

T  
SN241  
68  
15

本資料はH13 7.3.31日付けで登録区分  
変更する。  
〔技術情報グループ〕

# 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

動力炉・核燃料開発事業団

43. 11. 15

高 速 実 験 炉  
フランスチエック第1回派遣団  
出張報告書

要 旨

フランス原子力公社との高速実験炉に関する協定にもとづき、昭和43年10月7日から10月18日まで、CEAおよびSaclay原子力研究所に滞在し、主として第2次概念設計書の説明を行ない、フランスチエックの口火を切った。

10月21日から10月23日までは、Cadaracheに滞在し、見学討論をしたが、21、22日は日本からのメーカー・グループと合流して見学した。

なお、その後、メーカー・グループと共に英国にわたり、CulchethおよびEnglish Electric Co. に行つた。

本報告は以上をまとめたものである。

派遣団メンバーは下記の通りである。

(団長)	高速増殖炉開発本部・主任研究員	川 島 俊 吉
	同 上・嘱託	能 沢 正 雄
	(日本原子力研究所・副主任研究員)	
	同 上・嘱託	井 上 晃 次
	(日本原子力研究所・研究員)	
	同 上・研究員	尾 尻 洋 介
	同 上・嘱託	齊 藤 伸 三
	(日本原子力研究所・研究員)	

(順不同)

なお、井上晃次、尾尻洋介は10月24日にCadaracheからSaclayに戻り、昭和44年1月第2回派遣団と合流するまで、Saclayに駐在する予定である。

高速増殖炉開発本部

## 出張報告概要

フランス原子力公社との高速実験炉に関する協定にもとづき、昭和43年10月7日から10月18日まで、CEAおよびSaclay原子力研究所に滞在し、この間フランス側の要求もあつて、主として、第2次概念設計の説明に重点をおいた。

その後、10月21日から10月23日まで、Cadaracheに滞在し、見学および討論を行なつたが、21日、22日は日本からのメーカー・グループと一しょにCadarache内の見学を実施した。

また、その後、英国にわたり、CulchethおよびEnglish Electric Co.に行つたが、これらもメーカー・グループと一しょに見学または訪問を行なつたものである。

本報告は、これらをまとめたものであるが、10月7日から10月23日までのCEA, SaclayおよびCadaracheでのPNCのみの部分を第I部とし、10月21、22日のCadarache見学以降、メーカー・グループと同行した部分を第II部としてまとめた。その概要を報告する。

### 第 I 部

今回の第1陣の派遣はフランス側の検討作業の糸口を聞いたもので、フランス側の要望を入れ、つぎの2点に重点がおかれた。

- (1) 日本側よりフランス側に、携行した第2次概念設計書および図面の内容を説明する。
- (2) フランス側より日本側に提出予定の報告書形式についての相談。

Saclayには現在フランス高速炉の有力メンバーが勤務しており、原型炉Phénixの設計陣を形成している。

フランス側は物理研究部 Vendryes 部長の肝いりで、Vautrey次長が専任で、これに当ることになり、彼の世話で Saclay の上記設計陣容および Cadarache から連日関係者が入れかわりよびよせられ会議に出席された。その数はおよそ 30 名にも達し、フランス側がいかにか今回の協定に積極的な熱意を示しているかがうことができる。その会議の経過大要はつぎのとおりである。

- |           |                            |
|-----------|----------------------------|
| 10月 8日(火) | 一般およびスケジュール打合せ             |
| 10月 9日(水) | 実験炉概説                      |
| 10月10日(木) | 核設計および遮蔽設計                 |
| 10月11日(金) | 燃料、炉心部構造および炉体機器            |
| 10月14日(月) | 炉体機器、炉心熱設計および計測制御設計        |
| 10月15日(火) | 燃料交換系統設計および冷却系統設計          |
| 10月16日(水) | 安全性解析                      |
| 10月17日(木) | 原子炉格納容器、建屋および燃料使用中検査施設     |
|           | 仏側の Final Report のまとめ方について |
|           | General discussion         |
| 10月18日(金) | Saclay における見学              |
|           | General discussion         |

なお、10月23日 Cadarache においてつぎの討論および見学を行なった。

- |           |                   |
|-----------|-------------------|
| 10月23日(水) | 高速炉の炉物理、安全性に関する討論 |
|           | 高速炉の機械構造関係についての討論 |
|           | ブルトニウム製造工場見学      |

以上、第 I 部は PNC のみの部分である。

## 第 II 部

10月21日からは主として見学であり、これは日本からのメーカー・グループ7氏(下記)と合流して行なつたものである。(敬称略)

羽 田 幹 夫	(東京芝浦電気株式会社)
橋 本 弘	( 同 上 )
藤 田 元 嗣	(富士電機製造株式会社)
田 中 義 久	(川崎重工業株式会社)
村 松 喜多夫	(株式会社荏原製作所)
上 田 一 成	(三菱原子力工業株式会社)
金 井 務	(株式会社日立製作所)

丁度ラブソデーは定期休転中であつた。特に印象的であつたのは、今までの諸報告で知られているように、当初設置した燃料交換設備を非常に簡単な設備に変更しておること。

ポンプは、1次系、2次系とも、1万数千時間無事故であり、今回の定検での軸受点検でも何等異常は認めなかつた由である。

ナトリウムループでは、ラブソデーの燃料およびフェニツクスの燃料の試験中であり、又同じ建屋内にフェニツクスの制御棒駆動装置および燃料交換設備のテストループを建設中であつた。またフェニツクスの燃料については、水による各種流動試験を実施中であり、堅実に一歩一歩原型炉の建設に邁進している姿を目のあたりにうかがうことができた。

なお、これら見学の経過大要はつきのとおりである。

10月21日(月) Rapsodie 見学

安全等に関する質疑応答

〃 A.D.A.C. (燃料切斷工場) 見学

10月22日(火) Masurca 見学

Harmonic 見学

Cabri 見学

HR-1、HR-2、HR-4 見学

以下英国における見学その他

10月25日(金) Reactor Material Lab. Culcheth 見学

10月28日(月) English Electric Co. London Office  
訪問

フランス側の設計チェックは今回の第1陣の設計書説明を皮切りに開始され、その検討結果は随時日本に送付され、高速実験炉の設計上に貴重な判断資料となる見込みである。

また、来春1月には第2陣として3名が派遣され、現地の2名はこれに合流してフランス側と、その後の検討結果につき討論を行なり予定である。

この派遣団メンバーは下記の通りである。

(団長) 高速増殖炉開発本部 ・ 主任研究員 川島俊吉

同 上 ・ 嘱託 能沢正雄

(日本原子力研究所・副主任研究員)

同 上 ・ 嘱託 井上晃次

(日本原子力研究所・研究員)

同 上 ・ 研究員 尾尻洋介

同 上 ・ 嘱託 斉藤伸三

(日本原子力研究所・研究員)

# 全 日 程 表

## Saclay における日程

10月 8日(火)	一般およびスケジュール打合せ
10月 9日(水)	実験炉概説
10月10日(木)	核設計および遮蔽設計
10月11日(金)	燃料、炉心部構造および炉体機器
10月14日(月)	炉体機器、炉心熱設計および計測制御設計
10月15日(火)	燃料交換系統設計および冷却系統設計
10月16日(水)	安全性解析
10月17日(木)	原子炉格納容器、建屋、および燃料使用中検査施設
	仏側の Final Report のまとめ方について
	General discussion
10月18日(金)	Saclay における見学
	General discussion

## Cadarache における日程

10月21日(月)	Rapsodie 見学
	安全等に関する質疑応答
	l' A.D.A.C. (燃料切断工場) 見学
10月22日(火)	Masurca 見学
	Harmonie 見学
	Cabri 見学
	HR-1、HR-2、HR-4 見学

10月23日(水)

高速炉の炉物理安全性に関する討論  
高速炉の機械構造関係についての討論  
プルトニウム製造工場見学

英国における日程

10月25日(金)

Reactor Material Lab. Culcheth 見学

10月28日(月)

