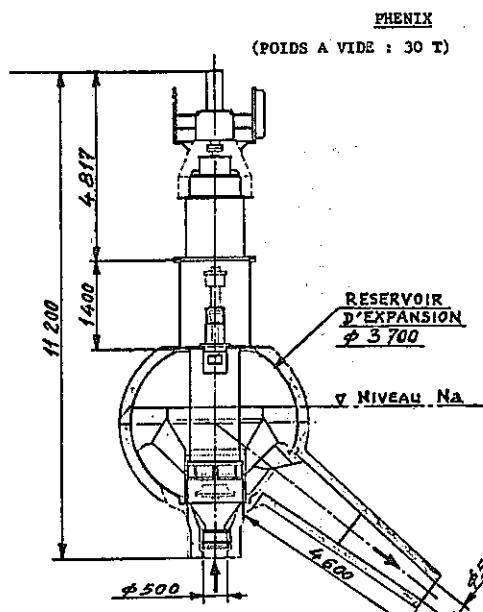
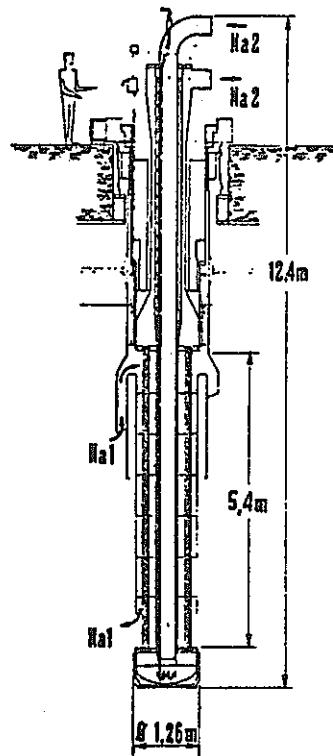


FIGURE 5 - POMPES SECONDAIRES DE PHENIX ET SUPER PHENIX

- TABLEAU 2 -
Echangeurs intermédiaires

	Phénix	Super Phénix
- Caractéristiques fonctionnelles nominales		
. Puissance échangée (MW)	94	375
. Températures sodium primaire		
- entrée (°C)	560	542
- sortie (°C)	397	392
. Températures sodium secondaire		
- entrée (°C)	350	345
- sortie (°C)	550	525
. ΔT logarithmique (°C)	23,8	29,5
. Débit primaire (kg/s)	454	1977
. Débit secondaire (kg/s)	368,5	1633
- Caractéristiques constructives		
. Nombre de tubes	2279	5380
. Dimension des tubes (diamètre et épaisseur) (mm)	14 x 1	
. Pas radial (mm)	19	
. Pas circonférentiel (mm)	20	
. Longueur des tubes (entre plaques) (mm)	5365	6520
. Matériau des tubes	AISI 316 L	

PHENIX
(POIDS A VIDE : 29 T)



SUPER PHENIX
(POIDS A VIDE : 70 T)

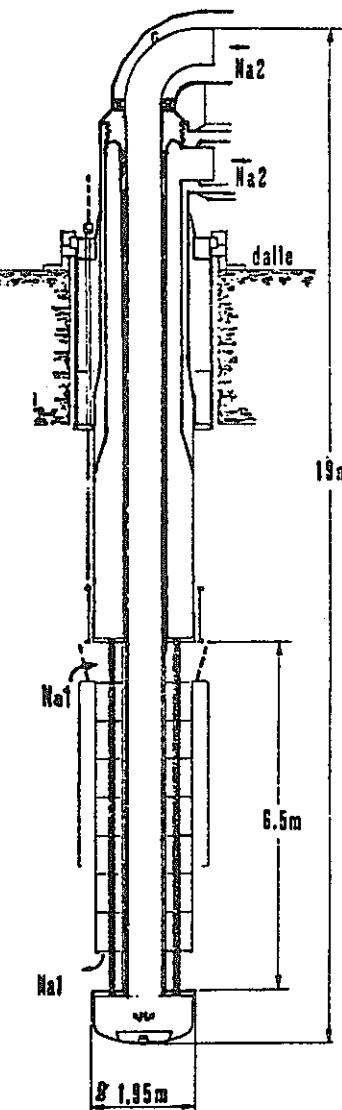


FIGURE 6 - ECHANGEURS INTERMEDIAIRES DE PHENIX ET SUPER PHENIX

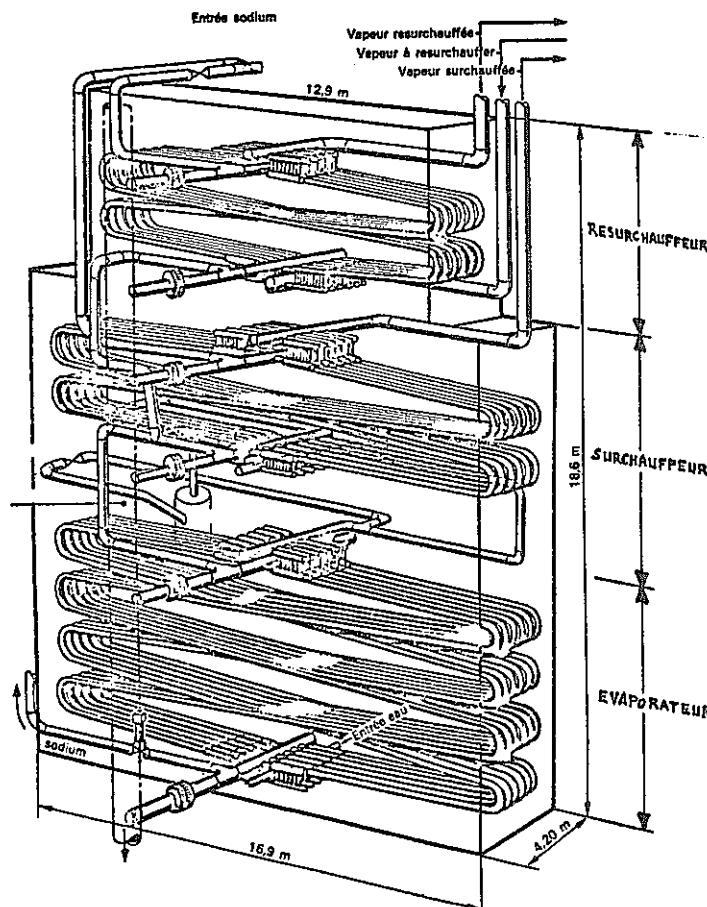
- TABLEAU 3 -

Générateurs de vapeur

	Phénix			Super Phénix
	<u>Evap.</u>	<u>Surch.</u>	<u>Resurch.</u>	
- <u>Nombre de modules par générateur de vapeur</u>		12		1
- <u>Resurchauffe sodium</u>		oui		non
- <u>Caractéristiques fonctionnelles nominales</u>				
. Puissance échangée (MWth)		186,3		750
. Température entrée sodium (°C)		550		525
. Température sortie sodium (°C)		350		345
. Débit sodium (kg/s)		737		3273
. Température d'eau d'alimentation (°C)		246		237
. Température vapeur surchauffée (°C)		512		490
. Pression vapeur (bar abs)		168		184
. Débit vapeur surchauffée (kg/s)		70		339,6
. Température vapeur resurchauffée (°C)		512		
. Pression vapeur resurchauffée (bar abs)		34		
. Débit vapeur resurchauffée (kg/s)		62		
- <u>Caractéristiques d'un module</u>	<u>Evap.</u>	<u>Surch.</u>	<u>Resurch.</u>	
. Nombre de tubes	7	7	7	357
. Dimensions des tubes (mm) (diamètre et épaisseur)	28 x 4	31,8 x 3,6	42,4 x 2	25 x 2,6
. Longueur d'échange (m)	60,8	26,9	21,9	86,5
. Matériau des tubes	2,25 Cr-1Mo et 2,25 Cr-1Mo-Nb		TP 321	alliage 800

PHENIX

(POIDS A VIDE : MODULES ET COLLECTEURS : 100 T, CAISSE ET SUPPORTAGES : 225 T)
(ENCOMBREMENT : 1230 m³ POUR 186 MWe)



SUPER PHENIX

(POIDS A VIDE : 162 T)
(ENCOMBREMENT : 198 m³ POUR 750 MWe)

