

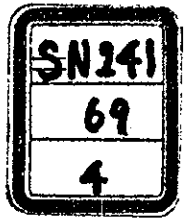
013

高速炉資料 44-004

本資料はH13 11月30日付けで登録区分  
変更する。

[技術情報グループ]

T



フランス以外秘報

高速実験炉フランスチエック

# 第3回会議報告書

昭和44年4月

動力炉・核燃料開発事業団

# 第3回会議報告書

## 要 旨

高速実験炉フランス・チェックに関する第3回会議が、動燃事業団において、3月24日から3月31日まで行なわれた。

本会議において、フランス・チェックに関する技術的な討論を締め括るべく、フランス原子力庁から2名の専門家を招聘した。

フランス原子力庁からの最終報告書は本会議に先立つて事業団に送付された。

本会議においては、最終報告書の検討、その後追加された質問事項についての質疑応答など、高速炉開発本部の各グループのメンバーとフランス代表者との間で、活発な討論が行なわれ、ほぼ所期の目的を達成したものと考える。

本報告書は各グループの協力をえて、取纏めたものである。

(取纏責任者)

高速実験炉準備室 石川 寛

井上 晃次

# 目 次

A. 概 要 .....	1
B. 3月24日: I Vautrey, Denielou 両氏 PNC 到着 .....	3
II 挨拶 .....	3
III 日程について打合せ .....	3
IV 原子力委員と面談 .....	3
V 一般討論 .....	4
C. 3月25日: I 燃料・材料に関する討論 .....	5
II 計測制御系に関する討論 .....	9
D. 3月26日: I 機械設計に関する討論 .....	13
II CEA 側講演 .....	19
II-1 フランスの高速炉開発現状 .....	19
II-2 Fortissimo 計画 .....	23
E. 3月27日: I 原子力産業会議を訪問 .....	27
II 原子力委員と面談 .....	27
III 安全解析に関する討論 .....	27
F. 3月28日: I 機械設計に関する討論 .....	29
G. 3月31日: I 燃料交換系に関する討論 .....	30
II Final Discussion .....	32
H. 原研(東海)訪問 .....	34
I. Vautrey, Denielou 両氏離日 .....	34
付録 A : CEA 側へ提出した質問項目	
" B : CONFIRMATION OF PENDING PROBLEMS ON THE TECHNICAL SERVICES FOR THE JEFR DESIGN	
" C : FINAL REPORT FROM CEA ON THE TECHNICAL SERVICES FOR THE JEFR DESIGN	
" D : FORMAL AGREEMENT FOR THE CHECK CALCULATIONS	

## A. 概 要

高速実験炉フランス・チェックに関しては、すでに高速炉資料43-0018\*<sup>1</sup> および同43-0018\*<sup>2</sup>において、経過を報告済みであるが、動燃事業団における第3回会議（コンサルテーション）が下表のスケジュールにしたがつて、約1週間開かれた。

本会議の主旨は

- ① CEA から送られた最終報告書に関する討論、
- ② CEA 側へ送付済みの追加質問事項に関する討論、
- ③ CEA コメントにもとづく設計変更事項に関する討論、
- ④ そ の 他

である。会議期間の都合から充分掘り下げた議論はできなかつたが、大方の本来の目的は達成できたと考えられる。

付録B、C、D各項目に関する返答を除いては、フランス・チェックに関する作業は、上記の2つの報告書およびCEAからの最終報告書に基づいて本第3回会議の報告書をもつて一応終了する。

フランス・チェックによつて得られた成果は、いろいろと議論のあるところであるが、設計に関係している人および本作業に関係した人達の間では、ほぼ所期の目的を達成したと考えている。

第3回会議のため来日したフランス原子力庁の代表者は下記2名である。

- L.Vautreuil • フランス原子力庁高速炉部次長  
• 機械関係の専門家  
• JEFPR に対するフランス・チェックのフランス側代表者
- G.Danielou • フランス原子力庁高速炉部次長  
• キヤダラツシュ研究所における Vendryès 部長の代表者

上記2名の在日中のスケジュールは下記の通りであつた。

3月22日(土)	16:30	羽田着
23日(日)		休 み
24日(月)	9:20	大山理事と面談
	9:40	事業団着

(脚注)

\*1 : 高速実験炉フランス・チェック第1回派遣団出張報告書, 昭和43年11月

\*2 : 高速実験炉フランス・チェック第2回派遣団および駐在員出張報告書, 昭和44年3月

3月24日(月) 10:00～11:00 挨拶  
 11:00～11:30 日程について打合せ  
 14:30～15:30 原子力委員と面談  
 15:30～17:00 一般討論  
 25日(火) 9:30～12:00 燃料・材料に関する討論  
 14:50～17:00 計測制御系に関する討論  
 26日(水) 9:30～12:00 機械設計に関する討論  
 14:55～17:10 “CEAにおける高速炉開発現状”について講演  
 27日(木) 9:20～10:20 原子力産業会議を訪問  
 10:30～12:00 原子力委員と面談  
 14:30～17:00 安全解析に関する討論  
 28日(金) 9:30～12:00 機械設計に関する討論  
 14:00～17:00 “ ”  
 29日(土) } 休 み  
 30日(日) }  
 31日(月) 14:00～15:30 燃料交換系に関する討論  
 15:30～17:00 Final Discussion  
 21:15 上野発 → (東海村へ)  
 4月 1日(火) 原研東海研究所訪問  
 14:04 水戸発 → (上野へ)  
 2日(水) 10:00 羽田発

B. 3月24日 (月)

I Vautrey氏とDenielou氏PNCへ到着

○時間：9時40分

II 挨拶

○時間：10時～11時

○場所：理事長室

○面会者：井上理事長，清成副理事長，竹安理事，倉本，石川，元田

○面談事項

フランス原子力公社が、実験炉の設計および安全性の評価に対して示した好意および努力に感謝した。

ラブソデーの建設およびそれに関連する研究開発とその予算の関係などにつき話合った。

III 日程について打合せ

○時間：11時～11時30分

○場所：デザイン・ルームB

○出席者：Vautrey, Denielou, Nollet, 倉本, 元田, 石川, 井上

○打合事項

フランス人2名在日中のスケジュールについて打合せを行ない、既出のスケジュールとすることに決定した。

IV 原子力委員と面談

○時間：14時30分～15時30分

○場所：山田原子力委員室

○面会者：山田原子力委員，井原課長，川島課長

○訪問者：Vautrey, Denielou, 石川, 川口

○面談事項

フランスが実験炉ラブソデーでループ型を採用し、原型炉フェニックスでタンク型を採用した理由を質問した。ループ型とタンク型の比較、タンク型の将来性につき討議した。

V 一般討論

○時間：15時30分～17時

○場所：役員大会議室

○出席者：Vautrey, Denielou, 大山, 石川, 川島, 苫米地, 湯浅, 阿部, 井上

○議事録：

1. Final report について

① Final report 入手以前に CEA より受理した内容と Final report の内容との間に大きな差があるか。

② General comments の部分は多少変更がある。他の部分は 90% 程度がすでに与えたものと同じである。

③ Nuclear design と Dynamic analysis の Check calculation について日本側から出している案通り実施していただけるか。(注)両解析に必要な Input data はすでに CEA 側に渡してある)

④ Nuclear design はすでに開始している。Dynamic analysis の Check については Formal agreement を欲しい。(注)3月26日付で文書を CEA 側に提出)

2. 設計変更について

(CEA からの comments による設計変更部分について、機械設計グループから説明があつた)

C. 3月25日 (火)

I 燃料・材料に関する討論

○時間：9時30分～12時

○場所：役員大会議室

○出席者：Vautrey, Denielou

能沢, 斎藤 (以上原研)

楢松, 久保田, 大野, 櫻原, 小林(雅), 井上(昇)

○議事録：

① 混合酸化物の熱伝導率の方程式として, Baily (1967, フェニックス会議), Craeynest (CEA-R-3448), R. C. Gibby (BNWL-704) および Zebroski (KFK-700) 等の式があるが recommend できる式を知らせて下さい。

我々は照射中の微細組織変化を考慮している点から Baily の式が最もよいと考えている。

② 我々は燃料の専門家でないので確実な答はできないが、知っていることを解答したい。CEA に所属している以上、CEA の Craeynest のを使っている。

この式は微細組織変化が考慮されていないが、全体としての結果が実際にあえばよいと思つている。

③ Craeynest の式は 2000℃ 以下の値しか測定されていない。2000℃ 以上の高温の値はどう処理しているか。

④ カーブをそのまま外挿しているのだと思う。

⑤ フランス・チェックの解答は  $f_{kd0}$  で与えているが  $T_c$  の変化に対する  $f_{kd0}$  のデータをもりたい。

⑥ 了承

⑦ フランス・チェックの結果では熱伝導率の値として炉外測定の結果を使用しているという。

⑧ 炉外測定データは、照射データよりも高目の値を示す傾向にあり、ギャップコンダクタンスには conservative な値をとっているのに対し熱伝導率は Optimistic なようであるかどうか。

⑨ Out File の Optimistic な値はギャップコンダクタンスの pessimistic な値で Compensate している。

- ① ギャップコンダクタンスは  $1000 \text{ Btu/nrft}^2 \text{ } ^\circ\text{F}$  近辺を使うべきといわれるが、先日のピアティエ氏の講演では、ラブソデー照射データでは initial Gap がどうであれ照射開始後ギャップが  $50 \mu$  となるという報告であつた。
- $50 \mu$  ギャップでは、 $1300 \text{ Btu/nrft}^2 \text{ } ^\circ\text{F}$  位が適当と思いがどうか。
- ② 前の答にあつた通り Compensate するため非常に Conservative な値をとつていのである。
- ③  $fkd\theta = 47 \text{ W/cm}$  はかなり低い値であり  $k$  を constant な値とすると Bailey のデータとよく合つてくる。
- これは、ピアティエ氏の講演にあるように F.P を分散した mixed oxide pellet による Simulation test の結果が考慮されているのではないだろうか。
- ④ 多分 入つてると思ふ。
- ただし、Fuel division のとの間には information の遅れがあるので、はつきりしたことはいえない。
- ⑤ 混合酸化物の物性に対する stoichiometry の効果は、エンジニアリングの見地から原子炉設計では無視できるかどうか。
- ⑥ 我々は、stoichiometry 効果は無視している。
- stoichiometry effect をいれて、物性の refine はできるだろうが、現在は必要性を感じていない。
- ⑦ 混合酸化物の融点と燃焼度の関係について今、学界で問題となつている。
- Christensen は m.p は burn-up と共に上昇するとしている。(HW - 69234) Bates と Daniel は減少すると報告した。(BNWL - 91)
- 最近、日米燃料会議で Bates, Daniel および Hayhan は燃焼度が変わっても変化しないと報告している。
- 上記の論議についてどう考えるか。
- 原子炉設計で m.p の変化を考慮する必要はあるか？
- ⑧ CEA では m.p 変化を考慮していない。というのは m.p と burn-up の関係には、未だ不明確な点が存在するからである。
- m.p のデータとして何のデータを使つてゐるか正確にはいえない。
- いえるのは conventional なものを使つてゐるということである。