English Electric Co. London Office  
訪問



第 I 部

# 第 I 部 目 次

1. 期 間	1
2. 日本側説明者	1
3. フランス側出席者	1
4. 説明内容	2
5. 序 論	2
6. 10月7日 日本大使館およびCEA本部	4
7. 10月8日 General arrangement	4
8. 10月9日 実験炉概説	6
9. 10月10日 核 設 計	8
10. 10月10日 遮蔽設計	10
11. 10月11日 燃料、炉心部構造および炉体機器	12
12. 10月14日 炉体機器(続)	17
13. 10月14日 炉心熱設計	19
14. 10月14日 計測制御	21
15. 10月15日 燃料交換系統	23
16. 10月15日 冷却系統設計	26
17. 10月16日 安全性評価	28
18. 10月17日 原子炉格納容器、建屋、燃使験	32
Final Report のまとめ方およびGeneral discussion	
19. 10月18日 Saclay研究所における見学および討論	37
20. 10月18日 質問事項	41
21. 10月23日 高速炉の炉物理・安全性に関する討論	43
22. 10月23日 高速炉の機械構造関係についての討論	46
23. 10月23日 プルトニウム製造工場	50
24. 10月23日 計算センター	51

1. 期 間 昭和43年10月7日より昭和43年10月23日に至る。

2. 日本側説明者 川島俊吉  
能沢正雄  
井上晃次  
尾尻洋介  
斉藤伸三

3. フランス側出席者 Vautrety 氏以下下記の約30名に説明。

夫々の専門分野からエキスパートを指名し説明の聴取および討論に参加せしめていた模様。

フランス側出席者一覧表

M. ABDON	D.R.P. ingénieur (Contrôle-Instrumentation)
M. BRANCHU	Equipe Phénix (Bloc Pile)
M. CHALOT	DRP, détaché dans l'équipe de réalisation de Phénix (implantation)
M. CLOTTES	SECPER-STAPu-STECPu
M. COSTES	GTSP (Groupe de Travail de Sureté des Piles)
M. COURTEIX	Département des Relations Extérieures
M. CULAMBOURG	Ingénieur SEPP.DEP.DPA (Shielding)
M. GATULLE	D.R.P. (Groupe Administratif)
M. HENRY	GTSP.DEP
M. LACAPELLE	Ingénieur DRP/SETR/Ccn Cadarache (Physics)
M. LEDUC	DRP détaché dans l'équipe de réalisation (reactor engineering)
M. LEMOINE	Département des Relations Industrielles (Service de Développement Industriel)
M. LEVANDOWSKI	DRP, Ingénieur (Materiaux)
M. MANGIN	Ingénieur SEPP.DEP.DPA/Fontenay-aux-Roses (shielding)
M. PERROT	Département des Relations Extérieures, Chef du Service des Relations Internationales
M. RASTOIN	Adjoint au chef du SEPP.DEP.DPA
M. RATIER	SECPER.STAPu.STECPu.
M. ROZENHOLC	DRP, Chef Echelon Coordination et Synthèse pour

l'avant-Projet Phénix qui est terminé

M. SAUVAGE D.R.F. Ingénieur (Bloc Pile)

M. SEBILLEAU Chef des SECPER (Services d'Etudes des combustibles au Plutonium et d'Etudes Radiométaboliques)

M. VAUTREY Adjoint au Chef du DRP

M. WUSTNER DRP, Ingénieur attaché à la Direction du Département

M. BOULINIER D.C.P.

M. CHWETZOFF Génie Civil—D.C.P.

M. LELAIT D.C.P.

M. MAS ADAC—Post irradiation examination Rapsodie

M. PROUTEAU D.C.P.

M. PUIG SETR/Cadarache

M. VALANTIN Service de Conduite de Rapsodie/Cadarache

M. VELIN D.C.P.

M. MICHEL SEMTR

#### 4. 説明内容

高速実験炉第2次概念設計の英文化したものを資料として配布し、これに基づく説明を行つている。ただし英文化の際、部分によつては相当の省略を行つている。

#### 5. 序 論

海外の高速炉開発に経験豊富な研究機関による設計の検討評価は、もともと動力炉開発推進本部時代、幹事会メンバーであつた(故)杉本朝雄(元原研理事)氏によつて提唱されたものである。この主旨に従つて43年度予算に計上された。

昨年(昭和42年)10月23日、日英会議に出席された石川、能沢、桂木氏等が帰途、CadaracheのCEN研究所を見学された際、Denielou氏にその検討評価の可能性を打診、この際Denielou氏の要望もあり、能沢はパリにいるVendryes氏とも直接電話で日本側の事情を伝えた。

昭和43年3月Vendryes氏の来日と相まつて、動燃側とCEA側の交渉が強まり、9月上旬の動燃井上理事長の渡仏による契約交渉が行われて、実際行動が始められることとなつた。

フランス側に渡す資料として、英文1200頁、英文説明付図面集(110枚)が、8月初旬から9月の1ヶ月間に原研高速炉設計班の総力をあげての作業の結果として完成された。9月26日には印刷物としてフランス側(日本駐在)の代表へ手渡すことになった。

この英訳、編集、印刷、校正の作業を短期間に完成できたのは、原研の高速炉設計班の全面的協力によるものである。

6.

10月7日(月)

午前中、在仏日本大使館へ福永氏を訪問

- ① 挨拶
- ② Schedule説明
- ③ CEA本部M. LEMOINEに連絡してもらい、午後会期約束す。

午後、CEA本部

- ① 面会者、LEMOINE, PERROT, COURTEX, GATTULLE.
- ② 打合せ事項
  - a、各関係者に挨拶
  - b、SaclayのM.Vautreyと連絡をとる。
  - c、10月8日以降Saclay通勤について
  - d、駐在員2名の宿舎について

7.

10月8日(火)

Saclay研究所にて入所手続、社会保険、入所許可証の手続等をした后、DRPにおいて下記打合せをした。

- ① 打合項目、general arrangement.
- ② 時間 11.20~18.00
- ③ 仏側出席者 Vendryes, Vautrey, Wustner, Chalot.
- ④ 日本側出席者 5名全員(日本側出席者は常に5名全員で変わらないので今後のこの記録では省略する。)

⑤ 議 事

- (1) M.Vendryes の挨拶
- (2) 2週間のscheduleについて
- (3) 仏側のFinal Reportのまとめ方について

⑥ 議事概要

a、M.Vendryes の挨拶

M.Vendryes(Chef du DRP、物理研究部長)より仏側出席者の紹介があつたあと、つぎのような挨拶があつた。

(註、DRP: Département de Recherche Physique)

M.Vautrey: Adjoint au Chef du DRP で今回のcheck & reviewの責任者で

問題はすべて彼のところで処理する。

M. Wustner: DRP, Ingénieur attaché à la Direction du département で 2 週間の meeting の後は井上、尾尻氏と毎日接触をもつ。問題点を各専門家へ渡す。日本側が meeting を持ちたい時は Wustner に申出てくれれば Vantrey を通じて best specialist をそろえる。

M. Chalot: DRP, détaché dans l'équipe de réalisation de Phénix (implantation) で Phénix team に長く居り、概念設計書を全部読んで general comment を出す。

その他 Safety Division は DRP と別組織になつて居るが、全面的に協力する。

「2 週間の schedule について: 送付資料は先週の金曜日に受取つたので詳細に検討してない。したがつて good knowledge を与えて行つて欲しい。もう一つの問題として来春出す final report の形式についても相談して決めて欲しい」と。

b、2 週間の schedule について

日本側の案は Physics と Mechanics の 2 group に分けて説明することを考えており、夫を提案したが、フランス側は、各専門家が general view を知る必要があることおよび人の招集の面から是非 series にしてほしいとの申出により、2 group に分けずに進めることにした。

schedule 詳細については前記参照乞う。

c、仏側の Final Report のまとめ方について

日本側がどのようなことを知りたいかを示す資料として、動燃および原研にて作成用意してきた下記質問書を、参考として 10 部仏側に手渡した。

なお本件については 2 週間の終りに打合せの予定とした。

◊ Consultation with The CEA On The Design and Safety of The Japan Experimental Fast Reactor.

Items of Consultation. Sept, 1968◊

8.