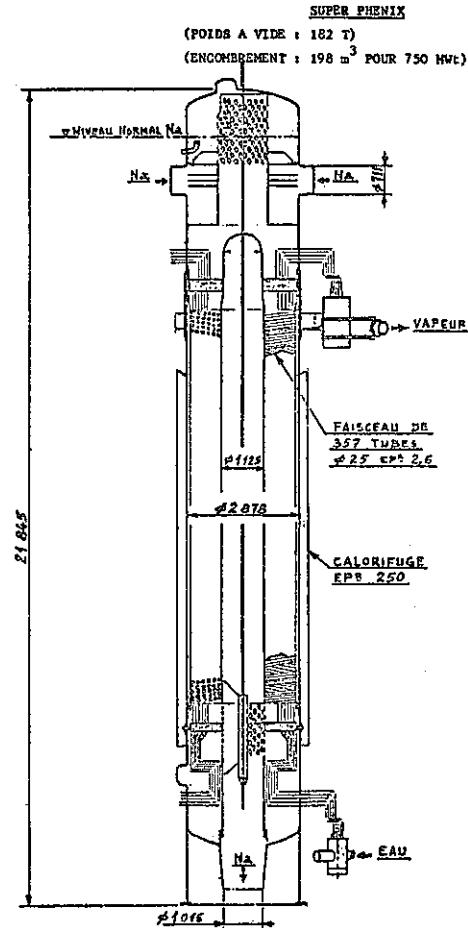


FIGURE 7 - GENERATEURS DE VAPEUR DE PHENIX ET SUPER PHENIX

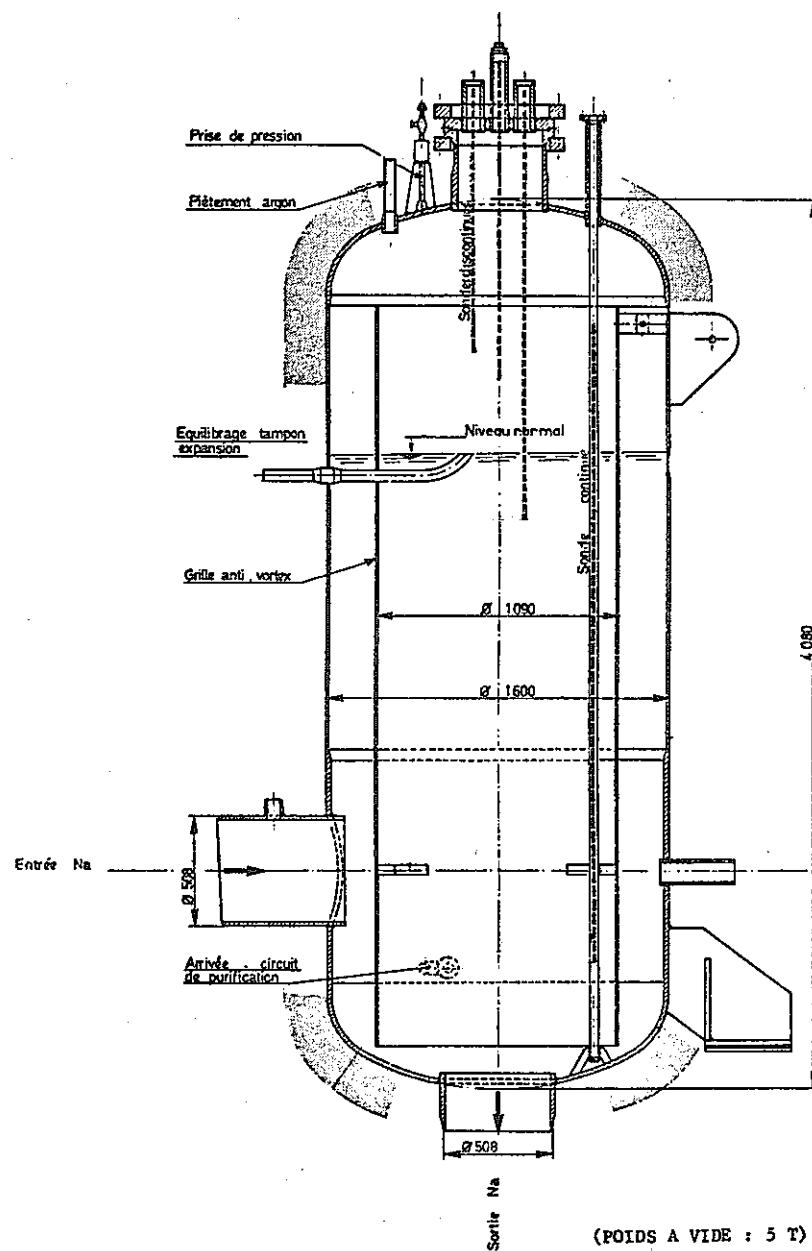


FIGURE 3 - RESERVOIR TAMPON DE PHENIX

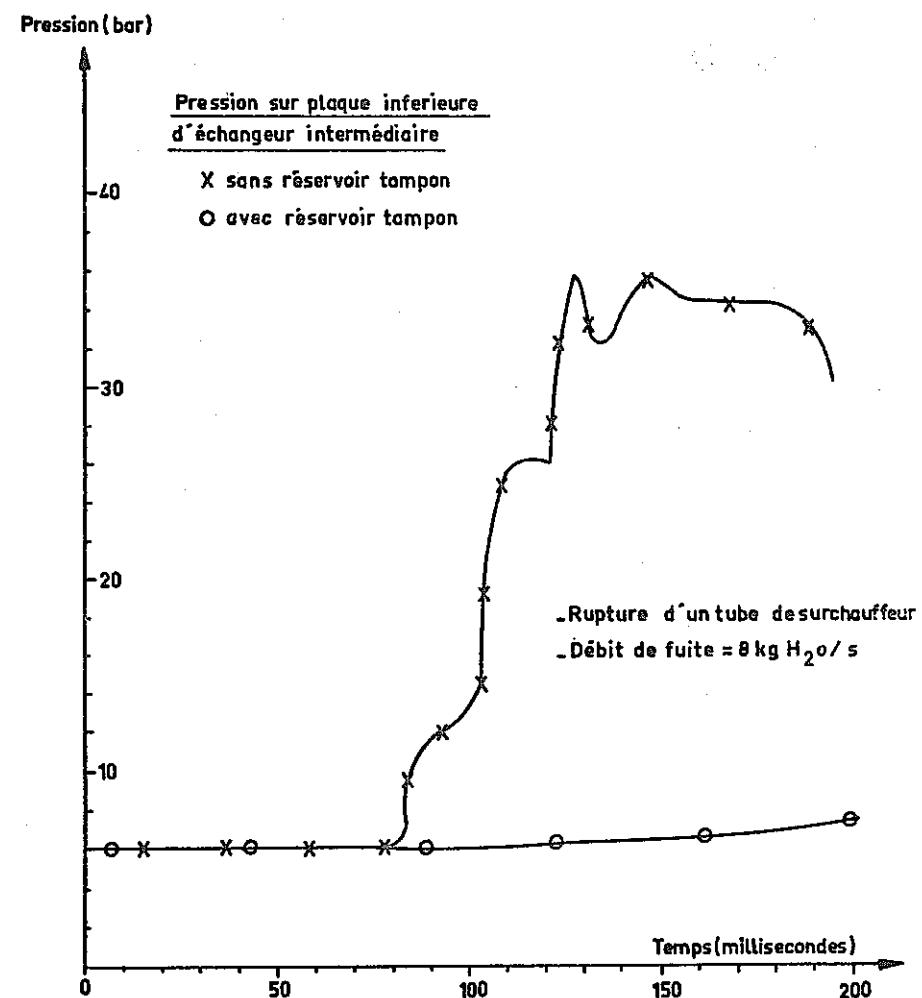
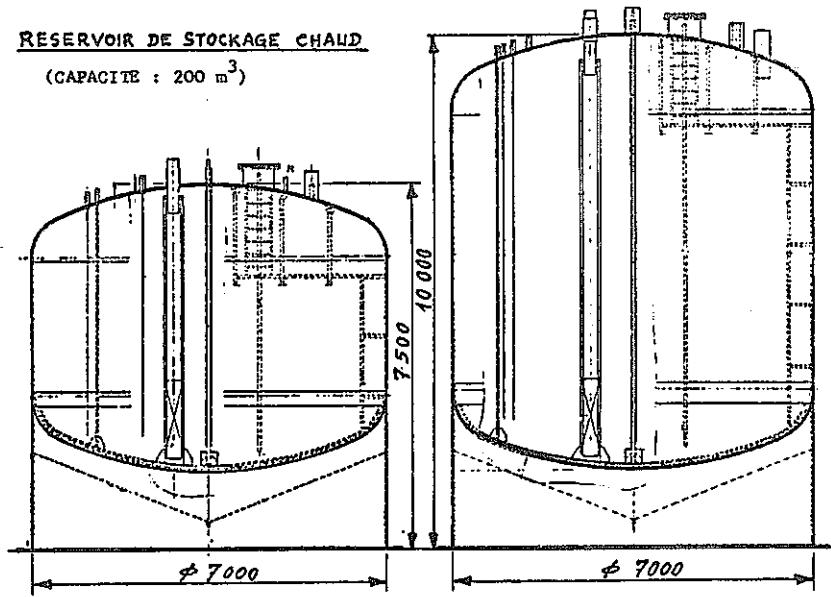
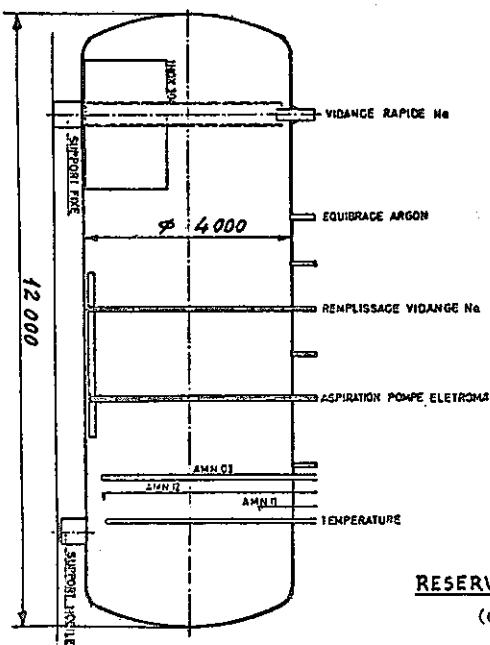


FIG.4: EFFET DU RÉSERVOIR TAMPON.

RESERVOIR DE STOCKAGE CHAUD
(CAPACITE : 200 m³)



RESERVOIR DE STOCKAGE FROID
(CAPACITE : 300 m³)



PHENIX
(CAPACITE : 155 m³)