- ① 混合酸化物の熱膨脹率の値として recommend するデータを教えてもらいたい。
- PNC では、NUMEC - 2389 - 4, HW-75007, Trans. Am. Nuc. Soc. Nov 1967 p458  
ANS - 100 p.110 (1965), ロンドン会議, Berggren & Forsyth のデータをもつている。
- ② CEA は  $10 \times 10^{-6} \text{ deg}^{-1}$  を使つている。PuO<sub>2</sub> content 15 ~ 30 % ならこの値でさしつかえない。
- burn-up が迫ると軸方向の熱膨脹は実際上 0 となる。
- ③ F.P ガス放出率
- ④ 1 ~ 20,000 MWD/T 以後は 100 % 最初から 100 % で design
- ⑤ Inconel - X が高速炉照射で著しく brittle になるということであるが、どういふスプリングをラブソデーでは使つているか。
- ⑥ Atomimfi - R - I (ステンレス, Ni25 - Cr15), スプリングの材料問題は重要でない。
- ⑦ Steel を使うのはどうか。
- ⑧ どの材料でも照射したら useless なので安い材料ならどれでもよい。
- ⑨ 融点を考えて選べばよいか。
- ⑩ とけた時の effect で悪い点があるだろうか。
- CEA 側で雑談
- とにかくペレットを元の位置に keep しているようなものならよい。
- 原子炉に入れてから spring action はないと考えてよい。
- ⑪ Inconel - X を Grid に使うことはどうか。
- ⑫ だめである。
- ⑬ ペレットクラッドのギャップは、ペレットの Swelling を考えて設計されるべきであるといつてゐるが、Rapsodie ピンのギャップはいくらか。ギャップの設計に Swelling 率としてどういふ値をとつたか。
- ⑭ Final Report に書かれてゐるものと違ふかもしれないが、ラブソデー照射の main object である。我々は specialist でない。
- 最小 0.05 mm
- ⑮ Swelling と porosity の関係は、

- ② swellingはtotal voidでaccommodate すると考えている。
- 82.1 ギャップのみで済むものではない。
- ③ 30,000 と50,000 MWD/T の swelling effect の比較
- ④ 契約外
- ⑤ claddingのswellingはどうか。
- ⑥ 我々の測定のパーパーをみてほしい。  
私の意見としては、理論的な探究を行わねばならない。  
照射だけでは十分でないと考えている。  
メカニズム、プロセス等を温度、時間をパラメーターとして研究する必要あり。  
国際協力が必要だろう。
- ⑦ ラブソデーの  $\frac{\Delta V}{V}$  が0.5 or 0.7ということだが正確な値は。
- ⑧ 正確な  $\frac{\Delta V}{V}$  は測定されねばならない。  
燃料の人達から図をもらわなかったか。  
ラブソデー燃料のdesignから燃焼度、ピン寸法等考えてswellingが計算できる筈です。  
我々の場合、30,000 MWD/T以下だから問題はありません。
- ⑨ CEAでは燃料ピンは次のサーマル・ラチエント基準で設計すべきであると推薦している。  
非照射のものと照射のものはどの値をとっているか。  
燃料ピン最終寿命期のクラッドの状況を考え、plastic flow を許容するため熱応力を上げることはどうか。
- ⑩ 我々はthermal stress について長時間討論した。PNCの考え方はよい。物理的には賛成する。ただし照射効果を考えねばならない。
- ⑪ Vanadiumをクラッド材として考えているか。
- ⑫ 我々はステンレス鋼のみしか考えてない。  
S/S 650 をラブソデーで考えたことがある。
- ⑬ JEFR designではCarbon contentが0.06 ~ 0.08 %でラブソデーより多いのでCEAで奇妙な感じもたれたが？
- ⑭ 私の個人的見解では

- specialistは自分なりの感覚をもっている。
- 実際には照射実験できめるべきことである。
- ⑮ S/S 318 をphönixに選んだのは何故か。
- ⑯ Nb 量を添加することにより性質がよくなると考えたからである。  
他に0.05 Moも改良に寄与している。
- ⑰ ピアティエの話ではpower up rateが、燃料挙動に影響を与えるとのことであるが、炉運転上どうか。  
例えば、rateを遅くすればcentral voidができてピンのmodificationが生ずる等。
- ⑱ 實際上、炉の出力上昇は緩かなので問題ない。他の理由から炉出力上昇はそれ程早くしない。
- ⑲ 燃料-クラッドのgapは15分位でくつついてしまうのではないか。
- ⑳ 私も何週間もギャップがあいてるとは思わない。5~6分照射してから、中性子ラヂオグラフィをとればわかるだろう。
- ㉑ phönixでは穴あきペレットを使うのか。
- ㉒ 使うことを考えている。  
現在58,000 MWD/Tまで照射がすすみ良好な性能を示している。
- ㉓ Vented fuelは使うか？
- ㉔ 現在は計画してない。  
理由として我々はgood vent designをもつてないからで問題はvent designであらう。  
Ventにした時のNa purificationの問題は大したことない。
- ㉕ Oxide 以外のfuel materialを考えているか。
- ㉖ phönixの1st coreでは考えてない。将来はわからないが。

II 計測制御系に関する討論

- 時間：14時50分~17時
- 場所：役員大会議室
- 出席者：Vautrey, Danielou(仏), 能沢, 齋藤(原研), 望月, 井上, 日向, 星, 小林, 福島, 白井



○議事録(3月27日の質疑応答も含む)

① フランスに於て高速炉の永久磁石型またはコイル型電磁流量計は据付前あるいは後で較正をするか。

その方法は。

高温、高放射線のNa一次冷却系の処に使う永久磁石型流量計の感度の経年変化は有るか。その場合の較正法は如何。

② ラプソディーでは据付前に較正しただけである。

据付ける時、近傍に磁界を乱す鉄ビームなどがない様にする事。据付けは極めて注意深くしないと失敗する。据付けたあとその幾何学的(寸法、据付精度)のチェックはする。据付けの仕様はハッキリきめておく事。

較正法は次の如くである。

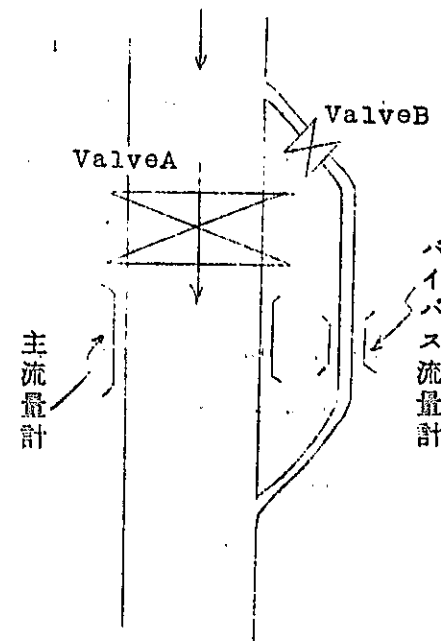
20~10 m<sup>3</sup>/h位の小型の流量計は2つのタンクを用い片方から他方へNaを流し落としその量は重さで測つて流れ落ちる流量をその流量計で測りこれを正確に較正しておく。

この流量計を以て大型の流量計を再較正する方法は右図の如く大型流量計のついたパイプにバイパスパイプを設け、これに前述の較正された流量計をつけておく。

今 ValveAを閉じ、ValveBを開き、

例えば10 m<sup>3</sup>/hrで流しておく。次にV-Bを閉じV-Aを開き、その10 m<sup>3</sup>/hを主パイプ流し、これで主流量計を10 m<sup>3</sup>/hrに於ける較正をする。次にV-Bを開き、バイパス側にも10 m<sup>3</sup>/hr(主パイプと合せれば20 m<sup>3</sup>/hr)流れるまで全Na流を増す。ここでV-Bを閉じると20 m<sup>3</sup>/hrがすべて主パイプを流れるのでこの時主流量計を20 m<sup>3</sup>/hrの点で較正できる。

このバイパスループ付きの試験ループはRapsodieでない他のループで行つた。(3月27日発言)



小流量計から大流量計へのスケールアップをこの方法でやるのはfactorで10倍位だろう。

それ以上スケールアップするには、2 stepsでやれば良い。(3月27日発言)

一般的注意として出来るだけ異なる2種類の流量計を使いと良い。

Rapsodieでは主冷却路でpermanent magnet型とelectro-magnet型の両方を用いてあるが両者共働いているが指示の差は20%有る。これは建物のビーム等の影響による。

サイフォンブレイカー用ラインにつく永久磁石流量計は使用中特性が経年変化した。これは場所が原子炉安全容器内で中性子、ガンマ線が極めて強い為である。あの様な場所に永久磁石型流量計をおくべきでないかと反省している。mainループの流量計は特性変化をしていない。高温とか高ガンマは心配しない。

電磁流量計の精度については2つの考え方で言える。1つは或る基準計器に対して言えば1~1.5%であるが、他の1つ絶対的な値に対しては5%である。但し熱出力計算などを行う時のreproducibilityは1%で極めて良い。

熱計算を行うについては先づ2次Naループ側はaccess出来る据付もかなり満足にできるので計測器の精度を高くすることが出来る。またヒートロス(冷却空素?)回路の温度上昇と言う事でかなり正確に求められる。従つて1次Naループへの炉からの熱の移動量は上記2次Naループ側とヒートロスの両方から演算してかなり正確に求めることが出来る。(従つてこれからも1次Na流量計の較正が可能である。)

出力計の較正は毎日に2回、熱バランス法で行う。Final Report中の1日に1回と言うのは間違いである。

③ Rapsodieのバッテリーの各負荷を教えてください。

④ 詳細をかくと大きな報告書位になつてしまふ。しかし重要な負荷だけは帰国後調べて報告せる。

大略の負荷時間は2時間である。

⑤ Final Report P.60で破損燃料検出の遅発中性子法にグラフアイトはnot the best moderatorと言つたのは何故か。

⑥ 客観的な意味で言つたにすぎない。Rapsodieでもグラフアイトを使つている。

⑦ Final Report P.61では炉出力も入口温度も両方共に自動制御せず、手動にせよと言う意味か。

⑧ 然り、これは Rapsodie を運転して得た実際の経験に基づいてのコメントである。炉側で制御棒の制御と空気ブローの制御とはプラント系として 10 分以上の time delay がある為殆んど独立に行う事が出来、而も安定である。1 人の operator で充分両方を manual で control することができる。

⑨ 各サブアセンブリ出口 Na 温度測定用熱電対の経年変化は無きや。

⑩ 殆んどない。約 3 ヶ月に 1 回炉を停止した時、炉内 Na を iso-thermal な状態にしてこれら熱電対の校正をするので正確である。

⑪ 上記熱電対はシンプルに入っているが、熱電対の先端がシンプルの内壁に接触している事を如何にして確認するや。

⑫ 確たる方法なし。熱電対の長さ(挿入された)でエキスパートが操作して確認するだけだ。然し reproducibility は有る。

⑬ Final Report P.332 (14) 項に関連し、上記熱電対が正確に各燃料サブアセンブリの出口温度を測っているかどうかを確かめる実験が必要だがそれは(14)項で言う「水」でテストしたのか。その時何本のサブアセンブリを使つたか。大きさ、スケールは、如何。

⑭ 「水」で行つた。スケールは 1:5 で縮小した炉心の全模擬はしている。尚 CEA-R 3406 Le Démarrage de RAPSODIE P.P.103 の測定での距離の移動とは RAPSODIE で上部機構を全体として持ち上げて熱電対の燃料との相対的距離を変えたものである。

⑮ Na 蒸気の deposit の問題

⑯ アルゴン中に入った Na 蒸気がワイヤなどに附着する問題は、そのアルゴンが流れ移動している時には問題であるが、静止している時は心配無用である。

⑰ 燃料出口温度用熱電対の gamma heating? (3月27日)

⑱ 無視出来る。 watt per gram の値が小さくまた熱伝導がよいから

3月26日(水)

I. 機械設計に関する討論

○時間: 9時30分~12時

○場所: 役員大会議室

○出席者: Vautrey, Denielou,  
能沢, 斎藤, (以上原研)  
川島, 湯浅, 阿部, 広田, 飛田, 尾尻, 井上

○議事録:

① 原子炉補助系にフランスコメントに従つて冷却コイルの使用を考えている。今考えている設計ではコイル内 NaK の 1 次系 Na の温度差が 150℃~180℃の差が生じ熱応力が問題になる。

この程度の温度差をもつた熱交換器を設計した経験があるか?

② 流体の温度差が 150℃~180℃であつたとしても内外の壁温の温度差はそれ程ないと考えられるのでそれ程厳しい条件だとは思えない。Rapsodie ではこの案を計画したことがあつたが時間的に間に合わなかつたので採用しなかつた。従つて実際の経験はない。コイルの Redundancy を考えるかどうかはコイルのデザインによる。Rapsodie で計画した時は Redundancy は考えなかつた。

③ コイル内の NaK は放射化されているがこのコイルを空気で冷却することは安全上問題ありと考えられるか?