10月9日 (水)

- ① 説明項目： 実験炉概説
- ② 時間： 10.00~17.30
- ③ 仏側出席者： Vautre, Levandowsky, Leduc, Rozenholc, Costes, Abdon,  
Sebilleau, Henry, Ra stoin, Cha lot, Wustner

④ 説明者： 能 沢

⑤ 議 事：

- (1) M, Vautre より仏側出席者紹介
- (2) 日本側を代表して川島より挨拶
- (3) 実験炉概説 ( Vol 1 による )

⑥ 議事概要

a 日本側挨拶内容

- \* It is our great pleasure to meet you, CEA people in France and to discuss on fast breeder reactor.
- \* You have now a world reputation in fast reactor development field, especially through the successful operation of the Rapsodie reactor.  
We would like to pay our respect to your effort and your great achievement in this field.
- \* Now this time, you kindly give us your "check and review" on Japan Experimental Fast Reactor.
- \* We understand that this work would require a very high level engineering and it may impose any difficult problems on us.  
We also understand how important is this work for Japan.
- \* We are now here for the 1st consultation with my 4 collaborators. For the 2nd stage of consultation, Mr. Incus and Mr. Ojiri will stay here untill coming January for this work.
- \* We wish to spend these times in very fruitful for us and for Japan with your kindest help.

b 実験炉概説

能沢より高速実験炉概念設計の概要について下記の説明をした。

- (1) construction schedule



・概要の説明に対し、Vautrey より R & D との関係は重要であるので早く説明をききたいとのことで川島持参の schedule ( 重力計画資料 43 - 0035 の付表 ) を昼休に英訳して午後説明することにした。

・伝熱流動試験、moche up などの計画について

・ J F E R の目的

(2) choice of fuel

・ U O <sub>2</sub> の濃縮度 P u O <sub>2</sub> - U O <sub>2</sub> の割合について

・被覆材の stainless steel の使用について

(3) safety analysis

日本の考え方について

(4) nuclear characteristics

J F E R の反応度数その他について

(5) fuel design criteria

・ design criteria

・制御棒の配置

・燃料棒間の gap の大きさについて

午後川島より「高速実験炉開発 master schedule および高速原型炉開発 master schedule」について説明の後、午前の説明続行す。

・炉心内各部の燃料、Na、SUSの割合について

・第1炉心を94% T、D、第2炉心を84% T、D、とした理由について

・燃料装荷量と臨界質量について

・Bowling および fuel assembly 間の spacer などについて

(6) Fuel handling philosophy & FMF

・rotating plug について

・straight motion in handling machine について

・dry scheme について

(d) in vessel storage について

(7) reactor vessel 内部の構造

炉心内の流れ、炉心下部の支持などについて

(8) main design data

⑦ Rapsodie あるいは Phinix に関して得られた情報

Fuel pin の間隙 Rapsodie 0.8 mm

( J F E R 1.39 mm )

- ① 説明項目：核設計
- ② 時間：9.50～13.00, 15.00～15.40
- ③ 仏側出席者：Wustner, Lacapelle, Costes, Mangin (A.M)  
Vautrey, Levandowsky  
Culambourg (P.M)
- ④ 説明者：井上
- ⑤ 議事：

(1) Lacapelle, Mangin, Culambourg 氏の紹介

Lacapelle : Engineer at the S E T R ( physics )

DRD / S E T R C E N Cadarache

Mangin : Engineer at the S E P P ( Shielding )

D E P / D P A C E N Fontenay- aux- Roses

Culambourg : Engineer at the S E P P ( Shielding )

D E P / D P A C E N Fontenay- aux- Roses

(2) J F E R 核設計の説明 ( V O L . II による )

(3) 核設計に関する質問項目の説明 ( 質問書による )

⑥ 主要な討論およびコメント

F : 炉心とブランケットの境界を homogeneous を計算で行なっていることは問題になるのではないか?

N : 最終的には F C A を使い実験的に確める。

F : 照射試料のための余剰反応度はどのような思想の下にどの程度考えているか?

N : 一応, fine control 1 本分, 即ち 0.5 ドルを考えているが詳細はこれから先つめる。

F : 制御棒反応度はすべて uniform worth にすれば  $^{10}\text{B}$  を 95% enrich というような高濃縮にしなくて良いはずだ?

N : 我々の設計 philosophy では頻繁に駆動する fine および shim rod については 1 本の worth が 1 ドル以下としている。

F : A B N set はこれまでの経験から more reactive であると判断している。

⑦ 問題点

a 安全棒の  $^{10}\text{B}$  濃縮度 95%

⑧ Rapsodie あるいは Phenix に関して得られた情報

註 1 ) 記号, F : 仏側発言 N : 日本側発言

註 2 ) コメント, 全般的に仏側はコメントの後で、もつとよく理解しないとよい suggestions が出来ないがとことわっている。

- a Rapsodie では照射試料のための反応度補償は炉心外側に炉心燃料を追加することによつて margin を増している。
- b 制御棒 margin の決め方に関してフランスでは fine control に使用するものでも 1 ドル以下にしなければならないと言う criterion はない。すべて uniform worth にするのが適当と考えている。(10月23日の項参照)
- c Rapsodie の核計算では、二次元拡散コードにより (x, y) で計算した。これに用いた群定数は H・R・16 群である。二次元の輸送コードは使用しなかつたし、結果から判断して拡散でそれほど問題はなかつた。
- d 使用群定数に関しては極く最近 H・R から Cadarache で作成した Cadarache set に切り替えた。(10月23日の項参照)

- ① 説明項目 : 遮蔽設計
- ② 時間 : 15.40~17.30
- ③ 仏側出席者 : Vautre, Levandrowsky, Wustner, Costes,  
Lacapelle, Culambourg
- ④ 説明者 : 井上
- ⑤ 議 事 :

(i) JFER遮蔽設計の説明 (Vol. Ⅷによる)

⑥ 主要な討論およびコメント

F: shield tankの中で単なる graphiteの代わりに borated graphiteを使用する目的は何か?

N: thermal neutronの shieldのためで、これによりこの部分での発熱量が減る。

F: borated graphiteを用いるために発生する He ガスの生成は canningの強度設計上考慮しているか?

N: 考慮していないと思う。詳細は後で知らせる。

F: graphiteの場所の温度を算出する際、熱伝達係数に He ガスの影響をも考えているか?

N: おそらく考慮していないと思う。確かめる。

F: 二次冷却系のナトリウムの activationは問題にならないか?

N: JFERはループ型であり、一次系の回路も複雑になつているので streaming を考えても二次系ナトリウムの activation は問題にならない。

F: Table 4.4. Source Strength の中 source density の単位  $g/cm^3$  は何を意味するか?

N: 後で知らせる。

⑦ 問題点

a. borated graphite の canning の強度計算に生成する He gasによる内圧を考慮すること。

⑧ Rapsodie あるいは Phénix に関して得られた情報

a. reactor room 放射線基準は  $2.5\text{ mR/hr}$  でこれは European Standardである。

b. 普通コンクリートについては  $70^\circ\text{C}$  で設計している。

c. serpentine concrete は Rapsodie でも使用している。焼いて水分を飛ばしてから入れている。その部分の最高温度を  $200^\circ\text{C}$  以下に抑えるため冷却しているだろう。

d. Phenix の axial shielding は各燃料集合体毎に  $B_4C$  を 8.0cm 積んでいる。

10月11日(金)

① 説明項目 : 燃料, 炉心部構造および炉体機器

② 時間 : 9.50~

③ 仏側出席者 :

午前 Chalot , Branchu , Sauvage , Costes , Vautrey  
Ratier , Clottes

午後 Cholot , Branchu , Costes , Wustner , Sauvage ,  
Vautrey

④ 説明者 : 能 沢 , 川 島

⑤ 議 事 :

(i) J F E R 燃料および炉心部構造の説明 (Vol. IV による)

(ii) J F E R 炉体機器の説明 (Vol. IV による)

⑥ 主要な討論およびコメント

FBDO-E10112 (Grid Type Fuel Assembly) について

F : 何故インコネルを Grid に使用したか?

フランスではインコネルを使用して大きな brittle があることを経験している。

Ratier の私見ではステンレス スチールの方がよいと思うがどうか

N : 軽水炉ではすでに使用した経験がある。

F : 高速炉と条件が違う。

FBDO-E10113 (Wire Type Assembly) について

F : ピン間隙を 1.39mm とついているが何故このような大きなマージンをとつたか?

N : Swelling , distortion に対してとつたマージンである。

F : JFER のピンの長さではピン間のグリッドが tight である方がよいと思うが何故そのようにとつたか?

F : それは hydraulic condition との optimization で私見では多少の gap をとつておく方がよい。

(註) Costes と Ratier との間に意見のくい違いあり, 后でフランス側の意見をかためるとのこと。

F : Support grid はどのようにして組立てるか?

N : 説明 ..... 80% の日本技術者はこの方法を好んではないけれども試作経験はした。

F : 何故か, どのような方法を望んでいるか?

N : 完全溶接である。

wire type では 1 本のみ取外すことは困難である。これが grid type を我々が  
並行して設計し、未だに残している理由である。

F : 恐らく grid type では 1 本のみ交換は可能であろう。しかし我々はこのような  
design 試作試験の経験がないので何ともいえないが

N : F.P. release rate   ① > 870°C   75%  
                          ② < 870°C   10%

F : 94% T.D. に対してはよいと思う。

ただし 84% T.D. に対して英国のハイブレーション・コンパクトによる F.P.  
release を使うことをすすめる。GE の data よりも little more pessimis-  
t i c .