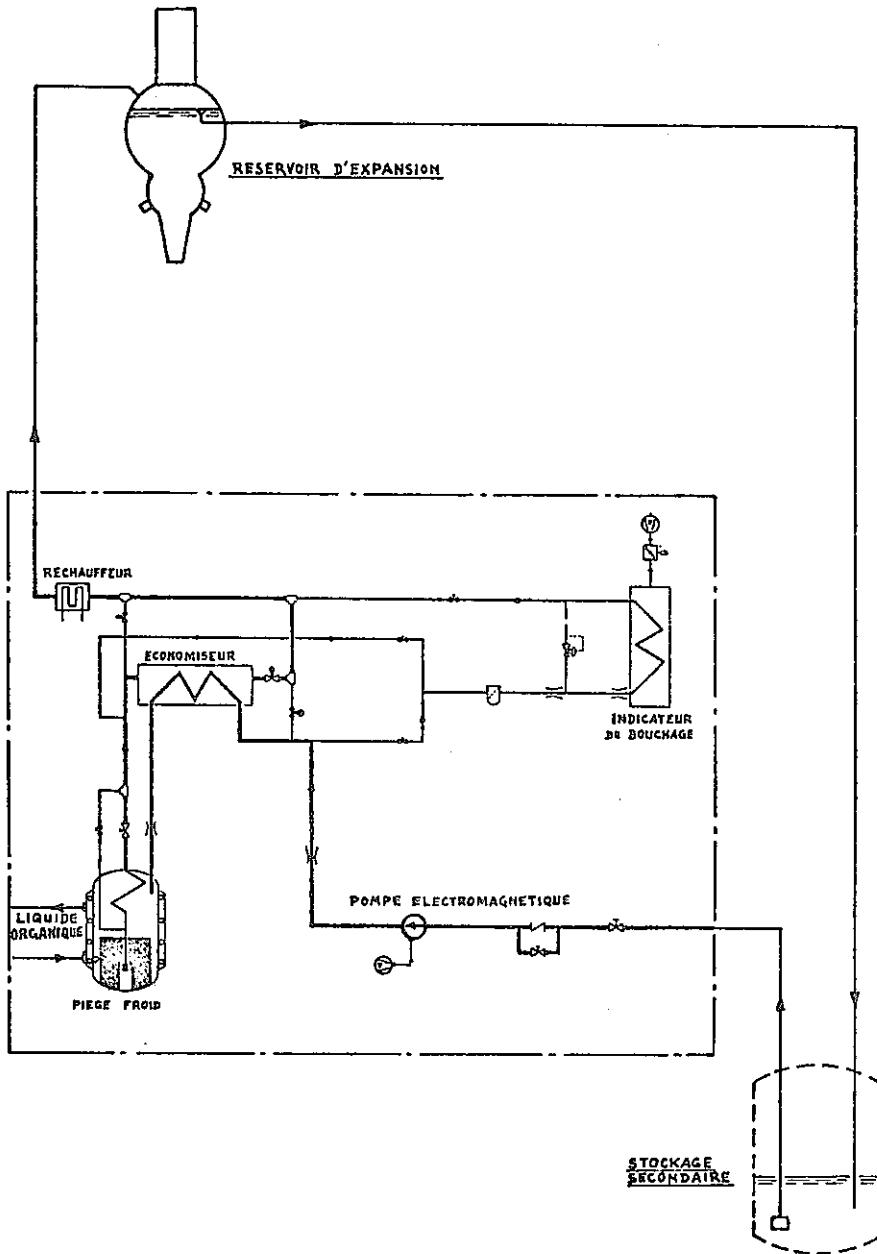


FIGURE 8 - RESERVOIRS DE VIDANGE DE PHENIX ET SUPER PHENIX

FIGURE 9 - SYSTEME DE PURIFICATION DU SODIUM POUR PHENIX ET SUPER PHENIX

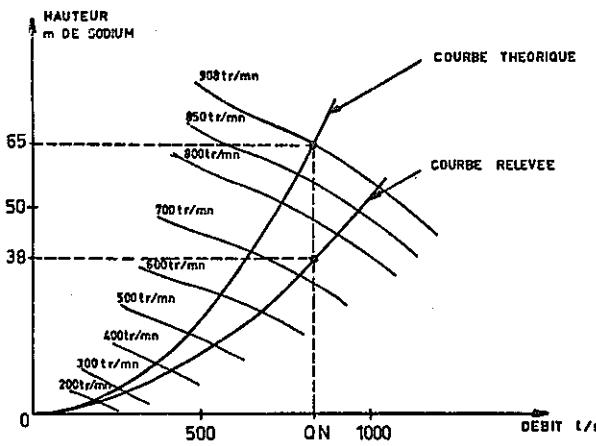


FIG n°11 Caractéristique en sodium des pompes secondaires de Phénix

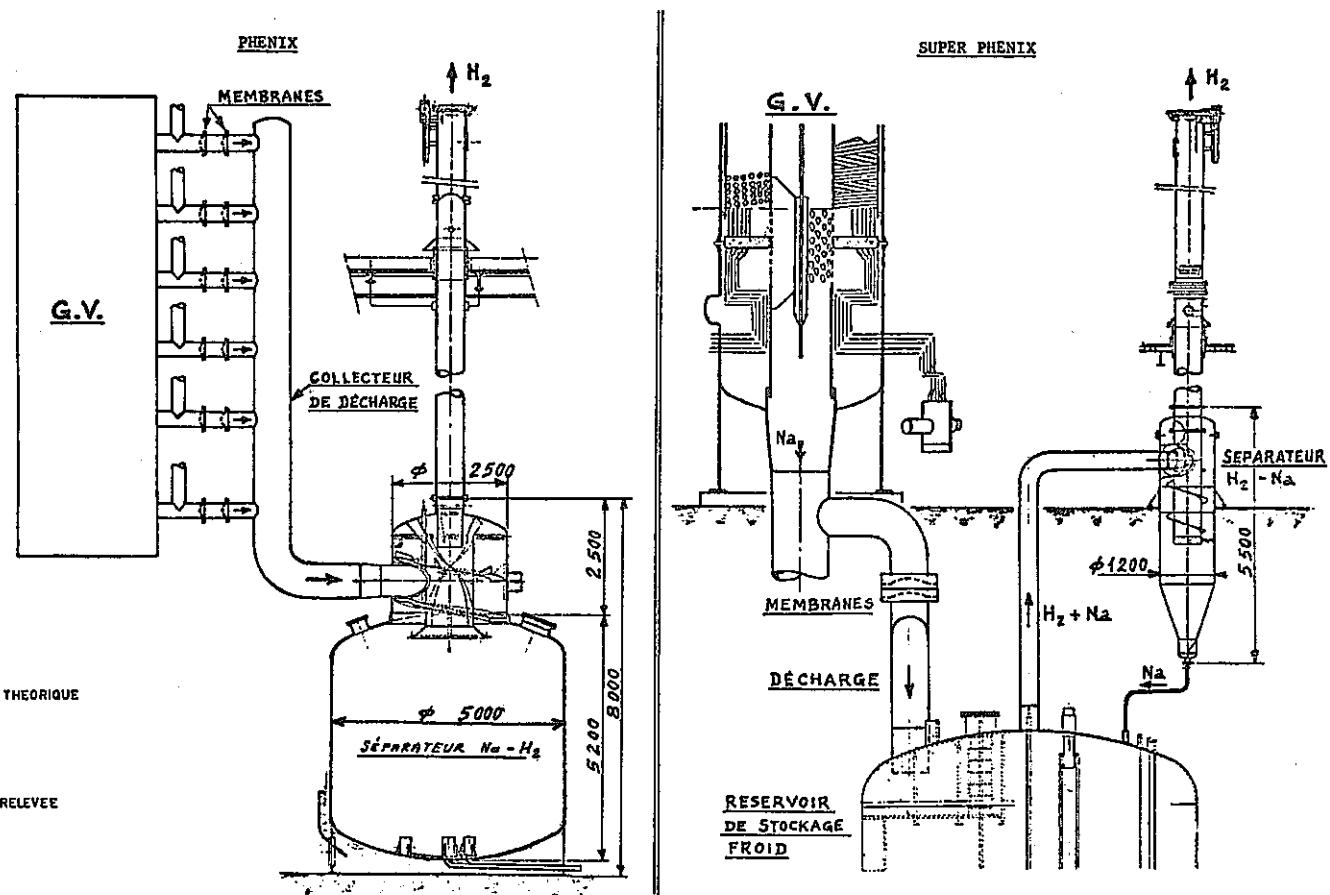


FIGURE 10 - SYSTEMES DE DECHARGE DE REACTION SODIUM EAU DE PHENIX ET SUPER PHENIX

The design of clinch River breeder reactor

A. F. Lillie (米 AI)

A I の発表は先の日米 S G Specialist Meetingで発表されたものとほぼ同一であった。下記に若干の特徴的事項のみ示す。

(1) Inconel 718のtube spacers

全部 21ヶあるスペーサーのうち、上、下の 2ヶのスペーカー合計 4ヶを Inconel 718にして、tube の gouging を避けるため各ホールに 20 のテーパーをつけた。

他の 17ヶのスペーサーは 2 1/4 Cr-1Mo 鋼である。

(2) tube-to-tubesheet joints

管と管板の溶接は internal bore weld で行なうが、各伝熱管の最終 X-ray を撮る前に、溶接部の post-weld heat treatment を行なうため、管板側の spigot は 1.75 (444 mm) の長いものに変更した。

(3) removable stambeads

ISI, プラグのために removable は stambeads を採用し、24本のボルトで 91トンの力で締めつけているが、シール性能の向上をはかるため、中間に disc portion を設け thermal matching を行なっている事である。

(4) thermal shields

ナトリウムの出入口ノズル付近には 11/2 の liner を、中間部は shroud が liner の役目を、上部エルボ部には elbow shroud が、上、下 reducer 部には special thermal liner をまた下部管板には plate-type の thermal baffles を上部管板には hexagonal bar-type thermal baffles が設置されている。

最近の主要な実験の結果を以下に示す。

(1) material program

GE と ORNL で 2 1/4 Cr-1Mo 鋼に対する short-term mechanical properties creep 及び creep fatigue interaction testing を行ない設計データをまとめた。

(2) thermal hydraulic testings

水中テストを A I で行ない、Na 側の flow distribution 及び tube vibration の確認を行なった。

flow distribution が均一になるのは window の下流 1.2 m, tube vibration 12.55 mm の order であった。(spacer gap は 2.8 mm)

(3) large sodium/water reaction test

大リーグの実験を行ない、現在 trans II で解析中である。

(4) galling test

Inconel 718 と 2 1/4 Cr-1 Mo の spacer と tube の galling test を実施したが、クロモリークロモリでは galling が生じたため、前述のとおり 1 部 Incon 1718 に変更した (横荷重 4.5 kg, total 51 m)

(5) bolting test

removal steambead のボルト (Inconel 718) のクリープテストを実施し、preload の 2% 以下の荷重減少しが生じない事を確認した。

(6) magnetite film test

DNB 点でも magnetite film がはく離しない事を確認した。

結論

CRBRP の SG は、1 本につづく 6 本の伝熱管の完全破断 (faulted), SSE(faulted), 水/蒸気管の完全破断と SSE, OBE と upset transient at the worst time の重ね合わせ等種々の厳しい条件にさらされるが、十分これらに耐えうる事が確認された。

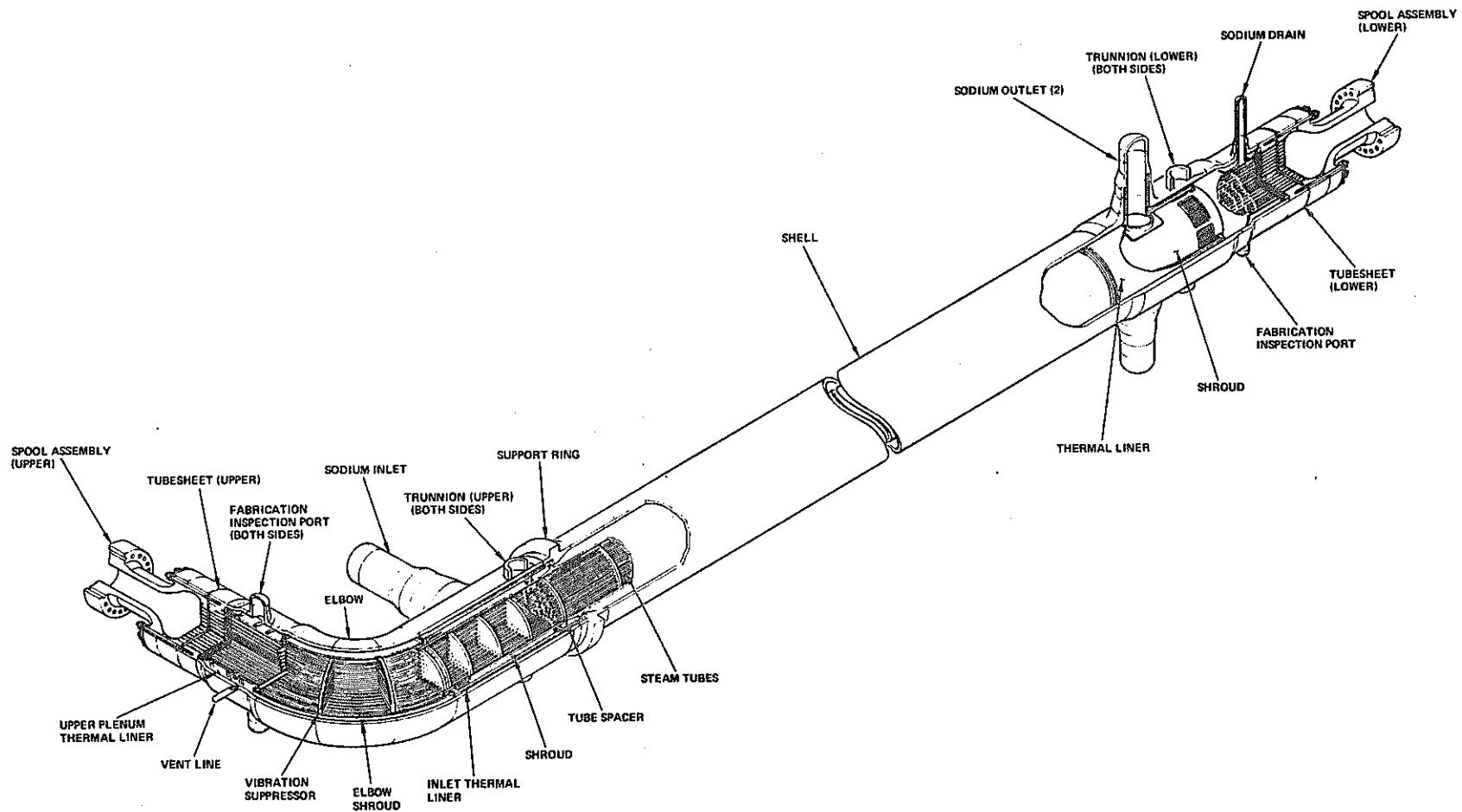


Figure 1. CRBRP Steam Generator Configuration

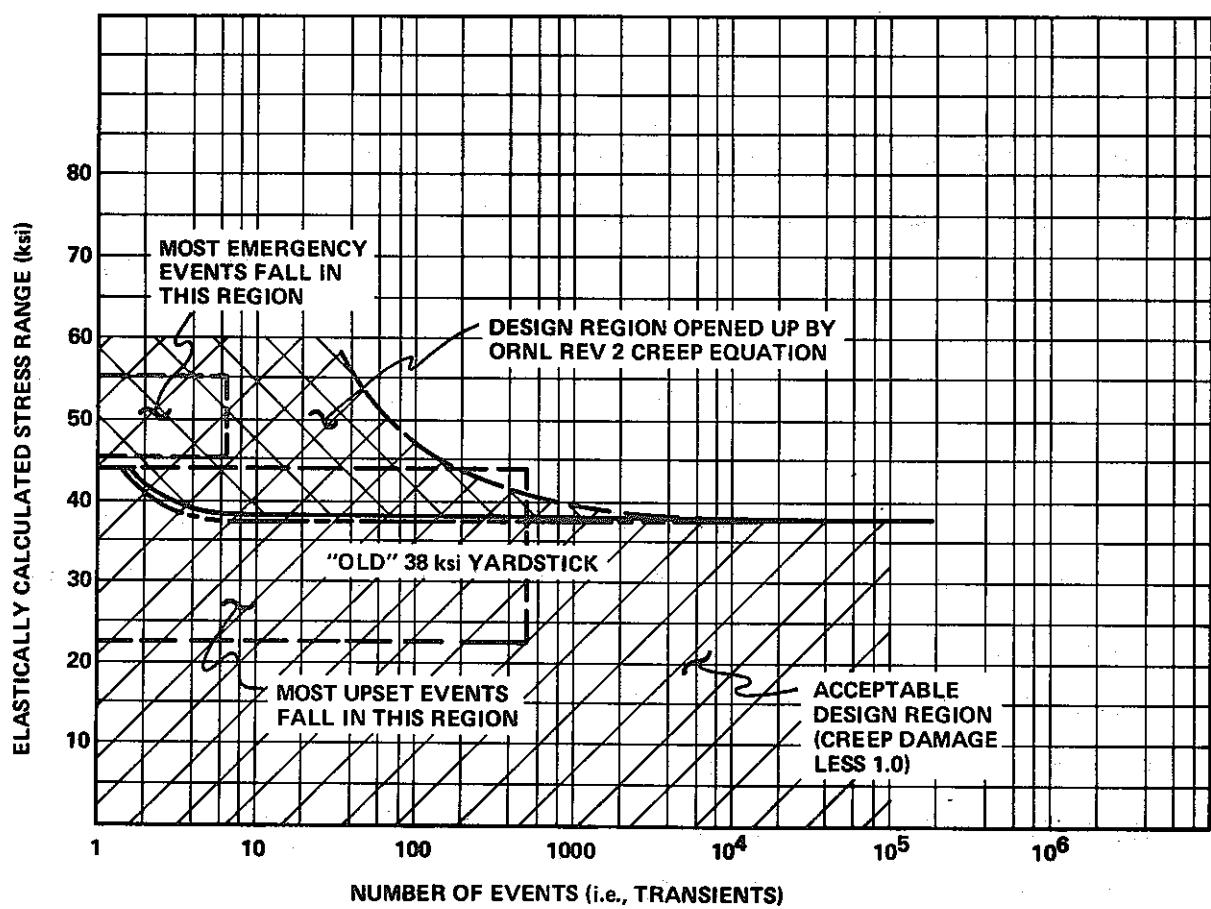


Figure 4. Impact of ORNL Revision 2 Creep Equation

225 / 42

Development, Design, Construction and Prototype Test

Experience of Steam Generators for SNR-300

M. H. Knaap (NERATOON)

オランダ、TNO等におけるSGの開発の概要について述べる。

(1) 直管型プロトタイプ SG の試験

1971 / 1972, ハンガロの 50 MW S C T F の認可とともに直管型 SG の試験を開始した。しかし初期の段階で R H にリークが発生したので、R H を取外して運転を継続し約 3000 hr で運転を終了した。