④ NaK がどの位放射化されているか、常に使用されているか等にもよるがいずれにしても放射化された NaK が安全の立場から許容されるものなら心配ない。ただ、Emergency の場合に NaK を Drain 出来るよう装置を考えた方がよい。

⑤ 液体金属シールの液体金属注入排出装置について Rapsodie ではどのようなものを使用しているか?

⑥ Rapsodie ではこのような装置を特別に考えていない。液体金属はシール部に入れたままで注入、排出の必要はないと考えている。もしそういう必要が生じた場合 EBR-II や FERMI のような方法(ポンプで吸い揚げるような方法)で充分出来ると考えている。

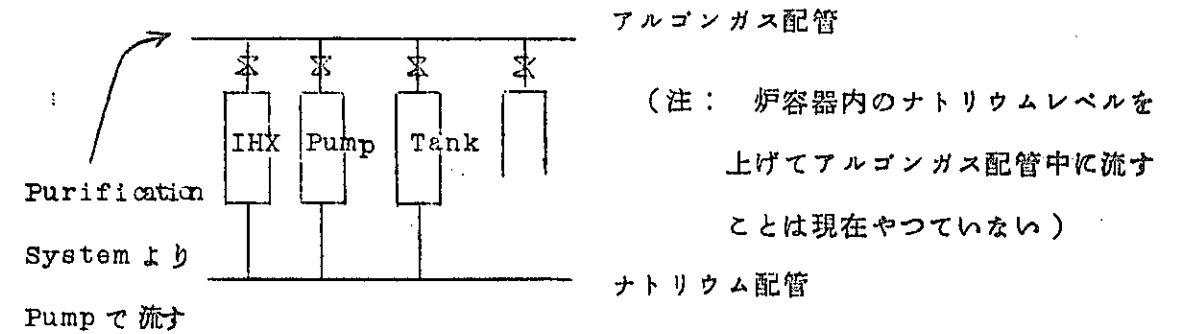
⑦ 液体金属シールの R&D についてその概要と試験項目、結果を教えてください。

⑧ 詳細については判らないが 2 個 Mock up を作り 1 つは小型のもの 1 つは Full scale

で行なっている。試験項目は Bi - Sn の混合割合、Heater の Spacing、溶融までの時間、合金の酸化、溶融部を通じたの leakage 等の試験を行なっている。leakage test については漏れは 0 であつたが Rapsodie の場合は回転プラグは回転に先だつて持ち上げていない。JEFR の場合は一たん持ち上げて再び溶融金属中に入れてるので若干事情が違ふと思われる。

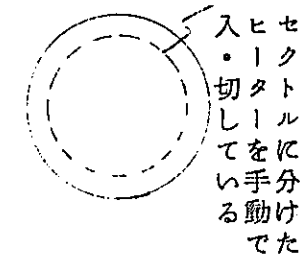
- ① スーパーに代る燃料の浮上り検出方法を何か考えているか？
- ② 超音波で検査する方法は現在開発中で Phenix に使うことを考えている。Rapsodie の場合は必要ないと思うが使用出来れば使用したい。  
JEFR の場合も検出方法が何かあれば望ましい。
- ③ Rapsodie の場合回転プラグ液体金属シール部からの漏れは 0 と設計しているか？  
(実際は 0 であつたことは判つているが)
- ④ 0 で設計している。
- ⑤ 制御棒の位置はどう行なっているか？
- ⑥ 建設時は Optical device を使つたが Operation 中の位置決めは回転プラグの回転角度のみで行なっている。
- ⑦ JEFR では Operating floor の下の Valve を Valve 室に集めているが Rapsodie ではどうしているか？
- ⑧ Rapsodie では Operating floor 下の雰囲気は窒素なのでこの様にしていない。バルブは種類別にいくつかに分けてまとめることは必要だろう。そのために確かに配管は複雑なものになるが.....。
- ⑨ Primary piping の Support に Oil damper を使つた場合の Radiation damage の問題はどうか？
- ⑩ Rapsodie では Oil damper を使っていないので判らない。モーター等の潤滑油は使っているが Radiation damage が問題になるような場所ではない。したがつてトラブルはない。  
Oil damper を使つても γ 線量はそんなに大きくないから、別に問題ないと思う。
- ⑪ Purification System を Container の中に入れた場合 a) 配管は 2 重管にする必要があるか？ b) Rapsodie の Sodium sampling System の位置は？又遮蔽、Manipulator はあるか？

- ⑫ a) N<sub>2</sub> 雰囲気、部屋がライニングしてあり、かつ破断により主 Na レベルが下らなければ 2 重管にする必要はないがこの Piping が破断しても Main のナトリウムが流出しないよう注意のこと。
- b) Cold trap のそば。ホットセルみたいなものを作つて、そこから sampling を行う。遮蔽、簡単な Manipulator はある。
- ⑬ サイフォンブレーカの定期検査は行なっているか？
- ⑭ 定期検査は行なっていない。サイフォンブレーカの生きているかどうかは T/O をつけておけば流体の温度変化で判るであろう。
- ⑮ Ar ガス管の洗浄方法は？(Rapsodie の場合)
- ⑯ Na 温度は 150 ~ 200 °C で流し方は次の様に行なっている。



例えば IHX 関係の配管を洗うときは IHX のバルブのみ開き他は閉じておく。次にポンプのバルブを開き IHX のバルブを閉じてポンプ関係の配管を洗浄する。このように順次行なり。

- ⑰ R&D で 10 ~ 20 MWT の Sodium Loop の提案があるがこの Capacity を提案した意味は？
- ⑱ 数値自体は特別に意味はないがなるべく実際に近づけることを考えていた。あまり小さいものでは意味がなくなる恐れがある。
- ⑲ Rapsodie 回転プラグの温度コントロールは？



⑥ 温度コントロールは行なっていない。ヒーター (Calrod heater) を入れているがこれは回転プラグに付着するナトリウム・デポジットを溶かすため。

コメントとして冷却により温度分布を一様にするよりも、ヒーターを付加する方がコントロールしやすい旨発言があつた。Rapsodie の Rotating plug の発熱量は 20 KW 程度。

⑦ Rapsodie の制御棒駆動機構を説明願いたい。

( Rapsodie の駆動機構の簡単な図面を見ながら )

⑧ ケースは必要なかろう。スクラムは現在自然落下で行なうようデザインを変更している。スプリングを入れても構造が複雑になり信頼性も失われその上 Inertia が大きくなつてあまり効果がない。Ar ガスのサンプリング・ラインもある。

MARK I, II ではベロース・シールを使っているが MARK III ではベロース・シールは使っていない。

⑨ フランスコメントによると Emergency Cooling system の Capacity は 1 % 程度で充分であるといふことであるがその理由は何か？

⑩ 時間をかけてとればよいから 5 % で行なう必要はない。

Thermal capacity もある。 Abnormal condition でナトリウムの温度は 700 °C clad 表面温度は 750 ~ 800 °C である。

このような事故は炉の一生にあるかなしかの少ないものであるから、その後の燃料再使用は考えない。

⑪ Rapsodie ではどのような Material Surveillance test を行なっているか？

⑫ 引張、クリープ等の Test で特別なものは行なっていない。

⑬ Rapsodie で Reactor vessel と Safety tank の間の insulation を取除いているが理由は何か？

⑭ 最初に計画した時には Safety Tank 内に漏れ出る Na の量を少なくすることと Thermal insulation を兼ねた箱を入れていたが Compact 化および形状が問題だつたので止めた。

⑮ 床面の構造について。 a) Rapsodie の Operating floor の anti-sodium pool burning 構造の必要性。

b) 一次冷却系機器室の床面構造について意見をうかがいたい。 c) non radioactive なナトリウム機器室の床面構造についてうかがいたい。

⑯ a) はじめの安全クライテリアでは Na 噴出を考えたので安全グループから要求されてこのようにしたがあまり必要とは思わない。 b) Rapsodie の雰囲気は Air だがこれを N<sub>2</sub> に Modify する考えを持っている。床は leak detection floor にしている。 c) コンクリート

⑰ IHX やポンプ Maintenance 用の Shipping cask の遮蔽は必要と思うか？

⑱ 遮蔽はいらない。Na<sup>22</sup> はそれ程問題にならない。Na<sup>24</sup> あるいは Corrosion product が問題でそれも遮蔽が問題になる程大きくない。いずれにしても最初に取り出した時の様子によつて遮蔽を考えてもよいのではないか。

註 ; Rapsodie の炉室クレーン容量は大回転プラグによつてきまつた。

⑲ 電磁ポンプおよび流量計の構造は？

⑳ Double wall を使っている。

㉑ ポープシャフトシールに Ar ガスを使う必要があるか？

㉒ ない。Rapsodie では使っていない。

㉓ Rapsodie の Equipment decay tank について教えて頂きたい。

㉔ Multi-purposes である。Decay を目的とするものでなく単なる Storage で Storage tank と称している。格納容器内に 4 個、外に何個かありここで cleaning する。

㉕ Rapsodie の Safety rod の次の design parameter を教えて頂きたい。1) B<sub>4</sub>C pellet の熱伝導率 2) B<sub>4</sub>C pellet と Sheath の内表面との Gap. 3) Sheath の厚み 4) B<sub>4</sub>C pellet の大きさと精度。

㉖ Out of contract であるから詳しく答えられないが次の通り 1) 公表されている表 (Table) の値を使つていて特別なものは使っていない。 2) 製造上から出来る範囲のもの作っている。Swelling は考えていない。 3) (No answer) Pellet は just as sintered のもの 4) Fuel と同じ程度のもの (Size)

㉗ IHX について JEFR の Design は大きいということであるが、Rapsodie の IHX はどの位の大きさか？ K-value を知りたい。

㉘ K-Value は 6,650 Kcal/m<sup>2</sup>hr.°C である。

Rubarsky & Kaufman の式は管外についてもその流れが管内と同じような流れ (Axial flow) なら適用出来る。

① Rapsodie の Cold trap についての次のことをうかがいたい。  
 1) Cold trap への Na の flow rate とその決め方。 2) Cold trap 内の温度分布。 3) Cold trap の出入口の Na 純度。 4) Cold trap の出口 Na 温度と plugging indicator の出口 plugging 温度との関係 5) Dimension 6) Trap capacity

② 1) 5 ml/hr。決め方はあまり根拠がない。 2) (No Answer) 3) 運転中は殆んど差はない。 4) 殆んど差がない。 5) Rapsodie のものは大きすぎた。小さくして初期 Trap 時には Movable system を、足りない分を補う意味でつけておいてもよいと思う。 6) (No Answer)

③ 格納容器に Vacuum breaker はあるか？ (Rapsodie)

④ 手動のものがあり格納容器から離れた場所に配管で取り出している。

⑤ Rapsodie で燃料の鉛 Canning 方式を使っているか？

⑥ 使っていない。鉛凝縮時の体積変化が問題である。

⑦ Rapsodie では機器用 cask としてどんなものがあるか？

⑧ 主なものとして下記がある。

Primary Cask	}	for fuel
2 ry Cask		
HS 1		for IHX + Pumps
HS 2		for control rod
HS 3		for instrumentation
HS 4 (Primary Cask の改造)		for fuel

⑨ 4.1.1-② に云われている Unknown deviation は Rapsodie ではいくらか？

⑩ (a) Subassembly の top の actual deviation は 5mm 以下 (3 or 4 位ともいっている) (b) Transfer machine についての Actual thermal deviation は数 mm 以下

⑪ 4.1.1-③: 燃料交換機についての Actual gap (各シャット間の) はどの位が適当か？

⑫ メーカーの問題であつてよく判らない。

⑬ 4.1.6: ベリスコープ (Clavé 社製) および ITV の価格を知りたい。又ベリスコープの許容 nvt は？

⑭ 価格はあとで知らせる。ベリスコープは取外すので nvt は問題にしていない。250℃ で使用できるか否かも知らせる。ベリスコープは 200℃ 程度で使っている。