F : thermal stress の計算式には下記を使うことをすすめる。

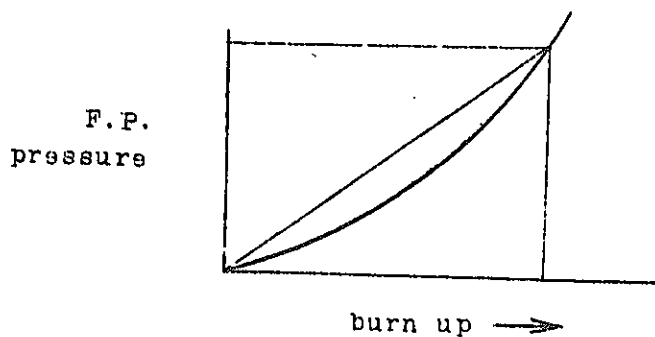
$$\sigma_t + \sigma_p \leq \sigma_y$$

理由は、はつきりいえないがこの data を使っている。

N : 日本でも最初はその式を使っていた。しかし後に loose にした。

F : p.246 の 1% の creep は余りにも Optimistic すぎる。これをどのように計  
算に入れたか？

N : ピン内の圧力上昇について説明



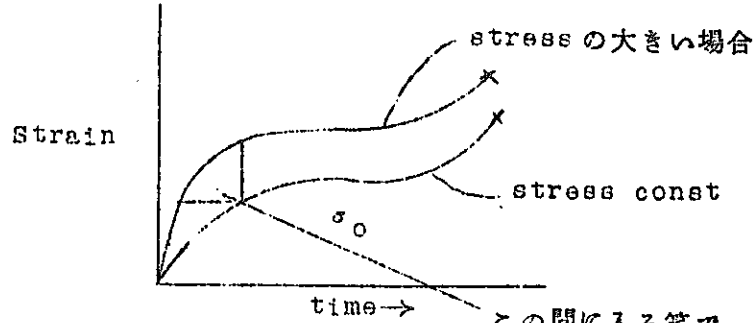
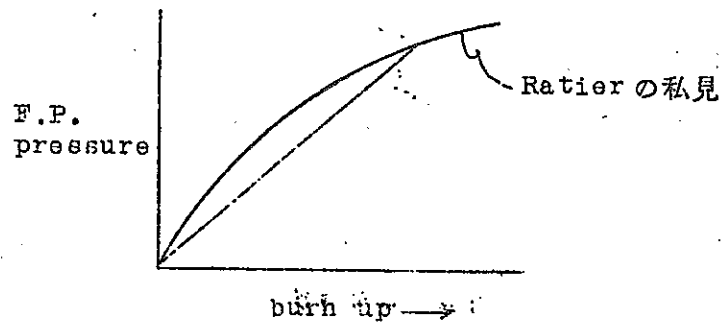
F : フランスでは 0.5% の creep を使っている。

Creep rate     $v = C \sigma^n$     n : creep 試験からうる

$\sigma$  : 2 次応力

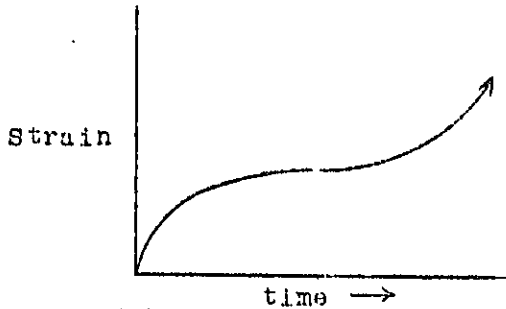
c : out pile の試験からうる

v は In-pile ( neutron field ) では out-pile の約 3 倍あると  
する—これは実験結果ではなく安全性に対する値とする。



N : 何故 0.5% の creep rate を使うか

F : Out-pile experiment では general law.



$$v = C \sigma^n$$

$$\sigma_t = \frac{PD}{2e}$$

$$\epsilon = \int_0^r C \sigma^n dr$$

$$\epsilon \leq \frac{0.5\%}{3}$$

safety coef

r : 望む burn up time を意味する。

0.5% を採用した理由は事故に対する保護のためである。

F : creep の問題の他にもう一つある。clad の厚さ 0.35mm は多少薄いと思う。

Expansion room で逃げるつもりであろうが我々は 0.4mm を recommend する。

一般に

$$\frac{D}{t} \sim 14$$

D : pin dia

t : thickness

理由 ① fabrication tolerance

$$\sim 0.05 \text{ mm}$$

② oxide の swelling に対する対策

F : ratchet は fatigue によつて起るので、数回の cycle では考えなくてよい。

1000 回とかそれ以上の cycle で生じる。

F : 一般的感想では 94% T.D. の燃料に対してはよいと思う。ただし 84% T.D.

に対しては clad を 0.4 または 0.5 にすべきだと思う。

また 2.5 a/o burn up に limit する必要はない。この値に達した後で、さらにの

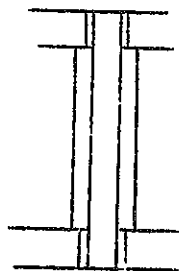
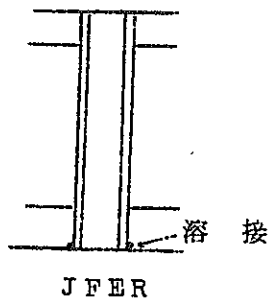


ばすことが可能である。

### FBDO-E10023 Support Plate について

F : サポートプレートの溶接は困難である。后で deformation などがある。

F : Support Plate とスリーブとの取付部分について

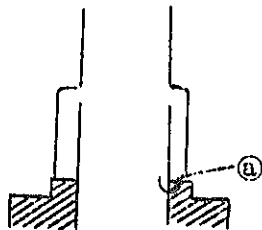


JFER は左のように  
溶接で右のようなブ  
レートの支持はして  
いない

F : 溶接の代わりにネジ, ボルトを使うことが考えられる。

F : ラジアル・キイの 8 本は多すぎないか, 3 本ならよいが 4 本以上になると他が  
遊ぶ場合がある。

### FBDO-E10133 ラビリンス組立図について



F : (1) ①部を固定していないと, leak が片方は  
多く, 片方は少なくなる可能性がある。

(2) mock up 試験をされるであろうが Vib-  
ration があるかも知れない

(3) hydraulic test plan を送ってくれば CEA 側は design に対する  
Comment が出せる。

### EBDO-E10122 炉容器下部詳細について

F : Vessel 下部の thermal shield の目的は何か?

N : 2 つある。 ① Neutron shield ② Thermal shield

F : ①の目的のみではないか?

F : thermal Shock の値はどの位か?

下部での Neutron shield には不要だと考える。

### ⑦ 問題点

- インコネルの高速中性子照射による脆化
- 燃料要素被覆管の creep rate と厚さ
- サポートプレートの溶接
- ラビリンス構造のリーク, 振動, その他

### ⑧ Rapsodie あるいは Phenix に関して得られた情報

- Clad と pellet 間の thermal conductance として, フランスでは

0.33 W/cm<sup>2</sup> sec. °C を使っている。

b. 炉容器について

N : 炉容器材料としては316を使う予定だが、溶接後の熱処理はやらない考えはどうか？

F : これは metallurgist の問題なので、我々としては答えることは出来ないが、彼等の間でも議論されていることである。Rapsodie は heat treatment していない。普通の316と違ってフランス国内の特殊な製品である。

N : 製作後の Vessel の試験項目はどうしているか？

F : Radiograph.

Ultrasonic.

He leak test

Dye check.

- ① 説明項目 : 炉体機器(続き)
- ② 時間 : 10.10~
- ③ 仏側出席者 : Vautre, Wustner, Chalot, Leduc, Sauvage, Michel
- ④ 説明者 : 川島
- ⑤ 議事 :

(i) JFER 炉体機器の説明(続き)(Vol N による)

⑥ 主要な討論およびコメント

a. FBDO-E10124 炉心上部機構について

F: 修理のための方法は十分考えておく必要がある。非常に重要である。

F: スパイダーの先の3本のピン嵌合部 Radial gap はどの位か?(図示なし)

フランスでは many trouble を経験した。

F: 各機器を運搬するための特別な machine の design は出来ているか?

F: 上部機構の上下運動の guide はどこにあるか?