この間水素計の誤信号が出たがリークではなかった。

E V は取外し、洗浄後検査を実施した。

S H は据付けた状態のままで現在まで 7300 hr の運転時間に達した。

(2) ヘリカルコイル型プロトタイプ SG の試験

ヘリカルコイルの E V を製作し、1974年1月～1975年1月の間に 3268 hr の試験を実施した。この後洗浄、分解、点検を行なったが、何も欠陥はなかった。また、組立し、再据付して現在試験中である。現在 10,000 hr に達している。

(3) 材料試験

21/4Cr-1MoNb 及び溶接部のクリープ試験を SNR-300 の建設と併行して進めている。 10^5 hr になる 1988 年まで継続する。

(4) thermal hydraulics

50 MW SG の他に single tube で熱伝達、不安定の実験等を行なった。また、両方の SG に対して振動の実験も行なった。更に直管型 SG の管一管板溶接部の thermal shock のテストも実験した。

(5) wear testing

E V の tube と tube support の wear test を行ない、寿命中問題ないことを確認した

(6) leak detection experiment

ペリカルコイルプロトタイプ SG に 6ヶ所（上部同一レベル、方向 6ヶ所）に水素注入

装置を設け、SG出口の水素計で挙動を測定した。

周方向注入位置からの挙動で見ると SG内部で時計と反対通りの流れがあることを示し、これは流量が増せば増すほど大きくなる。また流量が小さく(10%以下)になると水素の上昇が目だち、スタグナント部の水素計に強い、しかし不規則な信号を与えることがわかった。

(7) hydrogen diffusion

ヘルカルコイルプロトタイプSGを利用して水素拡散の試験を行なった。出口蒸気温度380°Cでは $0 \sim 50 \mu\text{g}/\text{m}^2 \cdot \text{h}$ で500°Cでは $250 \mu\text{g}/\text{m}^2 \cdot \text{h}$ に達した。水側のcorrosionには450°C以上の部分が強く影響しているが、定量的温度伝存性については未確認である。次にSNR-300のSGのプロトタイプからの主要な変更点について述べる。

(1) 直管型SGの変更点

- (i) バイパスフローを軽減するため、内部シェラウドの形状を円柱から六角柱に変更した。
- (ii) Internal bore weld の最適化。これはRHでリークが発生した直後に開始された。STORK社は2.0mmの肉厚のEVとしてpulsed-arc Tig process single pass weld without filler metalを
ROYAL SCHELDE社は2.9mmの肉厚のSH用としてconstant-current double pass welding process with a filler metalを開発した。
- (iii) Inboe dye penetrantとX-rayの新しい検査法を開発した。
- (iv) tube support をろう付けから溶接タイプに変更した。
- (v) シェルのペローズの材質をDIN 1.4980からDIN 1.4948(SUS304L)に変更した。

(2) ヘリカルコイル型SGの変更点

主な変更点は管板形式からサーマルスリープ方式に変更した事と放出系のノズル位置を直管型SGと合わせたことである。

最後にSGの製作段階における諸問題について述べる。

現在6基のSHの2532ヶ所のIB-weldsは完了し、6基EVの最後のバンドルの442ヶ所のIB-weldsを行なうところである。またヘリカルコイルSGについては丁度製作が開始されたところである。

製作の段階でライセンス測から種々の点を要求されたが、その主なものは

- (i) シェル材と I B -weld/Cに対して N D T の試験を実施すること
- (ii) 自動溶接は毎日 pre-production test weldsを行なうこと。
- (iii) 手動溶接には simultaneously welded testplate を用意すること
- (iv) reactor Vesselに対する R H P 2/1 と R H P 5/2 の適用とすること。
- (v) 異材継手として 50 M W S C T F では Incoweld 182を使用していたが、強度が不十分であるとの理由から Inconel 600 の transi torsingを使用すること等である。

225 / 55

Design R&D and Manufacturing Work for the components
of Secondary Circuit for Fast Sodium Power Plant

P. G. Avangini (伊, NIRA)

(1) SG

PECはSGを有していないし、Super PhénixのSGは仏が製作するため、当面伊でSGは必要ないがSuper Phénixタイプの炉を伊に建設する時のために、SGの開発を進めている。

現在直管型の50MWSGを製作中で、1979年より仏のLes Renandiersで試験する。ヘリカルコイル型SGについては概念設計を継続している。

伊の直管SGはシェルと伝熱管の熱膨張差を吸収するものが何もない。

1970年Casacciaで1MWSGのループを建設し、最初ヘリカルコイルSGのテストをしたが、現在直管型SGのテストセクションに変え、試験の準備をしている。

BrasimoneはNa-水反応大リーク試験装置が完成した。最初Super Phénix用のヘリカルコイル型SGの試験を行なうが、その後直管型SGの試験も行なう。

その他Nb stabilized 2 1/4 Cr-1Mo鋼、N stabilized 1Cr-Mo鋼、Alloy 800, 9~12Cr stabilized alloy等の材料開発及びbrazeによる管一管板接続法等を開発している。

(2) 空気冷却器

PECは2ループ、3基/ループACを有している。当初ACの設計はhot sodiumが下からはいり、cold sodiumが上から出る方式であったが、低load時の不安定性のため設計を変更した。

(3) ナトリウム弁

NUOVO-PIGNONEでSuper Phénix用のバルブ供給するが、このため100φのbellow valve 150φのfreeze seal valve, 100φのcheck valveの3ヶのバルブを製作し試験している。

ASME Code 1592を適用して、設計製作を行なった。またCo含有率は0.25%に押

えている。

(4) その他

電磁ポンプを将来主循環ポンプに使用することを考えて、新しい形をした電磁ポンプを開発している。現在水銀を使用して小形のものを試験している。

蒸気発生器におけるNa-水反応の安全性評価（ソ連）

B. M. ポプラフスキイ他

オブニンスク 原子力研究所

Na-水反応に関連した非常時の実験的及び理論的解析研究について述べ、さらに現在ソ連（BN-350）で採用されている蒸気発生器の安全性の対応策を述べている。
 （本質的にはもんじゅとの差はないと思われる）

1. 大リーク

反応領域における温度と圧力の評価には次の前提条件に基いている。

- $\text{Na} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaOH} + \frac{1}{2}\text{H}_2$
- 反応は瞬時
- 反応生成物中の温度、圧力は一定
- 1本の瞬時、完全破断
 （反応圧はBN350で9k BN-600で20k）
- Na中への水のリーク速度は破断点までの圧力バランスによる
- ガスの移動はピストンモデル

2 小リーク

- wastage rate の最大は nozzle からの距離と孔径の比が25の位置で生ずる。
- 高ニッケル鋼の耐破損性はオーストナイト鋼の2.5倍、フェライト鋼の3.5倍ある。
- 温度が450°Cから300°Cに下るとリークの自己進行性は1桁下がる。
- wastage の最大の factor はアルカリ性物質の存在である。
- wastage は火炎モデルで説明される。

3. 安全保護系

安全保護系の基本は、リーク検出による緊急事態発生信号の定式化とリーク後の構造の安全性の確保になる。

ソ連ではSGリーク事故時の運転シーケンスとしてCA3を開発した。その手順は次の通り。

- リーク信号の確認、及び信頼性評価

- ・事故ループの停止

- ・事故 S G の隔離

- ・水側ブロー， Na ドレン， 不活性ガス置換

リーク検出に関してはNa 中及びカバーガス中の拡散膜によるH₂ 濃度監視が定着した。

BN-350 の例でNa 中 1.2 ppm(W) カバーガス中で 10^{-3} V% の感度をもつ

A E法はBOR 60, BN 350 などで開発中

尚，水系の隔離は油圧装置で5 sec 以内で可能，放出系の収納は2段構えである。

Session VII 炉心および燃料
VIII_A

VII-1 (8) ラブソディー フォルティッシュモ標準燃料の高燃焼度における挙動

P. Millet 他 (CEA)

VII-2 (67) BOR-60 原子炉の炉心特性及び照射燃料パラメータの研究

グリヤーゼフ 他 (U.S.S.R.)

VII-3 (34) SNR-300 の燃料設計とピンバンドルの熱流力実験

R. H. Möller 他 (GfK)

VII-4 (58) イタリアに於ける炉心及び燃料設計の考え方

A. Amendola (CNEN 伊)

VIII_A-1 (9) Phenix の燃料集合体及び炉心性能解析

J. Ravier (CEA)

VIII_A-2 (4) PFR で得られた炉心性能と CDFR への応用について

K. Q. Bagley (UKAEA)

Thermal behaviom of the Rapsodie Fortissimo and Phenix standard oxide fuel element

P. Millet.他 (CEA)

Rapsodie Fortissimoで約 20,000 本の燃料ピンが照射されているが、これらの平均燃焼度は 7.34% 最高は 15.45% に達した。

この中で S/A-802 (平均燃焼度約 10%, $UO_2 - 30\% PuO_2$) を照射後試験に供した。この結果中心孔の形成が予想以上に大きく、中心温度が低く、表面温度が予想よりも 150°C も高いという事が判明した。(Fig 1~Fig 3 参照)

10a/o 燃焼させたラプソディー・フォルティシモの燃料バンドル中 61 本ピンすべてについて破壊試験を行ない、その結果を報告している。線型熱出力 290 ~ 400 W/cm の範囲で、バンドルを横切って断面顕微鏡写真を撮っている。柱状グレイン領域の境界の位置について与えられた基準から評価した温度分布は燃料ピン同志で非常によく似た様相を呈し(平均差約 25°C)，中心孔の直径はかなり不揃いである。この不揃いの程度がかなり大きいのは、燃料製造時の条件のバラツキが大きかったものと考えられる。原因として、次のいくつかの要因が考えられる：すなわち、割れ目の移動の半径方向分布及び被覆管のスウェーリングと酸化物燃料の不均一な溶融等がある。

ペレットの溶融や被覆管のスウェーリングが起れば、酸化物ペレットの表面の過熱が起り、構造の連続的な変形が起る。しかしながら、中心温度は寿命初期における値より低く保たれる。