⑮ 4.2.1: Rapsodie では Site で燃料集合体の破損検査を行なっていないようだが必要ないか？

⑯ 必要ない。燃料を Fabricate するところと、Site は 150 m 位しか離れていないから輸送中に破損は起らないと考える。

⑰ 4.2.2: 新燃料は何本 Container に入れるか？

⑱ 1 本

⑲ なぜ 1 人の人間が Operation と Control を行なうようにしなかつたか？

⑳ Operation と Control は別の作業で Operator は Control 側の命令で動くようにしているから 2 人必要である。

## II CEA 側講演

### II-1 フランスの高速炉開発現状

○講演者: Vautrey 氏

○時間: 14 時 55 分 ~ 16 時 15 分

○出席者: Vautrey, Denielou, Nollet  
 原研 2 ~ 3 名  
 PNC 約 30 名

○講演要旨:

将来、高速増殖炉は経済性の点から熱中性子炉より有利である。しかし技術的な開発には時間が必要である。

冷却材としては 3 種類が考えられている。ナトリウム、ガス、水蒸気である。しかし、ナトリウムが最も進歩している。技術的な面からはナトリウムが他の 2 つよりも 10 倍位進歩していると考える。増倍時間はナトリウムを使用する場合、15 年間は容易であり、もし closed circulated situation、つまり many fast reactors を同時に使用するならば、増倍時間は 9 年位となるだろう。更にナトリウムは high cooling efficiency をもっている。これらの理旨から CEA では完全にナトリウム使用に焦点を絞っている。

燃料としては Pu を使用することに絞っている。U-Pu alloy, U-Pu oxide, U-Pu carbide が考えられるが問題は cladding との compatibility である。しかし、Carbide については知識が少ない。フランスでは近年の燃料開発の 90% は mixed oxide に絞っている。

clad materialとしてはNaとのCompatibilityが重要であり、現在はSS材がbestとされている。main stressは燃料のswellingとfission gas pressureである。後者は原則的にはVanted fuelで可能だが技術的にはまだ完成されていない。Swelling propertyについては smear densityで逃げるという基準をフランスでは採用している。UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>をclosed clad中に入れる。min. burn upは50000 MWD/T(=4% of heavy metal)を採用する。

Phenix projectのdesignおよびfuture programはRapsodieの実験結果が有効である。Phenixの経験は600から1200 MWeまで延長できる技術的な内容をもっている。

Phenixはintegrated type(pool typeあるいはpot type)を採用している。このtypeの主な特徴は

- ① systemがvery compact unitである。
- ② integrityがよいこととthermal inertiaがよいことのためprimary systemに対してmax reliabilityをもっている。
- ③ pumpおよびIHXなどのneutron shieldが楽になる。

Phenix炉の主要な特性は多くのpapersにすでに発表されている。例えば、

- ① 1966年5月 ロンドン会議
- ② 1967年4月 A N S 会議
- ③ 1967年4月 ロンドン会議
- ④ 1968年8月 モスクワ会議

などである。

Phenix炉の主目的は以下の通りである。

- ① 大型高速実用炉のデモンストレーション、
- ② power plantの可能性：これは完全にphenix炉で期待することは難しいが、必要なデータは得られるであろう、
- ③ high burn upを達成させる：designでは50000 MWD/Tだが、fuel pinは100,000 MWD/Tが可能のように製作する、
- ④ すべての技術的な問題がpower plantに有効である；例えばmain vessel

の直径はphenix炉では13 mだが、power plantでは14~16 mである。main characteristicsは以下の通りである。

- nominal electric power 250MWe
- steam temperature 510~540°C  
(standard turbineを使用する)
- UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub> sintered pellet  
closed clad
- 2 Zones (different enrichmentによる)
- max. clad temp. 700°C  
(Hot spot factorを含む)
- Na max. outlet temp. 560°C~580°C
- " inlet " 400°C
- fuel assemblyのtransfer：coreからpots迄はrotating plug中のrotating armによる。

(スライドによる説明)

スライド 1：VesselのVertical cross section

スライド 2：Vesselのhorizontal cross section

スライド 3：fuel assembly

スライド 4：燃料取換系(subassembly transfer)

スライド 5：steam generator (Modular type) 目下建設中である。1968年10月に開始した。1969年上半 proper constructionを開始した。

スライド 6：Marcoul center (Phenix建設地)

スライド 7：Phenix site (1968年下旬)

契約は今年度中に行なう。vessel, pump, IHX, main pipe, . . . . . など主要機器のfinal bujetは1970年末迄に決まる。

fuel assemblyのload-unloading machineおよびsteam generatorのactual prototypeは現在進行中である。

Phenix projectの組織は1965~1968の間CEAが責任者となり、EDFが援助、民

間が参加して設計を進め、現在 special form により建設が行なわれている。つまり CEA, EDF, GAAA から architect engineer が参加している。chief は CEA からの人であり、assistant は EDF からの人となっている。つまり、国立機関と民間との 1 体化された組織となっている。

construction staff が design と construction との間のつなぎを行なり。おおまかなスケジュールは下記の通りとなる。

1972 : construction 完成

Na test

1973 : criticality

(質疑応答)

- ① tank type reactor の開発について、どのような研究開発を行なっているか。
- ② 主なものは次のようである。
- ① internal tank と outer tank の内側の熱水力研究、
  - ② neutron shield に関する研究：(材質は steel 又は boron graphite)
    - I) 燃料集合体上部
    - II) 燃料集合体周辺：形状は燃料集合体と同じ、ステンレス鋼の can 中に steel carbide と borated carbide とを入れる。
    - III) HARMONIE 炉で遮蔽効果を check する：材料と配置を Phenix に合わせて行なり。
  - ③ subassembly の top の shield については mechanical property をみる：shield の領域に Na が入った場合の compatibility について check している。
  - ④ All components を含む main tank 上部の rotating plug を pump および IHX が貫通する。plug の thermal expansion により、貫通部は影響を受けるので、試験をする必要であり、現在進行中である。stress も測定する。
  - ⑤ explosion の場合、tank 側面が break する前に、上部が break するように design する。
- ① Commercial FBR は tank type か、loop type か。
- ② 恐らく tank type を使用する。

① Phenix 炉の fuel handling system について、どんな種類の研究開発を行なっているか。

② full scale model で test 中である。loading-unloading machine の全系の design について test 中である。これらの model test の前に部分的に多くの小さい test (例えば bearing test など) を行なつた。

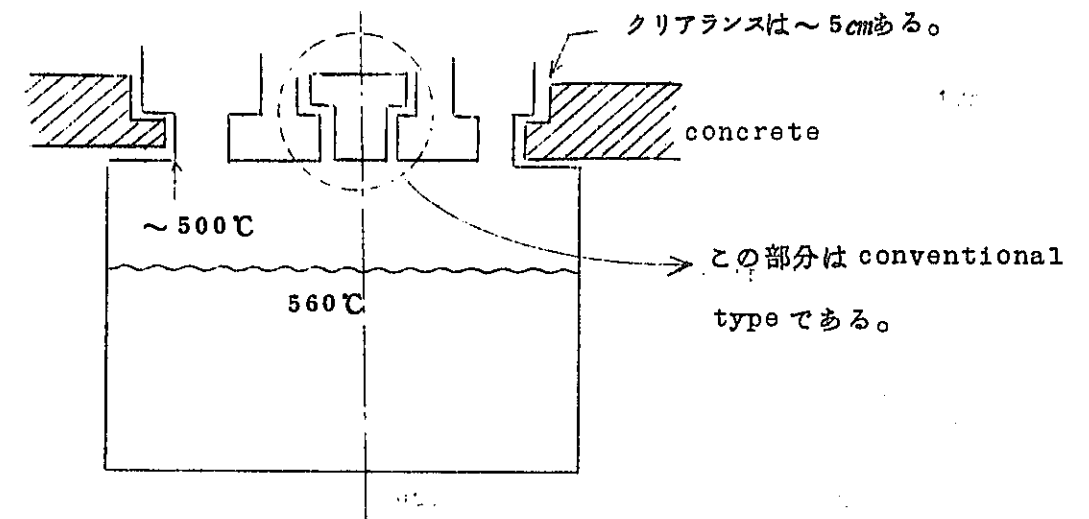
full scale model で重要なことは transfer arm の test であり、もし design change がなければ、test に使用している実物を原子炉の方にも使い予定である。

今までの test 結果では余り重要な問題点を生じてはいない。又 heat removal についても重要なものはない。

燃料関係で問題となっているのは、spent fuel の reprocessing であり、cooling capacity, time などが議論されている。

① vessel top cover の seal について知りたい。

②



center の部分以外は pump, IHX の貫通部となつており、Expansion の逃げが一番問題となる。したがつてこれらの部分の seal は fix しないで roll を入れる。

① rotating plug 上部のケーブルおよびワイヤーの handling mechanism はどうなっているか。

② Rapsodie と同じ system を考えている。

## II-2 Fortissimo 計画

○講演者：Denielou

○時間：16時15分～17時10分  
 ○出席者：Vautrey, Denielou, Nollet  
 原研 2～3名  
 P.N.O. 約30名

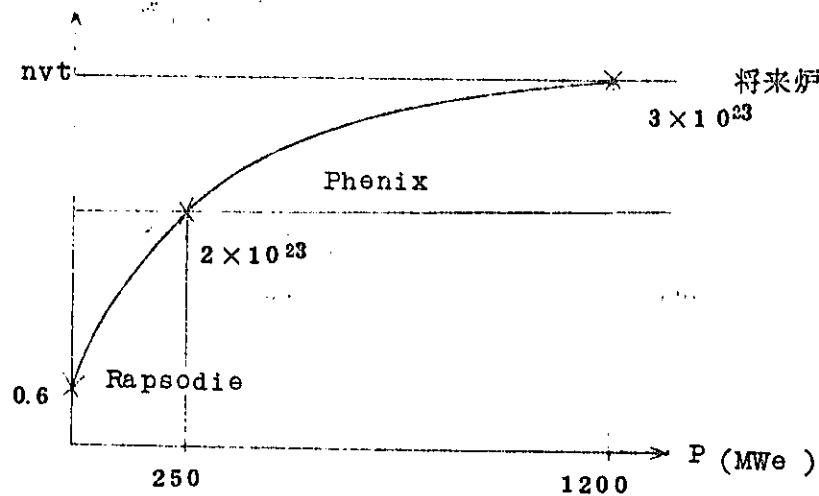
○講演要旨：

Fortissimoの計画のhistory, goal, means, troublesについて簡単にお話し  
 しましょう。

Rapsodieのfuel pinがlackを起していることが判明して以来、運転を継続して  
 いたが、本年3月new fuelをつくるために、reactor operationをstopした。

Rapsodieの本来の目的は①reactor experiments: new fuelで400W/cm ~  
 430 W/cmを達成する。②material testing reactorのfacilityとして役立た  
 せる。

②については将来炉のcladdingにどのようなeffectが起きるか、を実験炉で得た  
 経験から外挿しようという考え方である。外挿の仕方は下図の通りである。



cladのtestとfuelのtestとの両方を同時に実施することできない。

cladのswelling propertiesについて上図の通りnvtでplotする。これとpowerとの関係を外挿して将来炉の予測を行なう。

これら試験のparameterとしては①Rapsodieのavalability, ②irradiationのplaceである。

Goalとしては炉心中央領域にmaximum fluxのとれるところが出来るだけ広い領域

で確保できること、である。これは一般的なthermal reactorのmaterial testのための法則と同じである。breedingは考えない。

$$P = \Sigma \phi V \quad \therefore \frac{P}{\Sigma V} = \phi$$

つまり、Max. fluxを得るためにはMin.  $\Sigma V$ でPを大きく、coreのvolumeをMin.にenrichmentはmax.にとる方向を選ぶ。しcontrol rodの位置で限界があるので、core volumeはRapsodieの現在のものと大体同じとならざるを得ない。したがって1つの解決方法はenrichmentを上昇させる。