N: この辺のところは未だ fix していない。

F: guide がないと galling (かじり) が問題となる。

b. FBDO-E10125 回転プラグについて

F: 回転するとき plug はどれ位上げるか?

N: 1 cm 位と思う。

F: それで OK であろう。

F: liq metal seal の冷却用ガス管は不要と思う。

F: Shield plug の guide tube の溶接はどうか?

下の部分の温度は 550 °C 位だろうと思うが、Radial expansion が重要となる。

F: 冷却管の溶接のやり方はどうなっているか、問題である。

different expansion の問題をよく考えること。

N: 回転プラグの駆動トルクは如何に見積るべきか。

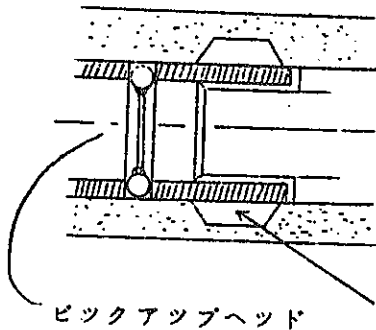
特にプラグと容器壁との間に Na 蒸気が凝縮した場合を考慮しての回転抗力の推定は如何になるか?

F: 少し over power にして drive している。friction coupling を使っている。もし稍少の Na Oxide block の場合は Na を加熱して改善する。大きな block の場合は不可能である。

c. FBDO-E00006 Control rod について

F: Control rod のピックアップヘッドの切りはなしは、Na 雰囲気中で長時間 test すべきだ。

galling や不純物の混入で動かなくなる恐れがある。



⑦ 問題点

- a. 炉心上部機構スライダ先端のピンの嵌合状態。
- b. 炉心上部機構上下運動のガイド。
- c. 回転プラグ内温度分布と熱膨脹。
- d. 制御・安全棒のピックアップヘッド切りはなしの確実性。

⑧ RapsodieあるいはPhoenix に関して得られた情報

- a. 回転プラグの Sodium Oxide 障害について

フランスでの経験では、Na の温度を  $100^{\circ}\text{C}$  以下にしたとき、2 度ほど oxide の経験をした。1 日はモックアップ（注：HR-1 におけるラブソデーのモックアップテストと考えられる）また 1 日は実物（注：これはラブソデーそれ自体と考えられる）であった。

Na による oxide の除去はプラグ中の冷却をとめて、Na を加熱して行なう。

- b. 回転プラグの運転マニュアルについて

あるようだがもらえない。

要するに回す前に、少し冷却管をしめてやると temp. up が保てる。

- c. Na 機器最小孔寸法について

フランスでは Na Oxide のつまりを考え、最小孔寸法は  $5\text{ mm}$  としている。

- ① 説明項目 炉心熱設計  
 ② 時間 14.00～15.00  
 ③ 仏側出席者 Vautre, Leduc, Valantin, Sauvage  
 ④ 説明者 井上  
 ⑤ 議事

(1) JFER炉心熱設計の説明(Vol. IIIによる)

⑥ 主要な討論およびコメント

F: 流量の決定はどうか?

N: 各領域の冷却材出口温度を求め、原子炉全体としての出口温度が500°Cとなるようにした。  
 した。各集合体毎の出口温度はFig. 3, 10を参照されたい、

F: 最高出力単位格子の被覆材温度がホットスポットを入れても設計許容温度よりも低いのは何故か?

N: 各集合体毎に流量を変えているので被覆材温度が最高になるのは中心チャンネルではなく炉心最外側のチャンネルである。したがって最外側で設計許容限界温度となつている。

F: core deformationのグラフはbowing効果も入っているか?

N: 半径方向の膨張のみでbowing効果は入っていない。

F: Fig. 5, 1の横の線は何を示しているか?

N: 燃焼の進んで状態での炉心各チャンネルの流量を決定している。その根拠は原子炉出口温度を500°Cに抑えることと熱設計基本(許容温度)からである。

F: ホット・スポット, ファクターの一つである中性子束分布の不確かさに対して5%しかとっていないが十分か?

N: 他の設計例も参考にしてoptimumな値として選んだ。これらのホットスポットファクターは3σ法により統計的に処理した。

F: 熱設計基本はどうして決めたか?

N: 被覆材に対する許容温度650°CはSUS-32に関する実験データからJAERIの材料専門家が保証した最高温度である。燃料に対して融点で抑えたのは中心の一部が溶融しても大丈夫だと思うが、確かな実験データがないのでConservativeに全く燃料の溶融を許さないcriterionを設けた。

⑦ 問題点

a ホットスポットファクターの各要素およびそれらの値が適切であるか、フランス側の設

計に用いたものおよびRapsodieの運転経験からの判断を検討すること。

⑧ RapsodieあるいはPhenixに関して得られた情報

a ホットスポットファクターに関してRapsodieではsystematic errorとstatistic errorに分けて考慮した。

- ① 説明項目： 計測制御
- ② 時間： 15.30~18.10
- ③ 仏側出席者： Vautre, Wustner, Valantin, Lelait, Prouteau, Abdon,
- ④ 説明者： 齋藤
- ⑤ 議事

(1) JFER計測制御の説明 (Vol. VIIによる)

⑥ 主要な討論およびコメント

F: MIL standard および NIM standard の詳細を知りたい?

N: 後で知らせる。

F: start-up chamber は counting type かそれとも current type か?

N: counting type を考えている。

F: intermediate power range の検出器はどのようなものか?

N: Cambel type と counter type の二種類を考えているが出来れば Cambel 法で行ないたい。

F: cambel 法を用いるならば検出範囲を source, intermediate, power と 3 stages で良いと思う。

F: RC-12 を max, 550°C で用いるのは心配だ。何故、高温で使うのか?

N: RC-12 の使用限界 550°C というのはイギリスが保証している値である。無論日本でテストを行つてから使用する。使用温度限界がこれ以下であると検出器部分を冷却せねばならないが、冷却は複雑となり、高温で使えるものがあればこれを使いたい。又、周囲にはグラフィットを使用しているので Wigner 温度より上で使用しなければならない。

F: detector を remove した後の位置の再現性が  $\pm 1$  mm の accuracy というのは困難である。

F: fission chamber を remove する理由は何か?

N: chamber の劣化を避け、高温領域から除くためである。

F: outer blanket region に何故 thermo-couple をつけるのか?

N: 機械的には blanket subassembly の方が core subassembly よりも plugging を起し易いので outer blanket の温度も監視したいからである。

F: 多くの thermo-couple のデータ処理はどうするのか?

N: ブロックに分け 計算機により処理させる。当初は計算機をデータロガー的に使用する

考えだ。

F : 燃料集合体の blockage に対して thermo-couple のみでは十分なサーベランスとならないと思う。しかし、各チャンネルの流量を測定することは現在不可能だと思う。

N : フランスで FFD に関して Localization を行なうのは困難である。

F : 最初の高速炉で、control 関係の機能が十分に知れない中から computer control は行なわない方がよい。

### ⑦ 問題点

a、検出器を引扱いた後の位置の再現性の精度を  $\pm 1$  mm は optimistic すぎる。

b plugging 事故検出に対する確証

c 運転当初から多くを computer control に期待しないこと。

### ⑧ Rapsodie あるいは Phenix に関して得られた情報。

a Phenix では detector の検出範囲を start-up, low, intermediate, power と 4 stages とする。

b 検出器は Rapsodie の場合は fix で、Phenix の場合は remove する方法をとる。この場合、位置の再現性は困難で flux の heterogeneity は 10% 位はあるだろう。

c Phenix の場合、computer control を行なうか否かは予算の問題である。担当者としては行ないたい。

d Rapsodie ではいわゆる control は行なっておらず、scram (fast) と set back (= slow scram) のみである。したがって外乱が入り出力が変動した場合は手動でもとの出力に戻す。これで十分安定である。

e Rapsodie の set back は次の場合について set されている。

① 二次系ポンプの破損

② 原子炉入口過度の上昇

③ 流速の減少

f Rapsodie では 24 MW の定格出力に対して、26 MW に scram set point を設けている。又、26 MW では如何なる熱設計上の制限も越えない。



① 説明項目：燃料交換系統

② 時間：10.30～

③ 仏側出席者：Valantin, Costes, Chalot, Boulinier, Leduc, Wustner

④ 説明者：川島

⑤ 議事：

(1) JFER燃料交換系統の説明 (Vol. V による)