19568 Aiguilles
352 Assemblages

nombre
d'aiguilles

TCF

{ Val. Moy. 7.34 %
Val. Max. 15.45 %

FIGURE 1

Assemblage 802

2000

1000

0

10

at%

HISTOGRAMME DES TCF FORTISSIMO

AU 19/9/77

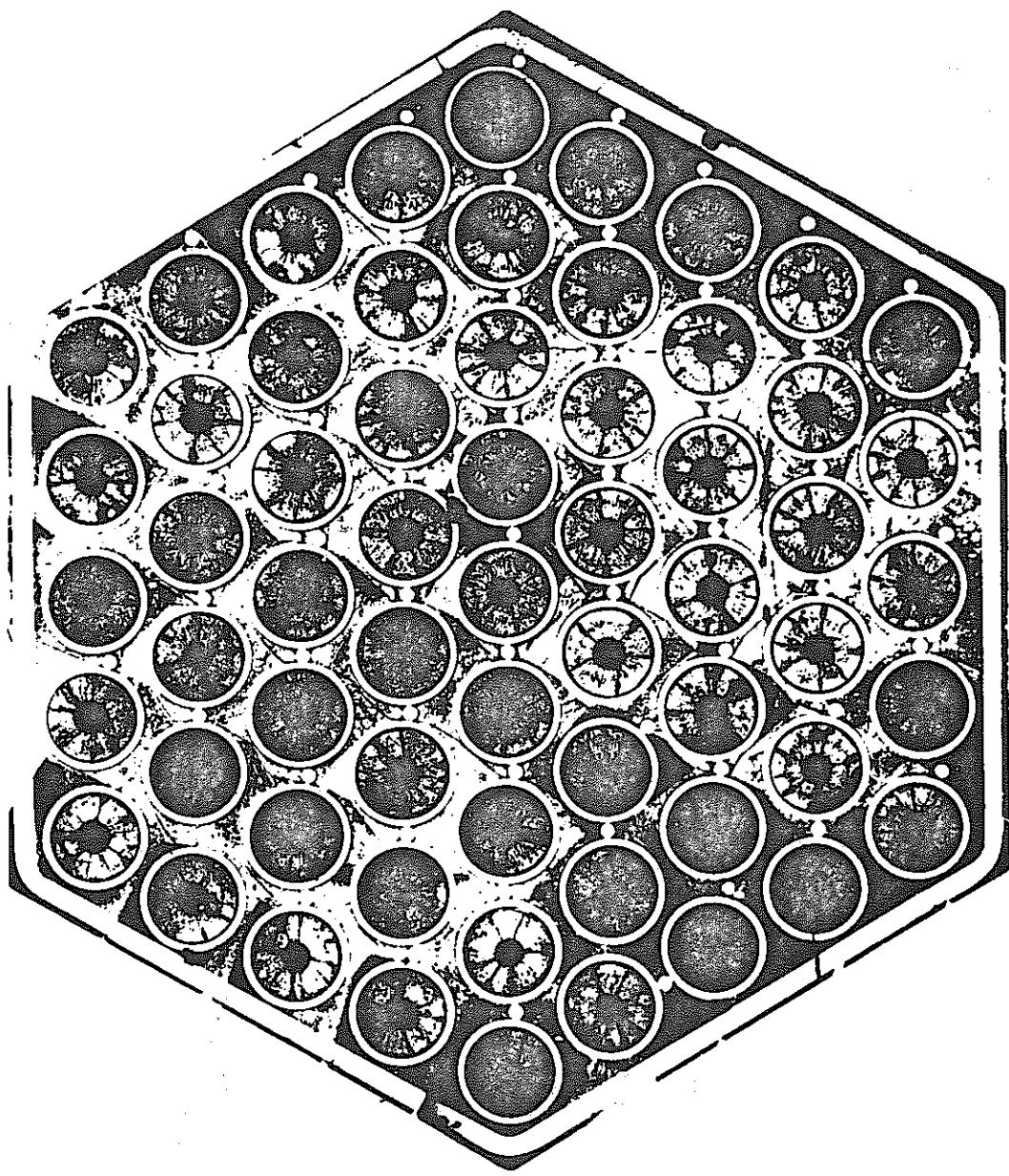
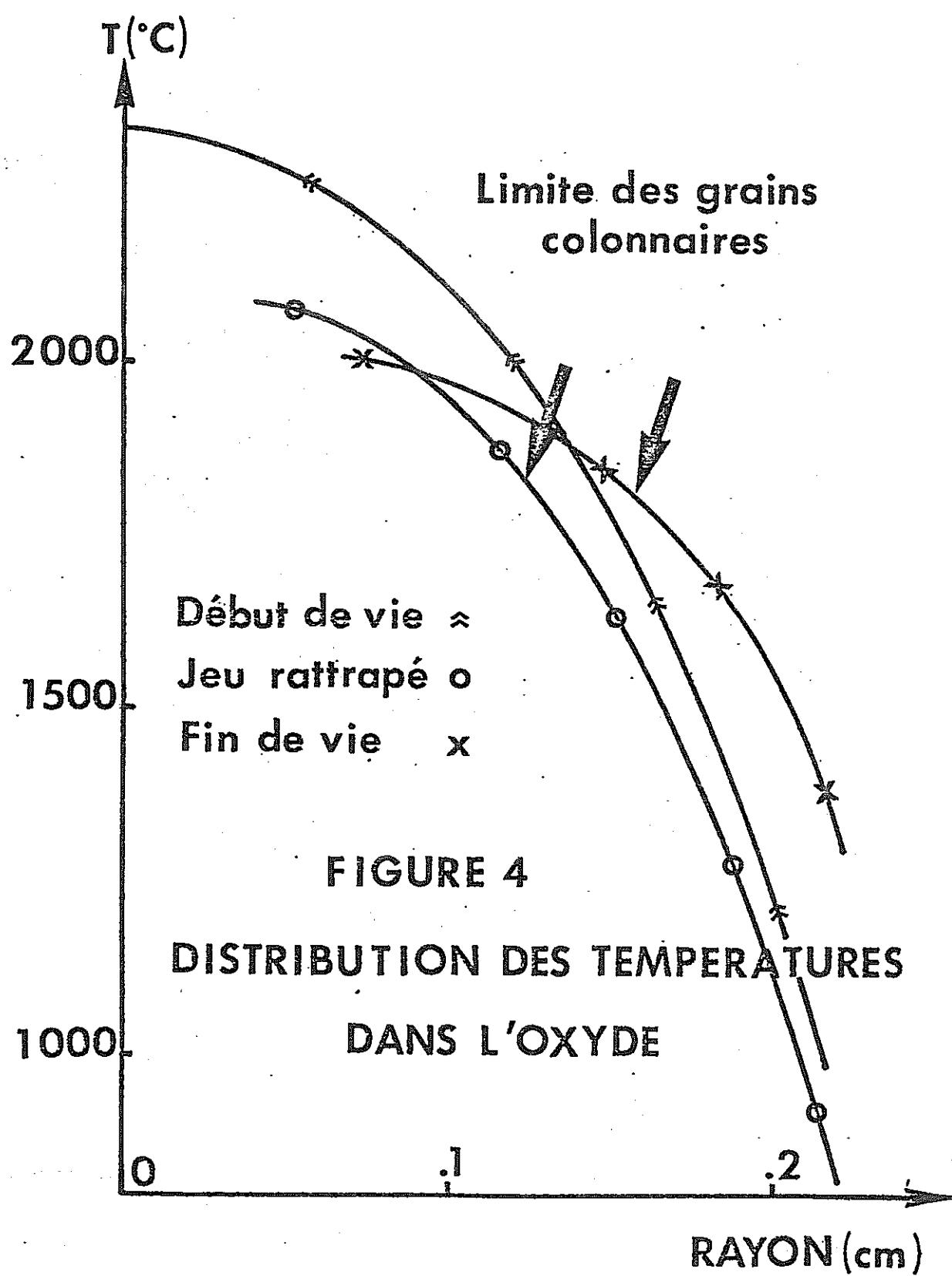


FIGURE 2

**COUPE MICROGRAPHIQUE DU 802 APRES
IMPREGNATION DU FAISCEAU DANS SON
TUBE ENVELOPPE**



Study of the operational parameters of the core and irradiated fuel
of the BOR-60 reactor

グリヤーゼフ, アファナスィエフ 他 (U.S.S.R)

本ペーパーの前半では B O R - 6 0 の設備概要の説明が行われ、後半の大部分は本原子炉で行われた照射試験及びその結果について述べている。

最高燃焼度として 1 3 . 2 %, 線出力 5 4 0 W / cm, 被覆管温度 7 0 0 °C に達している。照射試験用の燃料集合体はドライバー燃料と異り、酸化物、炭化物等の混合燃料焼結法、振動充填法等の製造方法、被覆管の材質やディメンション等を変化させ、将来考えられる各種設計に對し、対処しうるような照射試験を広範囲に行っている。結果の一例として、混合酸化燃料 (M O X, U_{0.85} P u_{0.15} O₂) を中性子線量 $7.6 \times 10^{22} n/cm^2$ ($E > 0.1 MeV$) で照射し、1 1 % 程度の燃焼度を達成した結果、O / M がわずかに減少し、密度が $1.0.2 \rightarrow 1.0.6 g/cm^3$ と変化したが、被覆管は健全であった。この種の燃料は更に燃料度を上げ得ると判断している。

Experiments on the fluid dynamics and thermo-dynamics of rod bundle
to verify and support the design on SNR 300 fuel elements—status
and open problems

R. H. Möller 他 (GFK)

炉心構成要素を信頼性高く設計しようとすれば、燃料、被覆管等、異なる構成要素の混在する3次元温度場に関して高精度の情報が必要となるとの立場から、この論文では、従来もっぱらグローバルな熱水カコード(SUBCHANNEL code)で求められていた3次元温度場を局所的にいかに精度よく解きうるかを述べている。この研究の基礎になっているのはKfKで行なわれたSNR-300用燃料の19本バンドルモデルにおける局所的流速および温度の測定値である。広範囲な実験結果から重要な現象も確認され、あわせて、グローバル解析結果と局所解析結果との比較検討も行われている。なお、熱水力設計上、その不確かさによる材料強度評価への影響も議論されている。

主たる結論は次の通り：

- I) バンドルの周辺領域における高精度の温度評価が非常に重要
- II) 現状では温度に関してグローバルとローカルな測定値と計算値の差が余りにも大きいので、入力パラメタの厳選とコードの使用法を十分吟味する必要がある。
- III) 不規則形状の液体金属の熱伝達機構に関してより深い知識が必要
- IV) ホットチャネル解析手法を再検討する必要あり。

VII - 4

225/58

Some aspects of core and fuel design in the Italian fast reactor programme

A. Amendola 他 (CNEN 伊)

このペーパーでは P E C 廉の炉心設計経験について述べている。特に、ここでは、熱水力特性、構造強度計算等が、総合的に評価できる設計計算コードシステム P R O N O V を用いて、クピンバンドルを対象として解析評価している。

さらに、P E C 廉の燃料開発、製作過程、試験プログラムについても簡単に述べている。

VII A - 1

225/9

Analysis of Phenix assembly and core performance

J. Ravier, P. Delpeyroux 他 (CEA)

Phenix での照射燃料のクラッド及びラッパ管のスウェーリングを中心とした発表があった。

Phenix の燃料は ラッパ管の許容変形 6 % から燃焼度が 6 6,000 MWD/T に設定されているが、照射後試験の結果、燃焼度を今後高めることが可能であることがわかった。

またスウェーリングの観点からは S U S 316 Titane 添加材が適しているので開発を進めている。

breeding gain については計算値が $0.13 \pm 0.04\%$ であったが測定値は 0.16 ± 0.05 であった。

この結果から、Phenix の炉心性能としては、プロジェクト発足時に目標とされていた特性を達成したばかりでなく、当原子炉の最初の設計時に決定した性能をアップし得ることが明らかになった。