U<sup>235</sup>を85%までupする。

powerは24MWの代りに40MWをとる。powerとピン本数との関係は大体下記の通りconsistentとなる。

$$\begin{array}{ccc} \frac{40}{24} & \sim & \frac{61}{37} \\ \uparrow & & \uparrow \\ \text{power} & & \text{1集合体中のピンの数} \end{array}$$

linear heat rateは400W/cmとなる。冷却条件としてはflow上昇又は $\Delta T$ 上昇の2つの可能性があるが、inlet temp 400℃は余り変えられない事情があるので、Fortissimoではflow,  $\Delta T$ の両方の上昇を半分づつとつた。理由はHot spotでの650℃のclad tempの基準による。

High pressure plenumの圧力はRapsodieでは14 bars, limitは4 barsであるので38 barsを採用した。flow increaseは $\sim 1200 \text{ m}^3/\text{h}$ である。PumpのD.C. motorは変えないが、エンベラーの変更とPump中のNa levelの調節の変更はある。IHXの方はvibrationの問題からbeltsをつけ加えた。

fluxは $1.9 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ の代りに $3.1 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ となり、Ni reflectorを使用しているのでavailable volumeは以前より大で約10倍である。

次にtroublesについて述べよう。

- ① velocity increaseによるcavitationの問題,
- ② power density上昇によるfuel handling storage positionの問題,



③ 下部blanket長さによる fuel assembly の vibration の問題、  
などである。

最後にこの Fortissims の計画は日本から依頼されている燃料照射から開始されること  
となっている。Fortissim<sup>o</sup> 計画の total price は 7 million 英. 円 (約 5 億円)  
である。

(質疑応答)

- J integral pin を使う計画はあるか
- F Core height を 32cm に変えただけで大きな変更はない。upper axial blanket を使用しないで S.S. 材を使う。Ni reflector を reactivity 利得のために使用する。
- J Bowing の問題はないか。
- F Ni reflector を使用するので問題ないと思う。
- J EBR-II と同じように upper blanket が S.S. となっているが、Kinetic behavior の問題から、又 blanket に変更した事実があるが、フランスではどのように考えているか。
- F flux distribution を計算して確かめている。
- J Control rod の設計変更はしないのか。
- F 多分しなくてもすむ。1年に1回は少なくとも変えることにしている。
- J Pump のエンベラ<sup>+</sup>の変更と同時に piping の変更はしないのか。
- F しなくてもよい。
- J Control rod の reactivity worth は変更するのか。
- F もちろん変更はある。Safety margin は quite high である。

次の月に、最初の Fortissim<sup>o</sup> に関する Safety report が出来上る。これは、Rapsodie の final report の変更である。

3月27日 (木)

### I 原子力産業会議を訪問

- 時間：9時20分～10時～20分
- 場所：原産
- 面会者：橋本清之助
- 訪問者：Vautrey, Denielou, Nollet

### II 原子力委員と面談

- 時間：10時30分～12時
- 場所：山田原子力委員室
- 面会者：山田原子力委員、清水(動力炉開発課)
- 訪問者：Vautrey, Denielou, 石川, 川口
- 面談事項：

高速実験炉、原型炉の安全性、ループ型とタンク型の比較、CEAにおける安全審査の組織、進め方などにつき質問し、討議した。

### III 安全解析に関する討論

- 時間：14時30分～17時
- 場所：役員大会議室
- 出席者：Vautrey, Denielou, 能沢, 磯, 齋藤, (原研) 川口, 加藤, 寺垣, 松本, 菊地, 井上
- 議事録：

(要旨のみを以下にまとめる)

#### 1. Blast resisting structure

付録A-1のIII1)～3)項目に関してはJEFRの考え方を示すものであり、フランス側としてコメントはない。

TNT放出エネルギーの%が炉のexplosionによる有効破壊エネルギーと見なせる理由については、歴史的産物であり忘れるべきである。

#### 2. 漏洩試験(格納容器)

漏洩試験は必要であることは認めるが、実施するのが非常に困難である。

格納容器の建設終了時点で全体の漏洩試験を行い運転開始時の試験は非常に低圧(50 cm H<sub>2</sub>O)で行なった。この場合各々の系(Ar, N<sub>2</sub>, Air)を等しく昇圧して行なった。しかし、定期的には試験を行わない。

貫通部の試験をいろいろ行つたが、どの程度正確に漏洩率を測定したか保証出来ない。

### 3. 再臨界事故時の圧力波

配管のサイズ、長さ、曲り等がどの程度圧力波に影響するのかは、実験してみないとわからない。現在フランスのフェニックスでは40種類のモデルを作つて実験を行つている。

### 4. N<sub>2</sub>雰囲気中の機器の点検

primary cell に入るのは炉を停止後7~10日後である。その場合N<sub>2</sub>をAirに置換え、Naはドレンしない。

1次系配管の外管の取りはずしはremote handlingで行わない。

ポンプ、JHX等の点検はあまり行わない方がよい。なぜなら、一度点検して先に戻した時に動かなくなつた経験がある。

### 5. 2重配管の外管の漏洩試験

2重管間隙のN<sub>2</sub>流量を制御しており、もし外管に漏洩が起れば、その流量変化によつて検出できるであろう。Rapsodieでは2重間隙をいくつかのしきりで区切つており弁の開閉によつて漏洩個所を知ることが出来る。

### 6. 燃料の再使用

炉が異常状態になつた場合は燃料が破損する可能性は増加するが、いろいろな部分の温度を測定解析して燃料がhot spot factorを考慮した通常運転時の温度以下なら使用することが出来るであろう。ただし、再使用するかどうかの判定はmeetingを開いて決定するしかないであろう。

Pr: 3月28日(金)

## I 機械設計に関する討論

○時間: 9時30分~12時

14時~17時

○場所: 役員大会議室

○出席者: Vautre, Denielou,  
能沢, 斎藤, 武藤, (以上原研)  
川島, 湯浅, 阿部, 広田, 飛田, 尾尻, 井上

○議事録:

(3月26日のI 機械設計に関する質疑応答の項に含めて整理した。)

G. 3月31日 (月)

I 燃料交換系に関する討論

○時間：14時～15時30分

○場所：役員大会議室

○出席者：Vautrey, Denielou,  
能沢, 斎藤, (原研)  
植松, 小林, 川島, 阿部, 広田, 井上

○議事録：  
A. (機械設計に関する部分は3月26日の1に含めて整理した。)

B. 燃料受入貯蔵設備

① 燃料取扱フロー・設計条件の説明(説明者 植松)

省略

② Cask Car から Transfer Roter へ、燃料装荷する時の予熱は必要か、但、T.R. 内 Na 温度 250℃

③ Rapsodie は Original Design として Ar Gas で 150℃ 迄予熱して装荷しているが不要の考えを持つている。Phenix では不要と考えている。JEFR については T.R. 上部の Ar 雰囲気温度が十分高いであろうから、この Ar により予熱が期待出来よう。また Na の中に徐々に挿入すれば熱伝導も良いので予熱同様の効果が期待出来よう。従つて熱電対をつけた Dummy Fuel で炉外試験をすることが望ましい。

ごく短時間の Refueling を考える場合は予熱が必要である。ある程度の時間をおいてよいなら予熱は不要であろう。しかし予熱なしでの操作には注意が必要である。

④ 使用済燃料を Cask Car で運ぶとき強制冷却は必要か。

(Decay Heat 4 KW/Subassembly)

⑤ 不要である。

ラプソディーでは行なっていない。

Ar で強制冷却することは機器やパイプへの汚染が拡大することになるので望ましくない。

⑥ 被覆管許容温度は下記の通りとするがどうか

650℃ Under Na

550℃ Ar

⑦ Under Na で 650℃ は炉内のホット・スポットと合せてあるので良い。

Ar 中では Oxidation の問題があるが短時間なら問題ないから 650℃ にして良い。尙 Ar 中では強制冷却を行わなくては 550℃ の制限は守りがたいであろう。

⑧ F.P. Detector 法 under Na

⑨ 炉内で F.P. ガスが出てしまつていゝと考えられるので測定が難かしいだろう。

Small leak の場合で F.P. ガスが少量残つていゝことが考えられる場合は Ar 雰囲気での F.P. で検出することが考えられる。

Under Na での F.P. Leak Detection はあまり効果がないと思われるので、このよりの装置を持つかどうかに関して

Cost v.s. Usefulness を考慮する必要がある。

⑩ F.P. leak のある燃料の Canning を行なうことについて

⑪ Power のない状態、低温状態では破損燃料からの F.P. のリークはないと考えてよいから Canning は不要である。但し水プールでは別問題とする。

⑫ Na Cleaning について

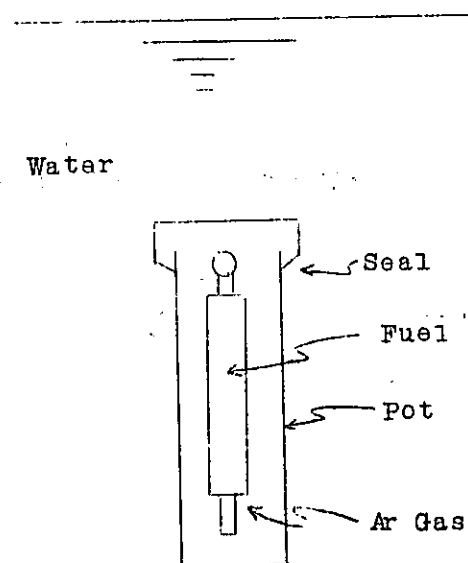
⑬ 通常の Na Cleaning は問題がある。燃料ピンは F.P. ガスを内蔵する圧力容器のようなものであるので心配である。

Phenix では Cleaning なしで Cut する。(5 KW/Subassembly)

Na Cleaning して集合体の状態で Storage するか Na Cleaning を行なわないで Pin の状態で Storage するかを 考える必要がある。仏では問題のない後者を取る。

⑭ Fuel Storage について

⑮ 下図の通りである。 Rapsodie



Ar では熱伝導が少なく JEFER の 4 KW/本と Rapsodie の 400W/本では条件が違いかも知れない。

- ① 燃料のメーカーで製作後検査したものを輸送し炉側で受け入れた場合装荷前検査としてなにを行なっているか。
- ② 圧力降下  
寸法検査  
重量 check である。
- ③ その他プロセス全体について。
- ④ プロセス全体を Cost v.s. Usefulness について考え、もつと simplity すべきである。

## II Final Discussion

○時間：15時30分～17時

○場所：役員大会議室

○出席者：Vautrey, Denielou, Nollet,  
大山, 倉本, 元田, 石川, 川島, 井上

○討論要旨

### 1. Confirmation of pending problems :

付録Bの文書を手渡し、CEA側が回答を用意することを約束した。

但し、口頭にて議論した範囲事項に限定されるので、サインはしないこととした。

### 2. Final report from CEA

付録Cの文書をCEA側に渡した。付録C中のitem 1については原研(東海)訪問の車中にてPNC-CEA相互に検討を行なった。item 2については4月4日付文書にて郵送した。

### 3. Check calculations for nuclear design and dynamic analysis :

付録Dの文書を3月26日付でCEA側に手渡し、計算をはじめてもらうよう依頼し、CEA側の了承を得た。

### 4. Payment for technical services of CEA:

計画管理部とフランス原子力アタッシュエとの間で別途協議する。

### 5. Cost evaluation of main components

別途協議する。

## 6. 一般協力協定にもとづく諸問題:

1) Safety experimentsに関する技術協力相互に関心が深いので今後協議する。

### 2) 炉物理試験に関する技術協力

フランス側は炉物理に関する情報はopenであるのでいつでも協力に応ずることができる。

### 3) その他の事項

1), 2)をのぞくその他の事項について日本側で希望する項目を提出すれば、話し合いを行うことになった。

H. 原研(東海)訪問

○訪問者: Vautrey, Denielou

○随行者: 石川, 井上

○訪問スケジュール:

1. 上野 → 東海

○日時: 3月31日 上野 21時15分発  
水戸 23時05分着  
水戸 → 東海クラブ

2. 原研訪問

○日時および面会者

(4月1日) 9時40分: 挨拶

宗像 理事長  
村田 副理事長  
中井 所長

10時 ~ 11時 : FCA 訪問

11時 ~ 11時40分 : ナトリウム研究室訪問

11時50分 ~ 13時 : 東海クラブ

3. 東海クラブ → 上野

○日時: 4月1日 水戸 14時4分発  
上野 15時46分着

I Vautrey, Denielou 両氏離日

○日時: 4月2日 10時羽田発

付録A: CEA側へ提出した質問項目

A-1 2月7日付文書(Ref.: 69-1-0056)にてCEA側へ手渡したもの

NEW ADDITIONAL QUESTIONS

	(page)
I Core design	- - - 1
II Mechanical design	- - - 4
III Safety analysis and hazard evaluation	- - - 8

5. What data of thermal expansion of the mixed oxide do you recommend as the best one?

We have data such as NUMEC-2389-4, HW-75007, Trans. Am. Nuc. Soc. Nov. 1967, P. 458, ANS-100 p. 110 (1965, Detroit meeting), Berggren & Forsfyth's data in London Conference.