⑥ 主要な討論およびコメント

a、FBDO-00016 炉内貯蔵ラック駆動機構について

F、① Na levelの上下、波うちでNa oxideのdepositがある。

② Scrum 時の thermal stress の偏き方が非常にきいてくる。

③ 以上のもとでつぎのことが指摘される。

- replaceの方法が簡単でないので問題である。

- Sealの方法が問題、特に縦方向のWelded bellowsの  
ところのsealがつまる。

- vertical方向の取り出し方法をどうするか。

④ slide部分にはpure Arを送り込むのであろうが、この  
PurificationはRapsodieではspecialにやっている。

b、FBDO-10090 燃料出入機ポットつかみ装置について

F、counter weightの目的は何か？

N、electro-magnetic forceをreduceするため、

F、運転中でも出入機は使えるのか？

N、今の方針では使わない、しかし使えるようになっていく。

F、Coilのr-shieldはよいか？

N、outer balanceで一つの遮蔽になっている。

F、運転中使うとすると、出入機のところの遮蔽が出来ていない。

N、Costesからripperのtestはどうなっているか質問あつた  
が、misalignmentは7mmと考えているが12mmまであつても使  
えるようにしている。

F、7mmという値は適切と思う。

F、decay heatはcoolingしながらremoveしないのか？

N、Coolingしない。しかし10KWまで大丈夫である。

これ以下になつてから refuel する。

F、10KW というのは less conservative だと思う。

20% uncertainty はしよつちゆうだ。

燃使検の時は直ちに change したいだろう。

出入機は10KW以上のcooling能力を持たせることは、不可能ではないだろう。

N、FMFでも10KWの冷却能力がある。

c、FBDO-10109, 20025 スーパーについて

F、スーパーはRapsodieでもつけたが、使っていない。

N、ない方が安全か？

F、個人的意見としてはそうだ。JFERではVerticalなmotionだけにしているのにどうしてつけるのか？

coreの上で故障を起したらどうするのか。

d、FBDO-10103 ドアバルブについて

F、Passが困難だろう、toleranceを大きくとること。

e、Fuel Exchange Procedureについて

N、JFERの燃料交換時温度250℃についてどう考えるか？

F、250℃という温度は問題になろう。Rapsodieでは150℃だが、250℃まで上げられると思う。

Na vapour が問題になるのは400℃以上である。

mock upで、温度を変えてtryするのがよからう。

Rapsodieではsimpleでcarefullyにtestをした。

N、回転ラックについてどう考えるか。

F、非常に困難、testにtestを重ねれば不可能とはいわない。

Phenixもsimpleにしている。

N、Phenixの燃料交換は、？

F、Radial Blanketの外側にボットがあつて回転しない。

#### ⑦ 問題点

a、炉内貯蔵ラック駆動機構の軸封および取外し方法

b、回転ラックの実現性

c、decay heatのuncertaintyと燃料出入機その他の冷却能力

d、燃料交換温度

⑧ RapsodieあるいはPhenixに関して得られた情報

a、Fuel Exchange Procedure について

- ① RapsodieもPhenixも構造はsimpleにしている
- ② RapsodieではHR-1でcarefullyにtestした。
- ③ Phenixについても現在HR-1に制御棒駆動機構および燃料交換系統のmock up test loopを建設中である。

b、ペリスコープについて

F、Rapsodieでは非常によく働いている。温度は150℃である。設計温度は、もつと高いだろう。

ITVも入れられる(数日のdecayの後で)

ITVはfocusの問題がある。しかし両方使っている。

N、レンズのγ-rayによるdepletionはないか?

F、大したことをし、coolingは備えているが、使っていない。

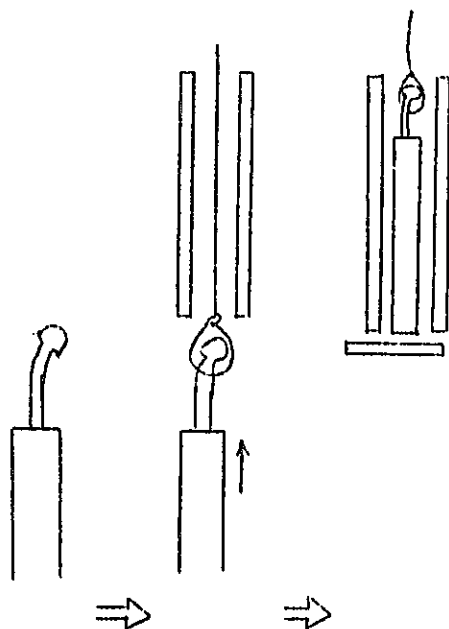
150℃ではNa depositは大してつかぬ。時々cleaningすればよい。

c、Rapsodieにおける事故経験

1967年12月にtroubleがあつて、燃料棒のhandling headが曲つた。左図のようにcowboy workで引かけ容器に引き上げ、底板を

入れ、上のロープをcutした。

このときArカバーガスは⊕圧なのでairの混入はない。



- ① 説明項目：冷却系統設計
- ② 時間：14.45～
- ③ 仏側出席者：Valantin, Sauvage, Chalot, Velin, Costes
- ④ 説明者：尾尻
- ⑤ 議事：

(1) JFER冷却系統設計の説明(VolVIによる)

⑥ 主要な討論およびコメント

a. タンクについて

F、Naヤージ、タンクに電気ヒーターをつけるのはもつたいない。直接つきへもつていけばよいのではないか、T-19、T-4のヒーターはいらぬ。またタンクが多すぎる感じがする。

b. 2次冷却系について

F、2次系を2重管にしてN<sub>2</sub>ガスを入れて加熱に用い、かつ漏洩の検出もすることになると、good qualityのsteelを必要とし高価になるであろう。

c. 緊急系について

N、エマージェンシーシステムは常時は冷却材が逆流しているが、よいか？

F、逆流でも問題はない、流れがあるのが望ましい。

逆止弁に小さな孔をあけて流れを確認すること。

d. FBDO-10077 2次Na純化系系統図について

F、2ループに各、純化系があるのはよい。mixすると安全性上問題であるし、separateにしてもそう高くはならない。

e. FBDO-00010 Arガス系系統図

F、Ar純化系でNa vapourでつまるとはないか、何で検出するのか？

F、RapsodicではAr系配管は直径50mmで(大きいmain配管は、4 inch)いつでもNaが少しは流れ込み、Ar中のO<sub>2</sub>とNa<sub>2</sub>Oをつくりdepositする。Naの流れ込みとpipeの径が問題である。

1次Ar系は非常にsimpleにしている。

F.P. ガスがleakすると困る。

N、deposited Na はどのようにして除くのか？

F、Rapsodieでは10cmのAr管が詰った。

検出は圧力でやる。

とかすのはNa liq flowでやり、配管にはslopeをつける。

f、Na循環ポンプ(機械式)について

F、始動の際にNaのfree surfaceが上る可能性があるが、之によつてNaがthermal shield baffleに当るなど、不具合の起らぬよう、overflow outer pipeは十分検討すること。

g、FBDO-20023 1次Na純化系コールド・トラップについて

F、1次系のcold trapのNa外側流下の間隙25mmは狭すぎ、つまる可能性がある。 Na入口 ↑ Na出口

⑦ 問題点

a、タンク数

b、2次純化系の接続

c、アルゴンガス系の閉塞対策

⑧ RapsodieあるいはPhenixに関して得られた情報

a、コールド・トラップについて

F、Rapsodieのコールド・トラップは最初のは3ヶ月でとりかえたが、2番目のものは設計を改良し、3年でも5年でも使えると思う。

N、コールド・トラップの充填物としてドイツはパイプを切つたものがよいといっているがどうか？

F、ステンレス・スチール・ウールで十分よい。

アルゴン中のNaのミスト・セパレーターにはラシヒ・リングを使う予定。

b、緊急冷却系の2次系冷却材について

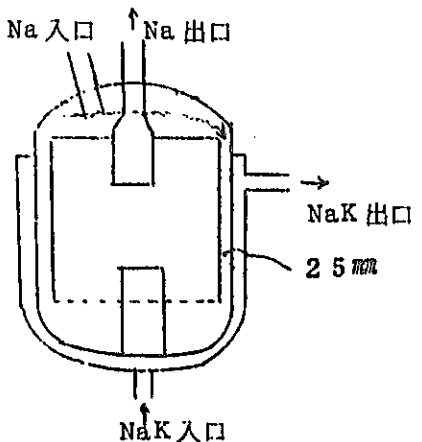
F、RapsodieはN<sub>2</sub>の5kg/cm<sup>2</sup>圧のもの。