このことは特に以下の項目については顕著に表われている：

一 燃料集合体の寿命が事実上、増大したこと。

二 プロジェクトの初期予定値に比して得られた電力の大なること。

ここでは、燃料集合体及び炉心の性能について現在までに解析したことについて詳述する。

FIG.2

DEFORMATIONS MAXIMALES DIAMETRALES DE GAINES PHENIX

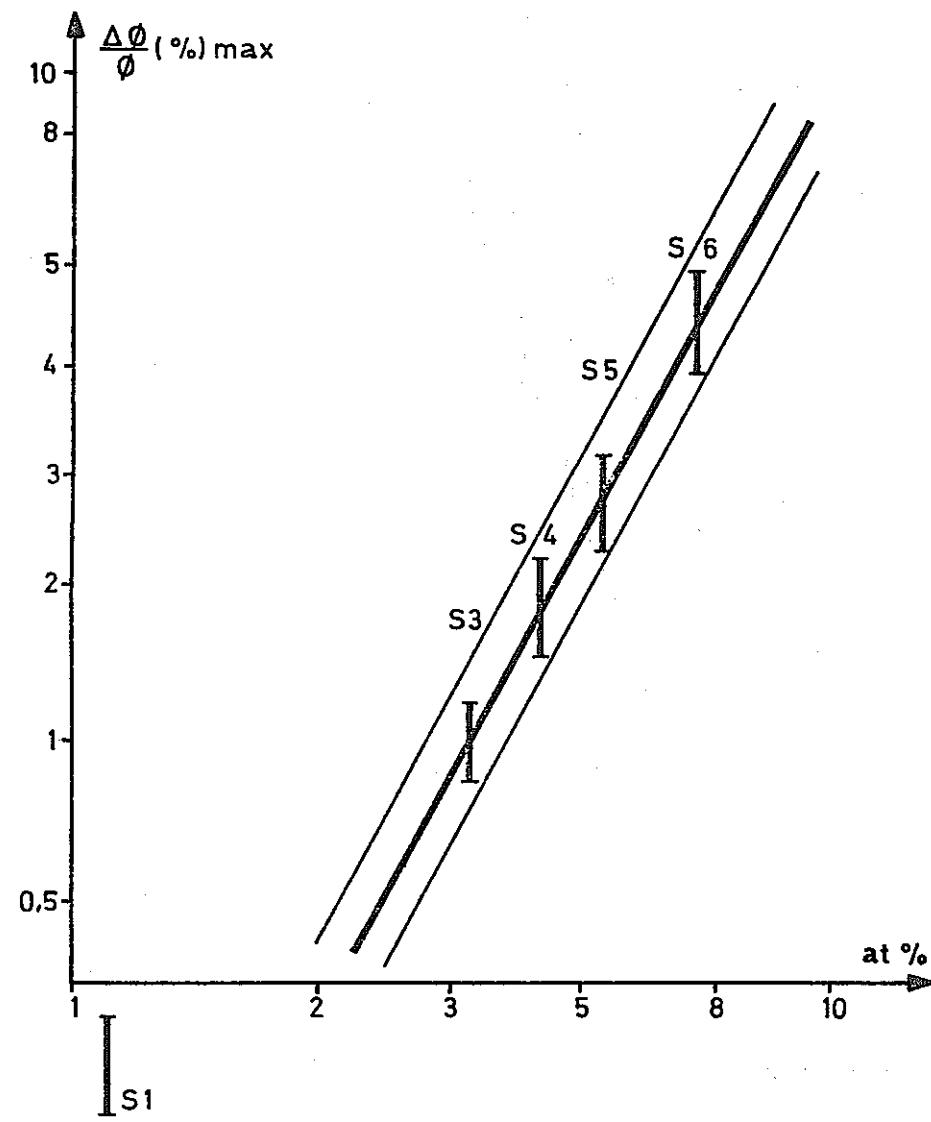


FIG.3. DEFORMATIONS DIAMETRALES DES GAINES

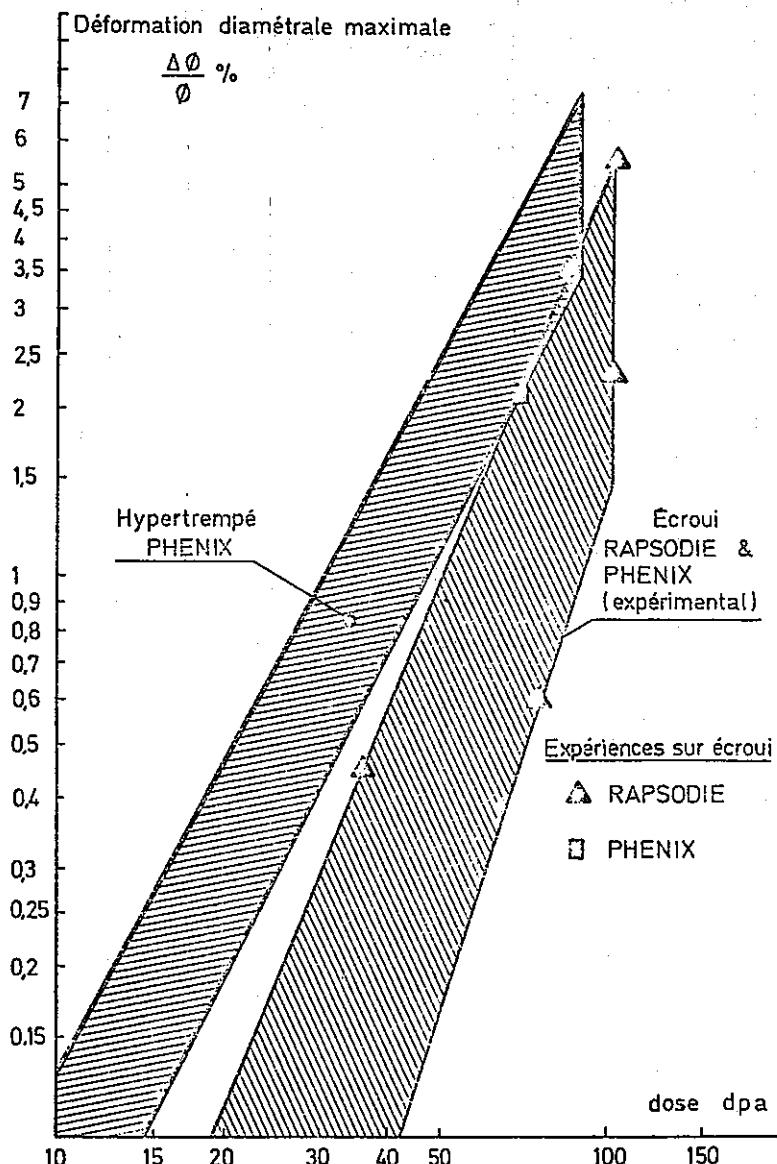


FIG.4_DEFORMATIONS MAXIMALES DES TUBES HEXAGONAUX
PHENIX

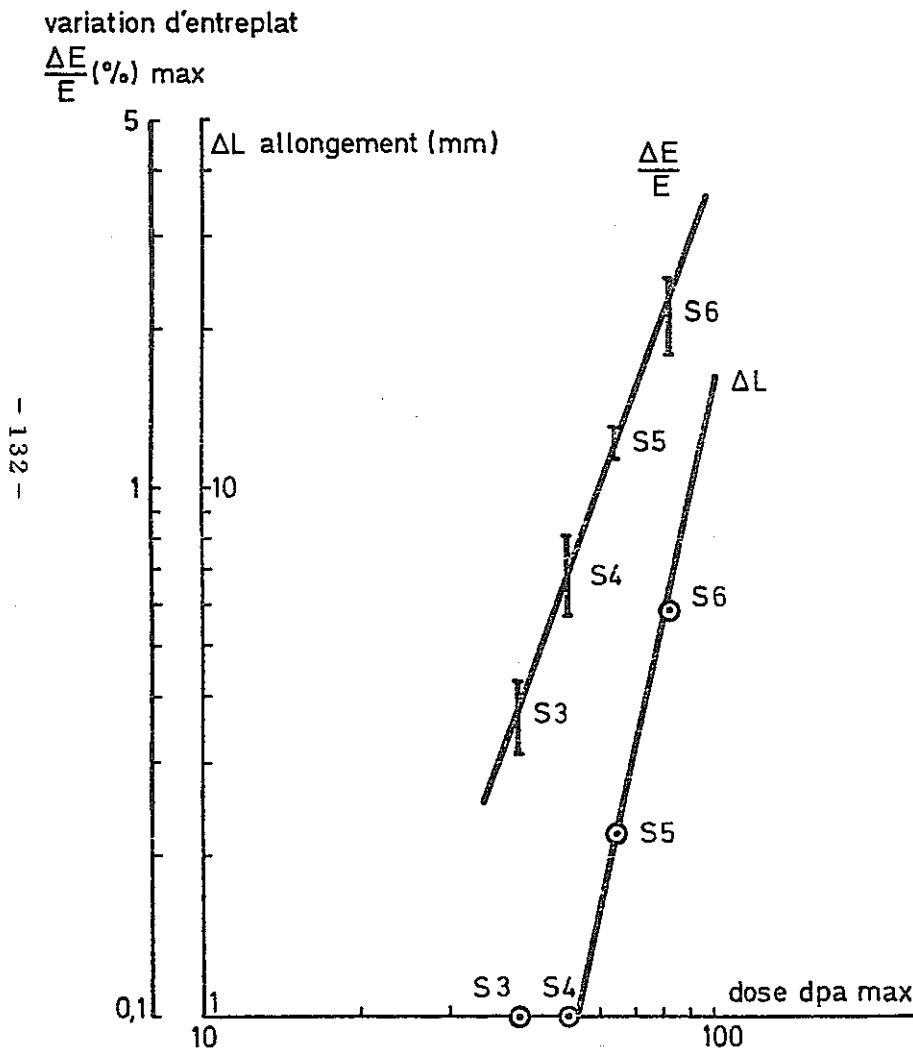
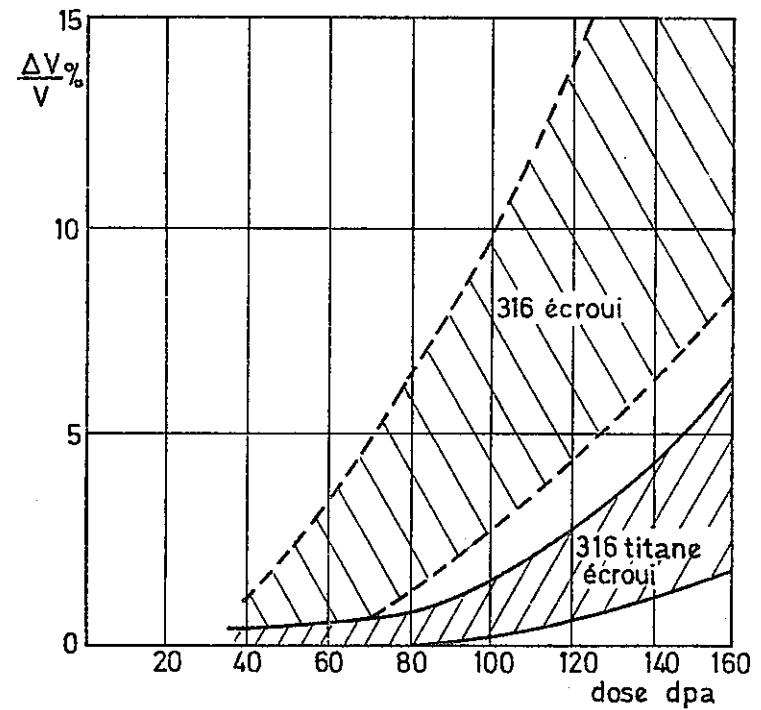


FIG.5_GONFLEMENT EN VOLUME DES ACIERS
STABILISES AU TITANE



VII A - 2

225/4

The application of core and fuel performance experience in PFR to commercial fast reactor design.

K. Q. Bagley 他 (U.K.AEA)

PFRの燃料集合体設計につき、十分な燃料性能を得るために、種々の因子をどう選んだかということに重点を置いて述べている。併せて、この因子の選択基準についての考え方を述べている。被覆管及び燃料設計を決定するにあたっては、DFRでの運転経験、照射経験が主たる決定要因となっていることは云うまでもない。現在は、PFR燃料設計時点に較べれば、これら因子の意味はより明確になっている。特に中性子によるボイドスウェーリングや照射クリープ等も考慮に入れられるようになっている。PFRで採用されている自立型炉心では低スウェーリングで、照射クリープの少ない構造材を事実上期待している。ここでは、スウェーリングの効果を照射クリープを利用して調整しうる拘束型炉心の利点について簡単に説明すると共に、商業用実証炉(CDFR)炉心への応用について述べている。

Session VII_B FBR 設計建設の将来計画

VII_B-1 80 高速炉の設計、建設に関する将来計画

T.N. Marsham (UKAEA)

以下の各国からの招待論文の要約

内容は本文 IAEA シンポジウム Session VII_B の概要に記載した。

225/81	(フ ラ ン ス)
/82	(西 独)
/83	(イ タ リ イ)
/84	(日 本)
/85	(英 国)
/86	(ソ 連)
/87	(米 国)

FBRの設計、建設に関する将来計画(ム)

Benmergui, Mery, Vautrey, Villeneuve

フランスのFBR開発は、Rapsodie, Phenix, Super Phenix 更にSuper Phenix IIと一貫した計画のもとに進められてきており、機種、機器の容量選定や燃料性能に関し各段階での成果、経験が次の段階につながるようにしている。

フランスでは国内エネルギー事情からみて、PWRから抽出されるPu量に応じたFBRを建設するものとして、Super Phenixの容量も今世紀末の動向から180万kweプラントを狙っている。

Super Phenix IIでの狙い

(1) コストの低減

コストの低減をはかるためタンクの寸法を変えずに出力増大を狙っている。このため次の設計を考慮している。

- 可変アーム燃料交換方式を採用し、炉心主槽と回転プラグを共軸にする。
- 軸流吸込み、固定デフューザ吐出によりポンプ径の縮小
- 管長をのばし、IHXの半径方向の寸法縮小