6. Please inform the recommended formula of E. P. gas release rate in connection with pellet density.

Among data we have, the data in GEAP-4418 assumes 870 °C as boundary temperature and the release rate is classified between higher temperature and lower temperature region. While, the data shown in KFK 700 looks very appropriate because the formulation takes the micro structural change of fuel during irradiation in consideration. Please comment on above formula.

7. You mentioned in the previous meeting that the irradiation embrittlement of Inconl-X was remarkable especially in Fast Flux Reactor. What material do you use as the expansion spring of fuel pin for Rapsodie?

8. You mentioned also that the pellet-clad gap should be designed considering the irradiation swelling of the pellet.

◦ What pellet-clad gaps did you take for Rapsodie fuel pin?

◦ What swelling rate of the pellet did you take in designing the gaps?

9. You recommended that the fuel pin should be designed by the following thermal ratchet criteria:

$$\sigma_t + \sigma_p \leq \sigma_y$$

Which value did you take for  $\sigma_y$ , non-irradiated or irradiated?

If it is true, as you have mentioned that the fuel pin clad can not endure the plastic flows in the end life of the fuel pin.

What about raising the thermal stress so as to allow the plastic flow to be continued of the fuel pin clad in the beginning of life?

10. You mentioned that you had done the rupture test of the fuel pin cladding of the RAPSODIE.

Was this short term tensile testing, burst testing by internal pressure, or creep rupture testing?

11. Of the hot spot factors, what sort of factors do belong to the cumulative?

## II Mechanical design

1. Cooling method of rotating plug: Please show us the detailed structure of Rapsodie rotating plug. Especially the cooling coils in the plug and the temperature control method.

2. Control rod drive mechanism: Please explain us the detail of control rod drive mechanism. Especially the action of scum, and the necessity of the cover of mechanism which contain Ar gas.

3. The capacity of emergency cooling system: Please show us the reason that your comment says the capacity may be about 1 %.

4. Material surveillance test: To assure integrity of the vessel and other structural materials, what kind of irradiation test have you been doing in Rapsodie.

5. Please show us the reason why do you remove the insulation between reactor vessel and safety tank in Rapsodie.

6. Floor structure:

a) In Rapsodie, the structure of operating floor in the container is a type of anti-sodium pool burning. Please explain us the necessity, e.g. assumption of sodium ejection on the operation floor.

b) Please tell us your opinion what structure should be taken for

the floor of primary coolant equipment room.

c) Please show us your opinion for the structure of the floor of non radioactive sodium equipment room.

7. Thickness of reactor vessel wall: Please tell us if there are any factors which should be considered to determine reactor vessel wall thickness other than mechanical load, thermal stress and corrosion. You had experienced quite large thermal deformation of the vessel on Rapsodie. Don't you think if the wall thickness and its heat capacity were larger, this problem would be avoided?

8. Shipping cask for IHX and pump maintenance: In Rapsodie the shipping cask for IHX and pump maintenance has no radiation shield wall. Our estimation on the JEFR, it requires heavy wall thickness due to deposited  $\text{Na}^{22}$ . Please show us your assumption for radiation shield design and the reason that Rapsodie cask has no shield wall.

9. Electromagnetic pump and flow meter: What structure do you adopt for primary sodium system E.M.P. and E. M. F. which connected to double wall piping?

10. Pump shaft seal: The shaft seal of JEFR mechanical pump is oil lubricated double mechanical seal. See Drawing FBDO-00005. A pump manufacturer in Japan has experienced the mechanical seal damage by Sodium Oxide entering the seal surface when Ar seal gas was stopped.

What is the difference between Rapsodie and JEFR?

What is the reason and why no damage was caused by Sodium Oxide in Rapsodie pump without use of the Ar seal gas?

11. Pump hydrostatic bearing: Your comment says that the hydrostatic bearing of JEFR mechanical pump is too long. We think the bearing was designed for the allowable bearing load by a pump manufacturer.

What is the recommendable value of the allowable bearing load, and of the force which acts upon it?

12. Location of E. M. P.: Your comment says that the e.m. pump must be drainable. As your comment, the location of e.m. pump must be 6 m or more above the lowest sodium level ; because the diameter of storage tank is 5 m or more. We think it is disadvantage for the pump N.P.S.H. and sodium void.

13. Equipment decay tanks : Are there equipment decay tanks for IHX, pump and control rod drive mechanism in Rapsodie. Please tell us kinds of decay tanks and their structure you prepared for Rapsodie.

14. Please inform us the following design parameters of the safety rod for Rapsodie reactor:

- 1) Thermal Conductivity of  $\text{B}_4\text{C}$  pellet
- 2) The gap between  $\text{B}_4\text{C}$  pellet and the inner surface of sheath.
- 3) The thickness of sheath.
- 4) Dimensions of  $\text{B}_4\text{C}$  pellet and their precisions.  
EX. Diameter and height



15. Intermediate Heat Exchanger:

Your comment says the JEFR IHX is extremely larger than that of Rapsodie. But overall heat transfer coefficient of JEFR IHX is 3890 Kcal/m<sup>2</sup>h°C and this value may be larger than that of Rapsodie. What is the meaning of your comment?

16. On your cold trap:

Please tell us the following items on the cold trap of Rapsodie.

1. Na flow rate to the cold trap and how to decide it.
2. Na temperature distribution in the cold trap.
3. Na purity at inlet and outlet of the cold trap (O<sub>2</sub> density).
4. The relationship between Na temperature at the outlet of cold trap and plugging temperature of the outlet plugging indicator.
5. Dimension (cross section and height of the mesh part)
6. Trap capacity (How much impurity is intended to be captured?)

III Safety analysis and hazard evaluation

1. Blast resisting structure

- 1) As far as we understand, you designed Rapsodie based upon the test results of the mock up test with chemical explosives. This is quite the same approach that we have intended to pursue for the JEFR. We made the analysis for this problem primarily on the basis of TNT simulation and also planned to perform the mock up test as you already have done with chemical explosives. At the same time we tried to check to what extent the TNT simulation may be valid in respect to the physical phenomena in the case of nuclear accident.

We made the analysis with such an assumption that the initial shock wave loads by TNT explosion is equivalent as a type of energy release, to the high pressure, pulse of nuclear explosion, and the secondary pressure due to the TNT gas bubble expansion is simulated by the secondary sodium vapor bubble expansion as Hicks or Proctor pointed out.

However, it should be noted that our analytical way is different from Hicks method and the quantitative estimations of such as energy pressure or so are also based on different philosophies. Consequently, we would hesitate to take the higher pseudo-static pressure resulting from the single UO<sub>2</sub>-Na mixing ratio 0.08, because the realistic model seems to be so complicated that the UO<sub>2</sub> vapor would mix with Na with various mixing ratio both spacewise and timewise, so that the assumption of the single mixing ratio with all the UO<sub>2</sub> remained in the core would give us too pessimistic value.

Our estimate 21kg/cm<sup>2</sup> was obtained as an equilibrium pressure assuming that 5% of the residual thermal energy of UO<sub>2</sub> vapor will be transformed into an effective mechanical energy and be consumed in

vaporizing the liquid sodium until the vapor occupies the cover gas volume  $6.3 \text{ m}^3$ .

However, it is our impression that we need more analytical or experimental data for us to assess this pressure with more reality. Anyway it gives us the some orders of value which was obtained by NoL's equation for TNT gas bubble pressure adopted to the Fermi plug jump analysis.

2) We agree with your comment of three phases in the explosion phenomenon instead of two, our model tests have also shown that the plug would receive the large impulsive dynamic loads due to the shock induced water sprag and the water hammer due to the gas bubble expansion with a final quasi-static low pressure which lasts for several hundreds of milli-second.

We deduced the value of impulse from the strain energy of the plug constraint test bolts, and obtained a mean value  $800 \text{ kg msec/cm}^2$  extrapolated to JEFR with 50 kg Pentolite explosion.

It seems to be comparable to the value calibrated from your test data.

3) We also agree with your recommendation that the crochets anchor of JEFR may be insufficient to absorb the impulsive energy, we will change our design to use the anchor bolts.

4) Finally we have one question in your mock up test report, that is. In what reason do you assume the effective energy of nuclear explosion be equivalent to  $1/4$  of the released energy of chemical explosives?

2. "The question about the method of the periodical leakage testing of containment."

Normally, the containment of the light water power reactor is filled with air, so the leakage test (but after shut down reactor) can be carried out by pressurizing it.

As the Gas system in the fast reactor containment consists of air (about 1 ata), argon (about 1.01 ata) and nitrogen system (about 1.005 ata), therefore the periodical leakage test must be performed by pressurized each gas system separated or only pressurized air.

It is possible that argon or nitrogen system gas will mix with air during the test by only pressurized air, and also the purification for argon loop is not so easy.

Then, at Rapsodic, how have you performed its test and if the leak from argon to air exists, how do you measure and estimate the leakage quantity?

3. "The question about the recritical accident."  
Would you tell us the behavior of following items on shock wave, blast pressure and quasi-static pressure which occur at recritical accident?

- 1) The effect of pipe diameter size
- 2) The effect of pipe length
- 3) The effect of pipe bend
- 4) Did you take account of shock wave, blast pressure, etc. at recritical accident when you designed I.H.X. ?  
If you took account of them, how did you calculate or evaluate the above items?

4. The Question of periodical inspection method about the equipments of primary system located in the nitrogen gas atmosphere.

Would you tell us the answer about the following items :

- 1) The period of the inspection.
- 2) The method for accessing.
  - a) Has the gas atmosphere be replaced with air?

- b) How long time is it necessary to make cool after shut down?
- c) Is it possible to remove the jacket on the primary system by the remote handling?

Is it screwed down or welded?

- d) Should the sodium coolant in the inspection line be done by pass or drained?

- 3) The method of inspection. (specially the detection method of each failure equipment when some of them fails.)

ex. pump failure, etc.

- 5. The question about the method of leak test at the external jacket of double tube and vessel.

- 1) Has the leak test be performed periodically?
- 2) Is the leak test above to do during operation?
- 3) Would you tell us the method of test or check about it?

A-2 2月11日付文書(Ref.:69-2-0039)にてCEA側へ  
郵送したもの

Supplement to the New  
Additional Questions to CEA  
(Instrumentations and Electrical Systems)

- 1. Calibration methods of both permanent and elctromagnet type flowmeters in French Fast Reactor:

- (1) Were any calibrations taken place before and/or after it's installation? And then, what methods were they?

- (2) Are there any sensitivity change in permanent magnet type flowmeter during a long period of operation under the condition of high temperature and high radiation in the primary Na-coolant system?

If so, by what method are the flowmeters calibrated?

- 2. Detailed explanations of battery load of Rapsodie:

- (1) What main loads or equipments are connected to each battery of 24, 48, 127 and 260 volts?

I. Regarding a coil of an auxiliary cooling system in the reactor vessel.

1. We are going to design a cooling coil as an auxiliary cooling system according to a comment from France.

In our design, temperature difference between NaK in the coil and primary sodium becomed approximately 150°C to 180°C, and results in thermal stresses in the wall of the coil.

Do you have any experiences of designs or fabrications of cooling coils which have large temperature differences such as the above mentioned temperature difference?