Phenixは有機液体(オイル)を使う。純化の問題はない。

しかしNaKを使うかもしれない。

c、IHXの液面計

Rapsodieは、抵抗型で、連続のものと、不連続のものと2つ入れている。



17. 10月16日(水)

- ① 説明項目 : 安全性評価
- ② 時間 : 10.10~12.30, 14.30~18.00
- ③ 仏側出席者 : Chalot, Puig, Costes, Henry,
- ④ 説明者 : 斉藤
- ⑤ 議 事 :

(i) JFER 安全性評価の説明 (Sep. Vol. III による。)

⑥ 主要な討論およびコメント

- F: 日本の法律に従って設計したと言うが、その法律によつて決められている criteria はこの記述にあるのか?
- N: MCA に対しては小児甲状腺被曝線量 150rem 以下、全身被曝線量 25 rem 以下であり、HA に対しては大人甲状腺被曝線量 300 rem 以下、全身被曝線量 25 rem 以下、国民遺伝線量 200 万人以下である。
- F: Bowing effect は大きくプラスになるか?
- N: 出力係数に変換して中間の出力、つまり 38~50% 出力で正となりその値は  $+0.3 \times 10^{-5} \Delta k/k / MW$  である。bowing 効果以外の反応度による出力係数は  $-5.1 \times 10^{-5} \Delta k/k / MW$  であるのでこの正の効果は問題になる大きさではない。
- F: 将来の実験値と比較するために Bode 線図で零出力と定格出力の間の curve も多くつくつておいた方がよい。
- F: 温度係数の値の信頼度を考慮して stability の解析で値を変えた場合はどうか?
- N: ナトリウム係数を半分にした場合、軸方向膨張係数を零にした場合等いろいろ試算した。負の反応度係数を小さくすると確かに安定度を減ずる方向になるが不安定になることはない、大丈夫だ。
- F: bowing 効果の計算には mixing 効果を入れているか?
- N: 入れていないが、入れない方が対面間の温度差が大きくなりより severe side で評価していることになると思う。(フランス側は agree しなかつた。)
- F: スペーサバッド間の gap は Rapsodie では 0.05 mm であるが JFER ではいくらか?
- N: 0.1 mm である。
- F: Bowing の計算値は実験値および実際の効果と異なる場合が多いので注意を必要とする。
- F: He gap の thermal conductance はいくらを使つたか?
- N: 定格出力運転状態では  $1500 \text{ Btu/ft}^2 \cdot \text{F}\cdot\text{hr} (=0.85 \text{ W/cm}^2\text{C})$  であり、起動事故解析に対してはこの部分の温度がより低いので  $800 \text{ Btu/ft}^2 \cdot \text{F}\cdot\text{hr} (=0.453 \text{ W/cm}^2\text{C})$

を用いた。

F : もう少し小さい値を使つた方が良さそう。

F : 制御棒で引抜事故の場合の反応度挿入の仮定はどうなつているか？

N : 最大の反応度を持つ安全棒が最大の駆動速度を持つ微調整棒の位置に取り付け違いがあつたとして反応度挿入速度を求め、更にそれに余裕をとつてある。

F : 安全容器内の 15 m<sup>3</sup> の空隙とはどこに出来るのか？

N : 安全容器と炉容器の間にグラフィイトのブロックを積み重ねるが、ブロック間の空隙の総計である。

F : start-up 前の Na の純化のときは dummy fuel を入れるのか？

N : 入れる。

F : 冷却材の局部的閉塞の場合のスクラム遅れ時間はどの位か？

N : 200 msec 後にスクラム出来ると思うが、計算上は 1 秒とした。

F : 1 秒の遅れ時間は熱電対の容量から考えて短かすぎると思うが、

N : 我々はそのために温度の絶対値のみではなく、温度勾配（時間に対する微分）についてもスクラムさせることにしている。

F : Rapsodie では温度によるスクラムを考えていない。温度によるスクラムを set すると誤動作によるスクラムが多い。時にはデータを処理する計算機の方が原因でスクラムすることもあるので JFER の場合もよく考えておく必要がある。

N : Rapsodie では主一次系配管の破断を仮定しているか

F : 一次系配管は二重になつているのでギロチン破断の仮定は非常に pessimistic であるので行なつていない。しかし、微小破断による冷却材の減少に対しては reservoir-tank から Na を注入し、炉心が露出しないように設計してある。

F : 炉心溶融事故に関してどの部分に melt してかたまと仮定しているか？

N : 炉心底部としている。

F : 炉心燃料のどの程度が集合するとしているか？

N : 断熱状態において 100% 出力の熱発生がある状態を考えて溶融過程を時間の関数として求めている。

F : 何故、炉心から Na が全部除かれると仮定するのか？

N : 原因としては炉心流量の停止等により沸騰が起り、Na が炉心から除かれる訳であるがこれは炉心溶融事故解析の出発点としては十分 severe side である。それは、炉心溶融事故解析では即発臨界を越える際の反応度挿入速度が問題となるが、JFER では Na ボイド効果が負でありしたがつてこの反応度挿入速度は Na が抜けていない状態を出発

点とした場合と比較して過大になる。

F: 反応度挿入速度として50~100ドル/秒を用いた解析も各国でなされているが、JFERの場合の21ドル/秒は本当か?

N: 本当である。前にも述べたように溶融過程を時間の関数として求め、溶融したものに対しては重力落下を仮定し、そのような状態での反応度値を求めてランプ状の反応度挿入速度を求めた。21ドル/秒は即発臨界を越える時の値である。

F: melt-downした後のcoolingを考えているか?

N: 現在のところ特に考えていない。

F: Na-fireについてpool burningを考えたか、spray burningとしたか、あるいは両方で考えたのか?

N: 各々考えたが、spray burningの方がsevereであるのでhypothetical accidentとしてspray burningをとっている。

F: container中の酸素量全部がburningするのにequivalentなNaの量はどの位か?

N: 6~10 tonsの間である。

F: Rapsodieもその位である。

F: 炉外での燃料輸送中の燃料溶融事故によるF.P.放出の方が、炉内の事故の場合よりも大きいのではないか?

N: 場合によつてはそのようなこともあると思うが、概念設計ではそこまで解析していない。

N: 契約によると計算を依頼する場合があることになつてはいるが、CEA側の所持するコードのリストを示して欲しい。

F: 常に改善しているのですべてのコードを一覧表にすることは不可能である。動特性コードについては冷却系を除いた炉心部分について行なつている。

炉心溶融事故解析についてはAX-1コードを使用しているので問題は計算上の仮定であると思う。

N: 事故解析の項目についてもCEA側のものと比較したいので示して欲しい。

N: 昨年Rapsodieを訪問したとき(能沢)、Rapsodieのhazardreportが公開されると聞いたが?

F: まだ出版されていない。たえず改訂されているし、Rapsodieが常に変更されているので、safety reportはup-to-dateである。

(注: 最近日本にもRapsodieのhazard reportが入つたようである。)

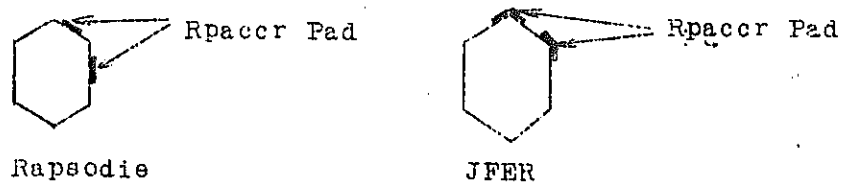


⑦ 問題点

- a. フランス側の見解としてはHe gapの thermal conductance としてより小さな値を用いた方が良さだろうとのことである。
- b. 主一次系配管破断事故の仮定に関する日本とフランスの相違
- c. 炉心溶融事故解析で瞬時溶融を仮定すべきかどうか
- d. 原子炉外での燃料輸送中の事故解析の追加
- e. フランス側の所持するコードのリストの提出要求

⑧ RapsodieあるいはPhenixに関して得られた情報

- a. Rapsodieの燃料集合体のスペーサパッドは六角の辺につけてある。(下図参照)