尚、SGに関してはユニット型ともジュール型の両の評価を行なう。

(2) 増率の向上とPuインベントリの節約

この命題を達成するため、高燃焼度と出力平担化を計っている、更に非均質炉心の検討も行なっている。

燃料サイクル

100ton/年の燃料製造及び再処理施設の設計、研究に入った。尚、現在の能力は燃料製造がカダラッシュで20ton/年、再処理に関してはラ・アーグの1kg/日、マルクールの10ton/年である。

FBR分野における国際協力

商業炉の開発に際し、広汎なR&Dの計画、FBRの運転経験、しっかりした工業的基盤が必要である。フランスではPhenix建設を機会にCEAの協力によりNOVATOMを設立し情報及び技術の有効活用を計ってきた。

数年前から、フランスはイタリア N I R A と協力体制をつくり(SYFRA)またベルネット
ス(西独、オランダ、ベルギー)とも協定を結び(KVG)大陸 E E C 5ヶ国共同で開発を進め
ることになった。

尚、電力業界もフランスのタンク型と西独のループ型を各々 1 基づつ共同で建設することに
なろう。

FBRの設計、建設に関する検討計画（西独）

Kempeken, Kohler, Wolff

FRGにおける将来のFBR計画はSNR-2である。SNR-2はSNR300の設計の延長上にあり、政府、電力、メーカ及び広い国際協力にもとづいている。

1. SNR-2の設計概要

- (1) SNR-2はSNR-300の延長上にあり、技術上、安全上及び建設費の観点から変更の余儀ないものだけが変更される。
- (2) 軽水炉の趨勢からいと、150万～180万kwが検討炉としての出力であるが、SNR-2は開発費、建設費の関連で130万kwを選定
- (3) 蒸気条件は500°C/180barでSNR300より若干下げた。
タービンは1軸 1500 rpm
- (4) 主冷却系は4loopでloopはhot N₂雰囲気のsteelpotに納められ、pot内には保温材、ヒータ等は設けない。
- (5) fracture mechanicsの考え方を導入し、double endingのpipe ruptureは想定しない。
- (6) DHRSは1次系または2次系に分岐して設置(50%×4) SNR-2と同様 R/V内に直接冷却系を設ける。
- (7) R/V底部で溶融燃料を受け、external core catcherは設けない。
- (8) 2次系はほぼ同様。但し SGの容量はupしてEVとSHは一体にする。
- (9) 非均質炉心の導入を考え、B.R = 1.3位を目指す。

2. 燃料サイクル

核燃料としてU²³⁸, Thの利用も欠かせない、そのためにもFBRは必要である。またFBRの燃料として軽水炉からのPu利用を考える場合は年2～3%のFBRが軽水炉に入れ替っていくだけで不充分であり、FBR燃料としてU²³⁵も必要となる。

燃料の製造に関しては1956年よりカールスルーエで行われてきたが1971年以降HanauのAIkemに移管された。以後今日まで約20tonの燃料が製造され、VAK, KRB, KWO等で照射されている。

S NR - 3 0 0 の燃料は Alkem と Belgonucleaire で製造される。再処理に関しては， prototype が 1 9 7 2 年からカールスルーエで稼動しており，現在 1 5 0 0 ton／年の施設が Licensing の途中である， 1 9 8 0 年代の後半には運転に入る予定であり， SNR - 2 には間に合う。尚， SNR - 3 0 0 は国際協力に頼る。

225/83

FBRの設計、建設に関する将来計画（イタリー）

Castelli, Ghilardotti, Musso, Pierantoni

Pu の入年に関しては先進諸国の中では最っとも遅れているが、現在発注済みの原子力プラントの早期建設で遅れを取り戻す。再処理については欧州共同体の範内で考える。

現在 PEC の建設と Super Phenix の建設参加に精力を注いでおり、国内的には CNEN と NIRA 間にコンソーシアムができた。

R & D も進めており、Super Phenix の対象とした直管型 MSG, mechanical pump, Na-水（空気）反応、FSIなどを分担している。

225/84

FBRの設計、建設に関する将来計画（日本）

Tomabechi, Miki

内容 省略

FBRの設計建設に関する将来計画（英國）

Vaughan, Wolff

英國では PFR に続く CDFR の設計は進められているが、その建設に関する政府決定前に FBR の必要性と CDFR の建設についての公聴会が開催されることになっている。

FBR の開発路線は DFR, PFR, CDFR と続き、FBR を商業化するまでは、現在は UKAEA, 原子力発電 KK, 原子力燃料会社が責任を有している。PFR によって大容量プラントの feasibility が示されたが CDFR は経済性、信頼性の面から商業化の見通しをつけるための重要な役割をもっている。

CDFR の設計概要

CDFR の設計の基本は PFR の延長上にあり、容量ループ数などは PFR の外挿条件から選定された。尚、容量の 130 万 kW は採用時期の軽水炉容量にも匹敵するものである。

原子炉出口温度 540°C 蒸気条件は 486°C / 160 bar 蒸気再熱方式で、loop 数は 1 次系 6, 2 次系 8 である。

PFR からの変更点としては passive restraint core, 三重回転 plug 直動式, inclined ramp 方式による燃料移送、炉外燃料貯槽などが挙げられる。

CDFR の役割

(1) 信頼性の向上

プラントの期待される稼動率を明確にするには機器の信頼性と保修の実績を明らかにする事が必要である。現在、余り明白でない熱応力に対する評価基準（荷重条件と材料データ）や 1 次系・SG に対する保修性の評価が CDFR でなされよう。

(2) 経済性

現在の U 価格でコストが軽水炉とコンパラになると想るのは非現実的といえよう。しかししながら、長期展望を行なう場合、FBR プラントで明確に極むることは燃料サイクルの評価上重要であり、そのためにも CDFR でしっかりしたデータを提供する必要がある。

(3) 安全性

安全性に関し、特に炉心の想定事故はプラントに信頼性がないと過大に考慮する傾向になり、商業化にとって好ましくない。CDFR の運転を通じ、各種計装による情報の入手

防護機器の信頼性が評価されれば、安全の基本にもどれよう。

(4) プラント寿命

現段階でプラント寿命を30年も40年も保証して設計する事はできず、材料の長時間データをにらみ、保守性を考慮して設計しているのが現状である。この意味でもCDFRの早期投入によるデータの提供が必要である。

(5) 開発組織

CDFRは後続の商用炉に有益なデータを提供する筈であるこのデータを有効に反映させるためのCDFRの運営者を早急に決める必要があろう。

また、PFRまではUKAEAが行なってきたが、CDFRにはCEGBも介入してとう必要がある。安全審査、工認の過程でも現状は規制側のいいなりになるが、商業化を考えた場合、その過程でもCEGBが介入していた方が良い。

BN-1600 プラントの概念選定根拠について

Kazachkovsrij Mitenkov, 他

BN-1600 プラントの概念設計は完了した。先行プラントの BN-350 や BN-600 の経験がもとになっている事は云うまでもない。設計パラメータの決定根拠は以下の通り、(Fig 1)

(1) プラント出力

- ・大型化によるスケールメリット及び炉心の大型化による炉心特性の向上の利点をいかす。
- ・系統容量から 200 万～250 万 kw 規模のプラントの投入が可能。
- ・scale up factor を 2～1.5 範囲にとどめる。
- ・800MW タービンの実績がある。

以上を勘案して 160 万 kw を選定した。

(2) 型式, 温度条件, 基数(ループ数)

主として安全上の理由からプール型を選定、温度条件は材料、経済性などのパラメータ評価を行なった結果 BN-600 と同一条件の選定になった。

安全上の要求、タンク容量等からは 3 loop 構成が最良であったが pump が過大になり過ぎるため 4 loop とした。これにより BN-600 型 pump の採用が可能となった。

(3) BN-1600 の特徴

- ・破損燃料検出のための計装、炉心温度及び反応度制御性の向上、自然循環を用いた ECCS 系の向上など安全性の向上に重点をおいている。
- ・高燃料密度、制御棒吸収体に mineral absorber 大型燃料などの採用により、炉心特性、燃料交換期間の向上をはかっている。
- ・IHX における 2 次 Na の対射化を抑えるため、IHX を炉心よりかなり上部に遮蔽を介して配置している。

米国に於ける FBR の将来の開発について

Squire, Omberg, Peckinpaugh

1977年4月のカータ大統領の核拡散防止声明以来、FBR の路線は基礎的な研究と代案検討にと、方向が変ってきている。

FFFは'79年8月臨界を目指順調に進捗しているがCRBR プロジェクトは停滞している。

ERDA と EPRI の要請で WH-S&W, GE-Bech, AI-B&R の 3 グループで、
PCBR の設計研究を行なった。プラント出力 100 万 kw が妥当という点では一致をみたが
蒸気サイクルの選定では 2 社が過熱サイクル、1 社が飽和サイクルと一致をみなかつた。

この PLBR の設計研究に續いて EPRI から pool 型との比較を行なうよう要請がなされ
これを平行して DOE からは 65 万 kw プラントの概念設計を実施して新たに必要な R & D を
明確にするよう指示されている。

これらの調査研究とは別に、CRBR より大型プラントでの機器の信頼性を上げるための機
器開発や CRBR 用の機器の実証試験が行なわれている。

付 錄 2

Time Table and Provisional Program

International Atomic Energy Agency
 International Symposium on
DESIGN, CONSTRUCTION AND OPERATING EXPERIENCE OF
DEMONSTRATION LIQUID METAL FAST BREEDER REACTORS

Bologna, Italy, 10-14 April 1978

Timetable

Monday, 10 April 1978

9.30	Opening of the Symposium
9.50	Session I World energy resources and role of fast reactors: past and present
14.30	Session II Measurements and operational experience relevant to safety of future power reactors (e.g. power coefficients, avoidance of fuel reloading errors, reliability of control rods, etc.)

Tuesday, 11 April 1978

9.00	Session IIIA Measurements and operational experience relevant to safety of future power reactors (continued)
10.35	Session IIIB Primary circuit (including pumps and intermediate heat exchangers)
14.00	Session IV Primary circuit (including pumps and intermediate heat exchangers) (continued)

Wednesday, 12 April 1978

9.00	Session V Relevant experience on fuel handling techniques and equipment, control and instrumentation, maintenance techniques, gas blanket and sodium coolant systems, ancillary equipment
12.00	Presentation on PEC reactor
Afternoon	Visit to the Brasimone site

Thursday, 13 April 1978

9.00	Session VI The secondary circuit (including steam generators)
15.00	Session VII Core and fuel performance

Friday, 14 April 1978

9.00	Session VIII A Core and fuel performance (continued)
10.30	Session VIII B Future plans for the design and construction of fast reactor power stations
11.40	Summary high-lights of each session Closing of the symposium

Provisional Programme

MONDAY, 10 April 1978

9.30

Opening of the Symposium

9.50

Session I World energy resources and role of fast reactors: past and present

IAEA - SM-225/

71	W. Haefele	IASA, Laxenburg Blauer Hof Austria	World energy resources and fast breeder reactors (Invited paper)
72	J. Negy	CEA, Cen de Saclay Gif-sur-Yvette France	Role of fast reactors: past and present (A summary rapporteur paper based on invited papers on the same topic: SM-225/73 - France SM-225/74 - FRG SM-225/75 - Italy SM-225/76 - Japan SM-225/77 - UK SM-225/78 - USSR SM-225/79 - USA)

Complementary statements and discussions on the above papers.

14.30 SessionII Measurements and operational experience relevant to safety of future power reactors (e.g. power coefficients, avoidance of fuel reloading errors, reliability of control rods, etc.)