2. If the activated NaK in the coil is cooled by air, do you think there is any problem from the point of safety?

Regarding a rotating plug and core upper mechanism.

1. Could you tell us the feed and drain device of liquified seal metal of Rapsodie?
2. We believe that research and development as for the device of liquid metal seal was done in France  
Could you tell us the following points?
  - a. Rough idea of the device for R & D.
  - b. Items decided by the above R & D and results  
( We guess the followings were tested;
    - 1) mixing rate of Bn and Sn, 2) heater capacity,
    - 3) moderate temperature of liquified metal temp. when melted
    - 4) gas quantity of leakage through sealing part under the melting condition of metal, etc.).
3. In Rapsodie we hear that you stopped using a sweeper. Do you have any detecting device of floating fuel elements if such a case occurred?
4. Under the normal operating condition we understand that Ar gas leakage through the sealing part of rotating plug is zero in actual.  
However you must have chosen the allowable leakage rate of gas in design.  
could you tell us how you decided the allowable or possible leakage rate?
5. Regarding positioning of control rods to the corresponded core matrix, do you have any special device in addition to control of the angle of the rotating plug when the control rods are inserted in case of Rapsodie?

Questions on comments from France.

1. Reference comment : 4.1.1 - (2)

Could you tell us how large "the unknown deviations" are actually in Rapsodie ?

That is,

- (1) Actual deviations of the top of subassembly
- (2) Actual thermal deviations on the transfer machine

2. Reference comment : 4.1.1 - (3)

Your comment says "Large gaps are necessary for moving pieces, working in Sodium".

Could you tell us how large gaps are moderate between a hold down shaft and a shaft of gripper mechanism, and gripper shaft and sensing shaft ?

3. Reference comment : 4.1.6

Could you tell us the followings ?

- (a) Prices of periscope of Rapsodie made by Clavé, and T.V. which you have experienced
- (b) Allowable nvt of the above periscope

4. Reference comment : 4.2.1

According to 4.2.1 Rapsodie seems to be that pin holes or small cracks in the fuel pin sheath are not examined at site when such failure occurred during transportation. Is this understanding correct ?

5. Reference comment : 4.2.2

How many new fuels are contained in one container which is mentioned in 4.2.2 ?

6. Reference comment :

Your comment says "For each operation, one people is conducting the operation, and another is controlling it".

Could you tell us why you did not choose one person's operation and control system ?

7. What criteria did you take in Rapsodie about the locations of valves in the container?

We in JEFR design gathered all the valves in container in two special valve rooms to make it possible to handle manually or repair easily when in trouble.

But it makes pipings in the container very complex.

Regarding the primary loop.

1. We need oil dampers in addition to spring hangers for the support of primary piping of sodium according to the seismic calculation on JEFR.

We have following problems which are associated with the oil dampers.

(a) Shielding around the oil dampers to prevent the radiation damage of oil

(b) Maintenance or exchange of oil

Could you tell us your opinion if you have any experience on the above matter ?

2. The location of purification system of primary sodium is out of the container on our present conceptual design. Now we are going to put it in the container in accordance with France comment.

Could you tell us following if it is in the container ?

(a) Necessity of double wall of the piping of the purification system

(b) Location of sodium sampling system of Rapsodie

Please tell us shielding, accessibility and manipulator for sampling system of Rapsodie.

## II. Additional Questions to the Instrumentation

Mochizuki

### Calibration of Permanent

or Electromagnetic Flowmeters :

In the previous discussion

meeting, you explained that

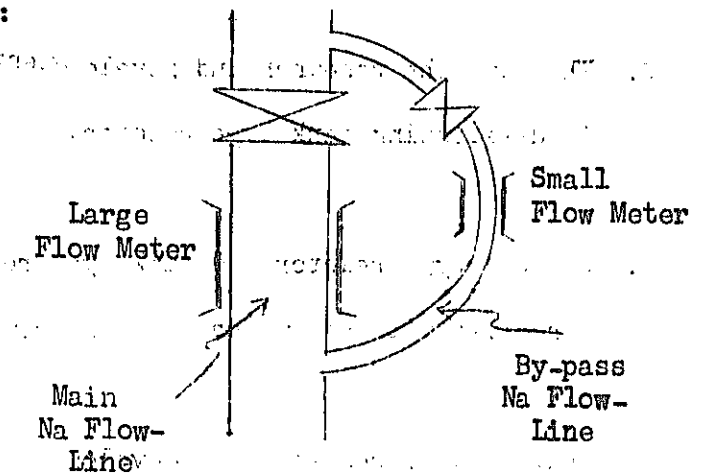
the large flowmeter was

calibrated in such fashion

as shown in the figure at the

right; that is, a by-pass Na

flow-line which is equipped with an already well calibrated small flow meter is incorporated along the main Na flow-line. By adjusting the two valves in main and by-pass lines, the large flow meter equipped to the main flow-line is calibrated based up the small flow meter.



Question 1. Does Rapsodie have this by-pass Na flow-line along the main Na flow-line so that the calibration of large Na flow meter can be calibrated at the Rapsodie site, or is this Na flow-loop incorporated with a by-pass line not the Rapsodie's but other Na loops ?

Question 2. How much large flow meter could be calibrated by this method ? What is the maximum ratio of main Na flow rate to by-pass Na flow rate ? Considering the error or accuracy involved in the small flow meter reading the ratio or multiplication to extend for calibration of large flow meter by this method may be limited to some certain extent.

III. Additional questions on the prototype reactor

1. What is the present status of Phenix Project?
2. What are the research and developments you have done (or going to do) in developing tank type reactor?
3. Of loop type reactor and tank type reactor, which would you think is more likely to be employed in the commercial FER?
4. What kind of research and development have you been doing on fuel handling systems of Phenix reactor?
5. On the following items related to the tank type reactor design, what are the specific problems you have encountered so far and measures you have taken for them?
  1. seals of the vessel top cover;
  2. neutron shield within the vessel.
  3. handling mechanisms of cables and wires above rotating plug

付録 B : CONFIRMATION OF PENDING PROBLEMS ON THE  
TECHNICAL SERVICES FOR THE JEFR DESIGN

March 31, 1969

As you have already promised during the third meeting at the PNC, we confirm that the CEA shall send by air mail to the PNC the answers of the following items not later than the end of April 1969 ;

1. The curve of  $\int k_{eff}$  being used in France,
2. The swelling rate of the fuel pellet,
3. The treatment of the hot spot factor for the gap conductance,
4. The capacity, number of unit and the function of batteries on Rapsodie,
5. The specification and cost of periscope and TV with the condition at 250 °C,

Signed on behalf of the PNC

Signed on behalf of the CEA

付録 C : FINAL REPORT FROM CEA ON THE TECHNICAL  
SERVICES FOR THE JEFER DESIGN

March 31, 1969

We ask you to send for us by the written from the additional explanations concerning the following two items on the final report from CEA, as soon as possible ;

1. The items which you have not written your answers for our questions on the final report,
2. The items which we could not understand your answers being written on the final report,

The contents in details are enclosed here.

PNC representative,

I. The items which you have not written your answers for our questions on the final report :

1. Decay heat curve

Q. We have received your F.P. decay heat curve for your design which were based on the thermal fission.

Would you suggest us again the basis that this curve is sufficiently conservative for fast reactor?

2. Core and reactor design

Q. What non destructive testing methods except dye penetrant testing are available and applied for bellows of bellows sealed valves?

3. Handling head

Q. Please show us the accuracy of the outlet temperature of the subassembly affected by the surrounding sodium temperature.

4. Core upper structure

Q. Please explain us the counterplans for the vibration caused by the coolant flow on your experience.

5. Core support plate

Q. As we have adopted the constant-inlet-temperature control system, the fluctuation of inlet temperature will be small. Therefore the effect of temperature of bottom support plate is little worth consideration. We have doubt about the calculation of temperature coefficient using perturbation method in spite of the fact that Rapsodie's temperature coefficient is large. Would you explain the calculation method in detail?



6. Upper plug

(i) Q. Shield Material

① Canned graphite and canned boron-graphite are to be used as the shield in a rotating plug of JEFR.

We understand that some gases are formed by heat and nuclear radiation in the above materials.

We would like to know whether the volume of the formed gases is considerably large and special caution is paid to the can structure for releasing gases or not.

② We would like to know your opinion regarding formed gas volume by neutron radiation at rather low temperature such as a range between 150°C and 50°C.

(ii) Q. Packing

What kind of material is used as packing material in the rotating plug for Rapsodie?

(iii) Q. Freezed Seal

We would like to know the following matters for Rapsodie plant and your opinions based on the experience of Rapsodie.

- ① Freezed metal (We hear Bi-Sn eutectic alloy is used in Rapsodie)
- ② Leakage of gas through "Freezed Seal" when melted.
- ③ Temperature range of melted freezed seal under the operation of the rotating plug and the max. allowable temperature of melted freezed seal.
- ④ Use and thickness of silicon oil on the surface of freezed metal to prevent oxidation.
- ⑤ Necessity of the exchange of freezed metal and method of the exchange if that is the case.

(iv) Q. Type of the connector for thermocouple.

(We have a plan to use Canon Plug for C.A thermocouple)

(v) Q. System of power supply and signal take-out to and from double rotating shield plugs.

We are designing to hand down the cables from cable towers for power supply to the equipments on the rotating plugs and for the taking-out of control and measurement cables.

But it needs to use high cable towers for getting full flexibility of large bundles of cables.

And the Cable towers hang just over the rotating plugs. It makes very difficult the access and maintenance of fuel handling equipments.

Please give us some comments on these subject.

7. Control and safety rod drive mechanism and dash pot

(i) Q. Relative motion between control rod and vessel

As you have pointed out, this will probably occur during reactor power up. But, for instance, if power was increased with a constant period, it would be automatically compensated by control rods.

But the relative motion would be zero during rated full power operation and it would take pretty long time for vessel to expand and contract in the case of accident. Therefore, there is no necessity, we think, to consider the relative motion to transient analysis during rated power operation.

What do you think of it?

(ii) Q. The upper guide tube is sealed by a metal "O" ring (type

316 stainless steel or Inconel X) or aluminium sheet packing at the lower surface of the bolted flange of the control rod drive mechanism housing (fig. 1).

Please give us your comments.

(iii) Q. It is conceivable that sodium vapor deposits in the annular cavity between upper guide tube and inside surface of the hole of hold down plate. We are afraid that the guide tube might be stucked and become difficult to withdraw for maintenance because of sodium deposition.

Does any consideration have to be taken to prevent the guide tube from sticking, for example, heating or argon gas blowing?

(iv) Q. The outer extension shaft is sealed by graphite or aluminium-bronze grand packing and its stroke is 900 mm.

The flow rate of argon sealant gas is 160 cc/min.

Is there any problem for such design? (fig. 2)

#### 8. Fuel loading and unloading machine

(i) Q. What kind of counter-measures do you have for the sodium adhering to the fuel to drop into the fuel transfer mechanism in your experiences?

(ii) Q. On cooling a fuel during its transfer

Please give us your comments for the JEFER design.

#### 9. Transfer rotor

Q. It would be better to avoid the use of guide roller at the bottom of the rotor, as they cannot be removed.

See general comments.

#### 10. Gripper

Q. We are taking account of the following operation signals at least for the design of fuel exchanger and the charge discharge machine.

- ① gripper arrived
- ② jaws engaged
- ③ gripper loaded
- ④ gripper oriented (only for fuel exchanger gripper)

Please give us your comments

#### 11. Cooling system

(i) Q. Operation of sodium circuits

The JEFER will have two main primary cooling loops. It is planned that only one loop will be operated during reactor shut-down to remove decay heat.

Is it all right to operate only one loop from the view point of sodium characteristics, or does it cause trouble?

(ii) Q. Was the primary sodium system cleaned by acid or other cleaning agent? I am concerned of the residual chemicals or remaining water in the crevice or cavities in the system, what is the general practice of cleaning after field welding of the sodium loops in France?

(iii) Q. On primary sodium purification system in your consultation with PNC representatives on December 12th at Cadarache, you suggested the purified sodium should not be returned to the over flow tank. Please let us know the reason why it should not be returned to the over-flow tank?

(IV) Q. Intermediate heat exchangers for EER-II, Enrico Fermi and Rapsodie have no baffles or tube support plates. It is against the TEMA standard. I think this is to minimize the shell side pressure drop. Are heat exchangers without tube supports safe from the view point of tube vibration?

(V) Q. Bearing of Main Pump

a) Concerning materials for a bearing shaft and a bearing liner.

Fr. Inoue's #2 report said "colmonoy is used for a primary pump and sterite for a secondary pump". We consider these are surface materials of the bearing shaft. Then, what material is used for the bearing liner?

b) We like to know a diameter and an axial length of the bearing.

c) Are there any grooving on the liner surface? If so, please show us their shapes.

d) "Gap 400" is a radius or a diameter? And this value is same both in the primary and the secondary pumps?

e) Please tell us the detail compositions or the material standard Nos. of colmonoy and sterite.

(VI) Q. Equipment in argon gas with sodium vapor

Please let us know cares to be taken or special provisions to be made for the equipment in argon gas with sodium vapor.

(VII) Q. The reactor vessel and the main primary sodium piping of the JEFRR are designed to be pre-heated by hot nitrogen gas. While other equipment and piping containing sodium will be pre-heated by electrical resistance heaters.

Would you give us your comment on the reliability and the economic comparison of the two preheating methods?

(VIII) Q. Thermocouple wells for double walled equipment.

Did you use double walled wells for thermocouples in double walled equipment in Rapsodie plant?

(IX) Q. Installation or layout of EMP and EMF in the sodium piping

High operating temperatures of the sodium system cause large thermal expansions and stresses in the piping. EMP and EMF are the weakest components in the system, but they are heavy because of their electrical structure such as coils.

Therefore how to install and support them are big problems in the fast reactor plant.

What is your practice in setting and supporting EMP and EMF to avoid large thermal stresses on them?

(X) Q. Sealing method and materials for electrical leads of double walled EMP and EMF

Safety features require double walled EMP's and EMF's for reactor services. If the inner wall fails, hot sodium, 500°C for example, will be in contact with the conduits or electrical leads.

Let us know the construction and the sealings materials for the penetrations of electrical leads through the double walls.

(XI) Q. Multiple EMP's for reactor protection system

Spaces are limited in the containment vessel. Therefore, it is very difficult to install multiple electromagnetic flow meter heads in a pipe line within the containment vessel. Did you install multiple EMF heads in a pipe line for redundancy in reactor protection system? How did you handle this if you did not use multiple heads.

(XII) Q. Saddle type EMF for high temperature services.

The coils of saddle type EMF's are exposed to high temperature atmosphere.

- ① Do you cool the coils by forced circulation of gas, or,
- ② Do you keep the coils cold by setting heat insulation between the pipes and coils, or
- ③ Do you have any special high temperature resistant coils?
- ④ How do you insulate the heat and what is the insulation materials when ② is applicable?
- ⑤ What type of electrical insulating materials do you use when ③ is applicable?

(XIII) Q. What type of pressure gauges are used for the primary circuit and also for reactor vessel, if any?

## 12. Control

(i) Q. We would like to get the following detailed information on

Rapsodie

- a) operating procedure
- b) reactor control system and interlocks
- c) detailed drawings of control room panels
- d) control characteristics of cooling blowers
- e) plant control system, specially, of coolant temperature and flow, including automatic control system
- f) computer system and its function in plant control (specially safety function of computer)
- g) coolant flow after reactor scram
- h) set back actions, if any.

(ii) Q. Operation method of the coolant system

Do you operate the primary and secondary coolant at full flow when you approach to criticality?

Would you explain the control method of air coolant flow relating to the operation sequence of cooling system during reactor power up?

## 13. Safety system

Q. Would you please explain the start up and normal operational settings of alarm and scram level on Rapsodie's safety system?

## 14. Shield design

Q. You have chosen rare-earth graphite as the shielding material instead of borated graphite.

Would you please tell us available reports in which we would know material description and fabrication method?

## 15. EMF System

Q. In our design, core fuel assemblies can be resolved and be tested to use these ones in core once again. Principal reason why this philosophy is taken is to test integrity of fuel assemblies under irradiation as well as fuel pins. In Rapsodie, what kind of tests were performed for checking integrity of your assembly design? From the results of your tests, how much is the minimum number of the fuel pins which have to represent a fuel assembly (consisting of about 90 pins/(SIA))? What kind of irradiation tests and of post-irradiation tests can represent integrity of an assembly with the minimum number of fuel pins?

Kindly show us your opinions about our questions above mentioned.

16. Waste disposal system

Q. Would you please explain the following item.

a) How do you estimate the radioactive nucleide and their quantities (volume & Curies or weight) on gases-, liquid- & solid radioactive waste.

b) How do you treat (waste) radioactive contaminated sodium, specially sodium in Cold trap?

c) How do you estimate the radioactivity of primary sodium and cover gas under the normal operation condition and also under the operation condition with some number of fuel pin failure?

17. Containment and building

(i) Q. Would you please show us how to determine the Ventilation rate of the reactor building?

We wonder if the leak rate of Ar cover gas is zero, and how to detect the leak rate is zero?

(ii) Q. Is thermal insulation attached around the seal part of the equipment hatch door?

(iii) Q. Design condition of the reactor containment is required. Applied code or regulations, if any.

(iv) Q. What kind of vacuum breaker should be used?

Especially how about the following items?

1. Reset after actuation.

2. Which is introduced through the vacuum breaker, air or nitrogen.

18. Safety analysis

(i) Q. Bowing effect

Would you explain the reasons why bowing cause decrease of power coefficient with burn up?

(ii) Q. Is it unnecessary to install the emergency cooling system? Are the two loops necessary if installed?

-For Rapsodie, a nitrogen loop, normally used to preheat the vessel, allows to evacuate a part of the power, when the primary loops are out of service. We did not double this loop, but there are two nitrogen blowers. The two primary loops are necessary, even with an emergency cooling, in order to prevent a very fast stop such as a primary pump jamming, for example; as a matter of fact, in the case of only one primary loop, the jamming of a primary pump could give a very fast stop of nearly all the primary flow.

(iii) Q. Fuel rupture temperature

Would you explain the reasons how you have estimated 800°C for the clad rupture point?

You have not considered, we think, the hot channel factor in the transient calculation. Do you mean that the "800°C" is applied to nominal clad temperature of the hottest channel?

(iv) Q. Would you tell us what kind of accidents on control rod failures are analysed?

And also we would like to know your plan of development on the back-up system for B<sub>4</sub>C rod control system.

(v) Q. In your consultations with PNC Representatives on the reactor safety on December 2nd at Cadarache, you stated that the ejected

sodium the ruptured reactor vessel could be contained within the safety vessel should the core melt-down accident occur in Rapsodie.

May we have your answers on the following questions? ;

① By what method was the energy absorption mechanism calculated for the explosion energy of the Rapsodie core especially the mechanism which absorbed the energy towards the bottom of the reactor vessel?

② By what means has the integrity of the safety vessel been proven for the explosion energy of the Rapsodie core? Has it been done by an analytical method or an experimental method?

Please show us the method, especially the method which was used to prove the integrity of the bottom of the safety vessel and the concrete structure.

③ We suppose that the reactor vessel is supported by the radial keys or similar structure to the horizontal motion caused by the seismic force. If such a mechanism is provided will not the safety vessel be impaired by such a rigid structure when the core melt-down accident occurs?

④ Did your design and install decay heat removal system to be used after the accident?

By what means will the heat be removed? Please let us know the capacity, coolant and the location where the system is installed in the block-pile.

(VI) Q. Would you please explain how to estimate the effect of pin rupture relating to design of fuel?

(VII) Q. How do you estimate the disturbance on Cooling system by the introduction of large gas bubbles into core?

(VIII) Result of Rapsodie's analysis

Would you tell us the followings?

- a) Reactivity insertion rate
- b) Total released energy
- c) Effective destructive energy
- d) Calculation method of effective destructive energy
- e) Calculation method converging effective destructive energy to the equivalent amount of TNT.

(IX) Q. How do you estimate the behavior of shock wave through the cooling pipe at the recritical accident?

That is, the effects by the bends, size (diameter) and length of pipes.

(X) Q. Is it necessary to consider the shocks from the outside (for example, the airplane accidents, etc.) on the container design? Or are any means taken to prevent them?

(XI) Q. What are your back data for estimating the containment pressure build up at a major sodium fire? Is any experimental work performed?

(XII) Q. Would you show us the following items on sodium-fire accident?

1. Sodium-Air reaction rate of pool burning
2. Preventive measures

(XIII) Q. We adopted the aerosol model for the Pu hazards analysis as proposed in SEFOR and NA-2. What are the official opinions of CEA for this assumption?

(XIV) Q. To show us the matters which are useful and are different on the plutonium hazard protection between for the reactor establishments, and for the reprocessing establishments from your experiences in France.

(XV) Q. Insertion of foreign bodies into core region  
Considering the core arrangement, it is very difficult to assume that foreign bodies will be inserted into core region. Would you explain what kind of materials have you expected in Rapsodie? Would you explain your preventive measures and detection method on the channel blockage accident?

(XVI) Q. Fission products release rate  
Would you tell us the release rate of each fission product from fuel pellet to plenum?  
And if you have classified, in your hazard analysis, all fission products into rare gas, halogen gas, volatile solid and other solid, would you tell us the each release rate and its reasons?

(XVII) Q. Would you tell us your view on safety criteria of your Phenix?

II. The items which we could not understand your answers being written on the final report.:

1. Cooling system

1-1 Flow diagram

You said that all the circuit of JEFR seem to be too complicated, then, kindly show us associated flow diagrams (especially, argon gas system) of your Rapsodie for example.

1-2 Charge and drain system

About the answer (3) (4) in page 190 of the CEA final report, please show us activity data due to corrosion products which you have used.

2. Instrumentation and control

2-1 Source

Referring to the sentence, in page 56, "With or without external source, an important problem is the possible error on the estimated neutron flux before the first criticality", in what way and how should we pay attention to this problem?

2-2 Detection by delayed neutrons

It is said that "Graphite is not the best moderator and it could be suitable to use another material if there are no special difficulties with temperature ---".  
Then what material do you recommend to our JEFR?

2-3 Answer to question 17 (p.324)

Answer to question (17) seems to be unsatisfactory to us.  
MI means mineral insulation, usually made of magnesia or alumina.  
We want to know your experience and comment for using MI cable to  
FBR nuclear and process instrumentations.

2-4 Answer to question 19 (p.324)

Answer to the question (19) seems to be unsatisfactory.  
Instruments within the safety vessel are such as thermocouples,  
and strain gauges, for reactor vessel.  
These instruments and associated cables are highly irradiated,  
therefore they cannot be replaced to new one after a long period  
of operation.

We want to know your experience and comment on this matter at  
Rapsodie.

3. Safety analysis

3-1 Evaluation of reference accident for JEFR (p.69)

We want to confirm the assumption on which you got the  
reactivity insertion rate 230 \$/second : Do you assume that the  
sodium is lost from the core instantaneously, the 100 % power still  
continues (neglecting the reactivity loss due to sodium void), and  
molten fuel concentrate in the upper and lower part in the hemi-  
spherical shape and gather by gravity ?

3-2 Loss of pumping power (p.251, 7°)

In case of primary pump jamming, do you assume that the pump  
blade stops instantaneously, and calculate the transient flow ?

Could you show the transient flow curve and the delay time to  
unlatch the control rods ?

3-3 Cold sodium accident

You assume the air flow increase from 11 to 320 %.  
How did you assume the 320 % ?



付録 D : Formal Agreement for the Check Calculations

March 26, 1960

March 26, 1960

March 26, 1960

March 26, 1960

We are pleased to send you our agreement to your letter dated March 25 on the check calculations concerning nuclear characteristics and dynamic analysis of JEFRR.

Would you mind starting these calculations by the input data which we have sent to you.