IAEA-SM-225/

1	<u>D. C. G. Smith</u> J. C. Smith D. J. Lord D. C. Crowe T. A. Lennox R. Hampshire	DNPDE, Dounreay Caithness, United Kingdom	Measurements in the PFR related to safety
13	<u>J. Gourdon</u> F. Penet	Centre de Cadarache DRNR/SEDC Saint- Paul-lez-Durance France	Aspects de sûreté liés à l'exploitation du cœur des réacteurs rapides
	Mr. Savineau	Centre de Marcoule (Centrale Phenix); France	
68		USSR	Assurance of safe opera- tion of experimental fast reactor BOR-60 in the nuclear power station mode of operation
28	<u>D. Markfort</u> F. Mehren P. Voi H. J. Hoffman K. Marten	INTERATOM Bergisch Gladbach	The Shut-down systems of KNK and SNR-300
30	<u>W. Marth</u>	GfK mbH Karlsruhe	Special problems arising during the adaptation of KNK from a thermal to a fast reactor
	H. Andrae K. A. Busch E. Guthmann G. Hendl	INTERATOM Internationale Atom- reaktorbau GmbH Bergisch Gladbach	
35	<u>V. Matsuno</u> A. Yamamoto H. Kosugi S. Nomoto	O-arai Engineering Centre, Power Reactor & Nuclear Fuel Develop- ment Corporation, Narita, O-arai-machi, Japan	Test and operation exper- iences with the experimen- tal fast reactor JOYO

TUESDAY, 11 April 1978

9.00 Session III A Measurements and operational experience relevant to safety of future power reactors

IAEA-SM-225/

49	G. V. Gregory <u>D. C. G. Smith</u> D. Tait	Dounreay Nuclear Power Development Establishment, Thurso, Caithness, United Kingdom	Boiling experiments in the Dounreay fast reactor
62		USSR	Calculational and experimental studies of physical characteristics of the BN-350 reactor
65		USSR	Use of the demonstration fast reactor experience for radiation safety evaluation of power fast breeder reactor under design

10.45 Session III B Primary circuit (including pumps and intermediate heat exchangers)

11	B. Vial M. Aubert M. Sauvage K. Schaller M. Thevenin	CEA-Centre de Marcoule CEA Centre de Cadarache " " " " " " NOVATOM, Paris, France	Circuit sodium primaire integre des Phénix et Super-Phénix
64		USSR	Comparative analysis of the arrangement and design features of the BN-350 and BN-600 reactors
54	P. Casalini Bandiera Cesari Bragagnoli Tonarelli Parodi Ghia Avanzini Antoni Valentini Ferri	CNEN-DRV " " BREDA " FIAT " NIRA " " FRANCO TOSI Italy	Problems encountered in designing and testing components of primary fast reactor circuits

14.00

Session IV Primary circuit (including pumps and intermediate heat exchangers)

IAEA-SM-225/

22	<u>R. J. Dowling</u>	Department of Energy, Division of Reactor Development & Demonstra- tion, Washington, DC	Experience in the design, construction and testing of the FFTF heat transport systems
	R. L. Ferguson S. A. Weber	Hanford Engineering Development Laboratory Richland, Washington, USA	
29	J. P. Vroom M. W. Heslenfeld W. J. Westerweele	B. V. Neratoom The Hague, Netherlands " " "	Development, design, con- struction and testing of pumps, intermediate heat exchangers and manipulator systems for in-service inspection of SNR-300
	J. E. Hoeft G. F. Kirchner J. W. Menck	Interatom Bergisch Gladbach	
63		USSR	Intermediate heat exchang- ers design, experimental testing and methods of calculation
27	<u>A. Pressesky</u>	Department of Energy Washington, D.C.	Application of quality assurance to the design procurement & construction of the fast flux test facility
	D. Garland	Hanford Engineering Development Laboratory;	
	R. Glasscock	FFTF/Project Office, USA	
2	J. M. Laithwaite	Nuclear Power Co. (Risley) Ltd., Warrington RD, Risley Warrington, Cheshire, UK	Experience with the PFR primary circuit
18.00	FILMS.		
9.00		<u>Session V Relevant experience on fuel handling techniques and equipment, control and instrumentation, maintenance techniques, gas blanket and sodium coolant systems, ancillary equipment</u>	
6	<u>J. P. Delisle</u> R. Allegre J. Ollivier D. Snrech M. Besoux	CEA-Centre de Cadarache DRNR, Saint-Paul-lez Durance, France	Le remplacement de contrôle de Rapsodie: Une expérience d'intervention significative
69	<u>A. M. Broomfield</u>	Dounreay Nuclear Power Development Establishment, Thurso, Caithness,	Fuel and component handling in PFR and intentions for CDFR
	J. A. G. Holmes J. Webb	Risley Nuclear Power Development Establishment United Kingdom	

40	H. Ullmann K. Teske R. Fuge	Central Institute for Nuclear Research, Acad. of Science, Rossendorf Near Dresden, German Democratic Republic	Electrochemical and physical methods for reactor diagnosis
23	K. W. Foster	Atomics International Division, Rockwell International, Canoga Park, USA	Fuel handling experience with liquid metal reactors
26	<u>L. R. Monson</u> M. J. McDaniel A. E. Knox R. E. Rice	Argonne National Lab. Idaho Falls, Idaho USA	The EBR-II cover gas cleanup system
47	C. Dehon <u>M. Debauche</u> N. Brahy	Belgonucleaire Brussels Belgium	Cuve de stockage sous sodium d'éléments de combustibles usés: Points particuliers de réalisation et solutions proposées
56	Giordano Di Leo Berni Piana	NIRA, Piazza Carignano (Genova) BREDA SNIA-TECHINT Italy	The contribution of Italian industry to the development of reactor components and fuel-handling systems of fast reactors

12.00 Presentation on PEG reactor for participants of tour to the Brasimone Site.
Afternoon free - Visit to the Brasimone Site

THURSDAY, 13 APRIL 1978

9.00

Session VI The secondary circuit (including steam generators)

IAEA-SM-225/

3	<u>D. Taylor</u>	NPC(R) Ltd. Risley, Warrington, Cheshire;	Design and operation of LMFBR secondary circuits
	<u>J. Smedley</u>	UKAEA, Dounreay, Scotland, UK	
5	<u>M. C. Robin</u>	CEA-Centre de Saclay DRNR/SDCV Gif sur Yvette	Conception, construction et experience d'exploitation des circuits de sodium secondaire de réacteurs rapides
	Brâchet Saur Vial	EDF NOVATOME CEA France	
24	<u>A. F. Lillie</u>	Atomic International Canoga Park, California, USA	The design of the Clinch River Breeder reactor steam genera- tors
38	A. Kanamori Y. Tomioka N. Imanaka Y. Nakai	Power Reactor & Nucl. Fuel Development Co. Tokyo, Japan	Design of MONJU heat transport system and the related R&D works including steam genera- tors
42	C. Ch. Smit M. H. Knaap P. W.P.H. Ludwig J.K. van Westenbrugge	CTI-TNO, Hengelo B. V. Neratoom the Hague Netherlands	Development, design, construc- tion and prototype test experience of steam generators
55	<u>Avanzini</u> Valentini Panzeri Vacchiano	NIRAI, Genova " " BREDA CENTRO Sperimentale Metallurgico CNEN	Design, R&D and manufacturing work for the components of secondary circuits for fast sodium power plants
	Bottiglioni Casalini Cumo Salgo Scibona Rinaldi Cavalleri Di Sciascio	" " " " " " " " DALMINE FRANCO TOSI NUOVO PIGNONE Italy	
66		USSR	Problems of steam generator safety
15.00		Session VII A <u>Core and fuel performance</u>	
8	<u>P. Millet</u> P. Blanchard B. Gayet G. Lambert S. Bartaller H. Micailoff	CEA-Centre de Cadarache DDEC/SLHA Saint Paul lez Durance, France	Comportement thermique de l'oxyde des éléments combus- tibles standard Rapsodie- Fortissimo et Phénix
67		USSR	Study of the operational parameters of the core and irradiated fuel on BOR-60 reactor .

34	<u>R. H. Möller</u> D. Weinberg H. Tschöke G. Trippe	Gesellschaft für Kernforschung mbH, Institute für Reaktorbauelemente Karlsruhe	Fluid and thermodynamic rod bundle experiments to support and verify the design of SNR-300 fuel elements: Status and open problems
58	<u>M. A. Amendola</u> P. Corticelli P. Iannuzzo M. Pezzilli G. M. Bovalini L. Presciuttini	CNEN-DRV, Bologna, CNEN-DRN Casaccia " AGIP Nucleare NIRA Genova Italy	Some aspects of core and fuel design in the Italian fast reactor programme

FRIDAY, 14 APRIL 1978

9.00	Session VIII A Core and fuel performance		
9	<u>P. Delpeyroux</u> P. Courcon H. Ollier J. Ravier P. Coulon J.M.Dupouy A. Bernard M. Carnoy M. Jallade	CEN/Cadarache Saint Paul lez Durance Centre de Marcoule Bagnois-sur-Ceze, CEN/Saclay-SRMA Gif-sur-Yvette CEA, France " " " " " "	Analyse des performances des assemblages et du cœur de Phénix
4	K. Q. Bagley	UKAEA, Risley Nuclear Power Development Establishment (Northern Div.) in Risley, Warrington, Cheshire	The application of core and fuel performance experience in PFR to commercial fast reactor design
	J. A. Catley	Nuclear Power Co. (Risley) Ltd. UK	
10.30	Session VIII B	1. Future plans for the design and construction of fast reactor power stations	
80	T. N. Marsham	UKAEA United Kingdom	Future plans for the design and construction of fast reactor power stations (a summary rapporteur paper based on invited papers on the same topic: <ul style="list-style-type: none"> ◦ SM-225/81 - France ◦ SM-225/82 - FRG ◦ SM-225/83 - Italy ◦ SM-225/84 - Japan ◦ SM-225/85 - UK ◦ SM-225/86 - USSR ◦ SM-225/87 - USA)
		2. Summary high-lights of each session (five minute report by each session chairman)	

Closing of the Symposium

付 錄 3

入 手 文 献 リ ス ト

付録3 入手文献リスト

付録2に示したIAEAの国際会議の発表論文以外の入手文献を以下に示す。

- (1) P E C Reactor Progress Report; APRIL 1978, CNEN-NIR
- (2) パンフレット; CNEN Brasimone's Experimental Area.
- (3) パンフレット; LA CENTRALE NUCLEAIRE PHENIX APRES TROIS ANNEES D'EXPLOITATION
- (4) パンフレット; NIR
- (5) パンフレット; novatome
- (6) パンフレット; KNK-II
- (7) Nuclear Commissioning of KNK-II
- (8) パンフレット; INTERATOM SODIUM TECHNOLOGY CENTRE
- (9) パンフレット; SNR-300 Reprinted from Nuclear Engineering International July 1976
- (10) パンフレット; Reactors for Tomorrow The nuclear activities of the KWU Group III
- (11) パンフレット; SBK Schnell-Bruter Kernkraftwerks gesellschaft mbH
- (12) パンフレット; The World's Reactors No69 SNR-300
- (13) パンフレット; Kontrollierte Freisetzung radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken
- (14) パンフレット; neratoom Components for SNR 300
- (15) ; atoomenergie vol 17, No 10, Od. 1975
- (16) パンフレット; neratoom 50MW Sodium Component Test Facility
- (17) パンフレット; neratoom testing a sodium pump
- (18) パンフレット; neratoom Development, Design, Construction and Prototype Test Experience of Steam Generators for SNR-300
- (19) パンフレット; neratoom Development, Design and Testing of Intermediate Heatexchangers and Pumps for SNR-300

- (20) パンフレット ; KFK NACHRICHTEN 3/4/1977
- (21) INTAT-75.9 ; Interatom Testing of a Prototype Sodium Pump.
- (22) リプリント ; INTERATOM Testing of an integrated steam generator system for sodium cooled breeders, 1972
- (23) リプリント ; NERATOOM INTERATOM, Generators for SNR-Projects Development of Steam, 1974
- (24) リプリント ; INTERATOM Operational Experience on Sodium Deposits in KNK Reactor and RSB Test Facility, 1976
- (25) リプリント ; INTERATOM Hydraulic Investigations with a Complete Seven-subassembly array under Sodium, 1976
- (26) リプリント ; INTERATOM Testing of a Bayonet Type Integrated Steam Generator System for Sodium Cooled Breeders, 1976
- (27) リプリント ; INTERATOM Tests Carried out for the SNR-300 Handling and the Influence of Test Results in view to Design of Handling Equipment, 1975
- (28) リプリント ; INTERATOM Measurement and Analysis of Vibrational Behaviour of an SNR-Fuel Element in Sodium Flow, 1975
- (29) リプリント ; INTERATOM Studies to single subassembly flow monitoring with a complete 7 element array under sodium, 1975
- (30) リプリント ; INTERATOM Instrumentation for core and coolant monitoring in Liquid-metal fast breeder reactors, 1975