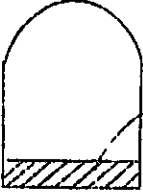
- b. Rapsodieではbowingに関し、one assemblyでmock-upテストを行なったが、計算値および実際のデータともよく合っていなかった。
- c. RapsodieではHe gapの thermal conductance として $0.6 \sim 0.7 \text{ W/cm}^2\text{C}$ を使っているようである。
- d. Rapsodieの primary system の cold trapは初期の3ヶ月位止めたことがあるが問題なかった。secondary loop の cold trapは長期にわたって使わないこともある。初期にはdummy fuelにfilterを入れてpurifyすることも可能である。
- e. Plugging事故に対してRapsodieでは温度によるスクラムは考えず、reactivity meterによるスクラムを考えている。
- f. Rapsodieでは一次系配管は二重になつているのでギロチン破断の仮定は非常に pessimistic であるので行なっていない。しかし、微小破断による冷却材の減少に対してはreservoir tankからNaを注入し、炉心が露出しないように設計してある。

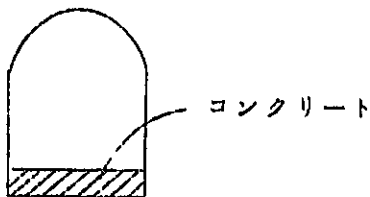
- ① 説明項目 : 原子炉格納容器, 建屋, 燃料使用中検査施設  
 (打合せ項目) Final Report のまとめ方および general discussion.
- ② 時間 : 9.50 ~
- ③ 仏側出席者 : 午前 : Chalot, Chwetzoff, Mas.  
 午後 : Vautreoy, Costes, Culambourg.
- ④ 説明者 : 能 沢
- ⑤ 議 事 :

- (i) JFER 原子炉格納容器, 建屋の説明 (Vol XIIによる)
- (ii) JFER 燃料使用中検査施設の説明 (Vol Xによる)
- (iii) 仏側の Final Report のまとめ方について
- (iv) general discussion.

⑥ 主な討論およびコメント

a. 格納内容

- ① containment の下部はコンクリートが -1 ~ 2 m あるので  にする要はなく flat でよいではないか



- ② • サーベントインコンクリートを加熱してからグラハイトを詰めた方がよい  
 サーベントインコンクリートの中には tube を入れておく
- Containment はクラックがはいると, 内圧の方が低いので Containment には何らかの処置を施した方がよい。(Plane steelなどをまくなどよいが高くなる)
- ③ the natural period of the building の見積り 0.3 sec は短かすぎるのではないか

b. 燃料使用中検査施設について

- ① 使用済の燃料をまた元に戻す方法は世界で経験がないのではないか。この方式は困難ではないか
- ② • Washing した後に Reactor 中へ再び fuel を戻すことは誰も望まない。非常に低温で注意深くしなければならない
- Rapsodie の場合もし問題が起れば, Washing しなくて, 炉から引き上げて目で確かめるだけだ

- Control rod の場合に行なつた。この場合は大きな変化を確めることが出来るだけだ
- 燃料再処理へ送るには decay しなければならない。Phenix の場合 60 日か 100 日の予定、輸送の問題は残る

c. Design Philosophies of the JEFR について

- (①) neutron flux はもう少し高くした方がよい
- (②) Fuel Handling System は複雑なので R & D をやるべきだ
- (③) R & D を含めた schedule が出来れば comment を出す

⑦ 問題点

- a. 格納容器底部形状
- b. 外側格納容器付近コンクリート構造
- c. 使用中燃料の取出、再使用
- d. 燃料の洗滌方法
- e. 燃料交換系の複雑性

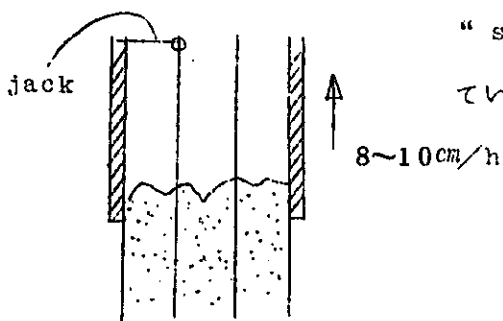
⑧ Rapsodie あるいは Phenix に関して得られた情報

a. 格納容器の気密性について

Rapsodie では 0.5 ~ 0.8 % / day をとっている。しかし実際には測定できない

b. コンクリートの詰め方について

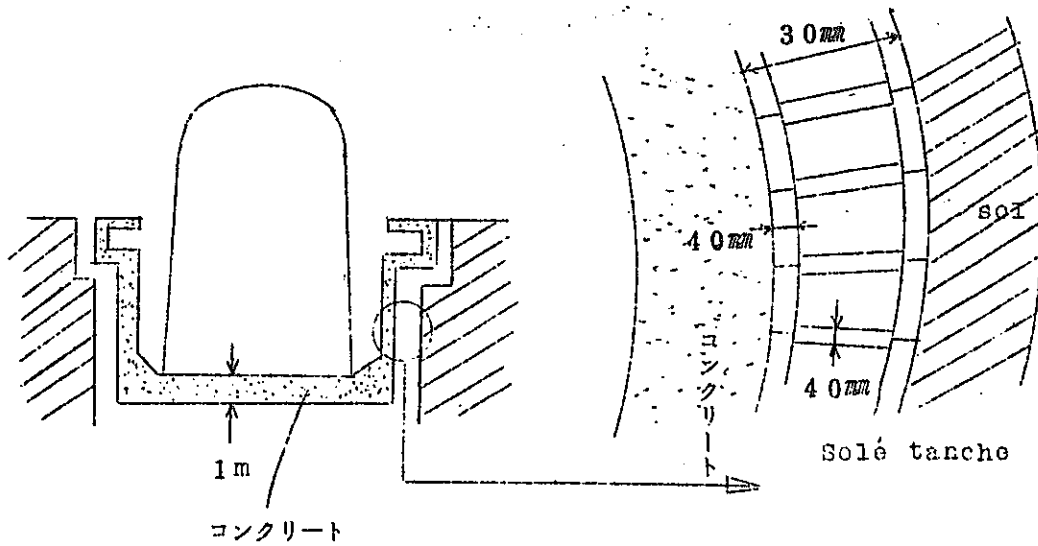
コンクリートの詰め方はフランスでは



“ système de coffrage glissant ” を使っている。8 ~ 10 cm / h で詰めていく

c. 格納容器外部コンクリート構造について

耐震のためのコンクリート構造として下図のように “ Solé tanche ” を設けておきこれがつぶれる



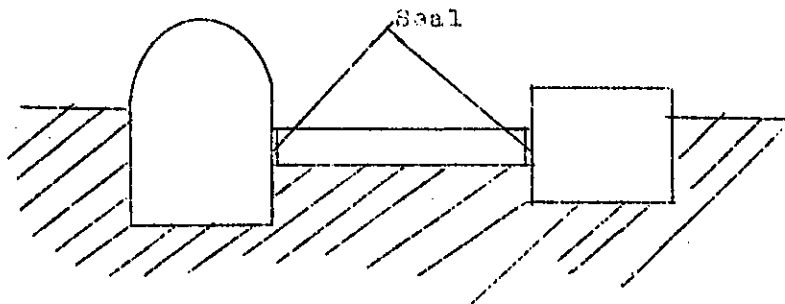
(注) この辺のコンクリートについては CEA 発行の下記を参照のこと (下記入手)

Bulletin D'informations Scientifiques

et Techniques { N°109 Nov. '66  
N°110 Déc. '66

d. 格納容器と建屋との接続ビットについて

コンクリートはつながないで, seal をしてある



e. steel lining

Na 漏洩の考えられるところには 3~4 mm の steel lining をする

f. Coe は Rapsodie では integral type を使用している

フランスの Hot lab. は

Cadarache	0.25 mv 以下
JFER	0.6 " "

g. Na 洗滌施設について

Rapsodie でも最初は steam でやっていたが Glad への Corrosion は very very quickly に進む。

Physical property は急速に drop する。

Wet Nitrogen を使うことにした。

h. Shield Design について

• 温度条件

(日本) 80°C

(フランス) 70°C

• フランスの Criteria

0.25 mrem / hv ..... first one (昔の値である)

2.5 mrem / hv ..... 現在の値

i. Borated Graphite の radiation damage について

fast, および thermal (He の生成) の2つについて考えている

フランスでは初め Borated Graphite だったが Formi の事故があつてから rare earth graphite にした

⑨ 仏側の Final Report のまとめ方について

F: Final Report のまとめ方について注文があれば出して欲しい。重要な問題は出来るだけ早く Progressive に出したい

F: supplement も欲しい。直ぐに list だけでも欲しい

N: Final Report についての form を后で文書として東京へ送ってもらいたい

F: 日本の概念設計書の content に従い、かつ質問書の回答をその chapter に入れる  
また前文には、一般的な comment をつける

N: フランス側からの comment によつては現在進行中の設計を変更することもありうるの  
で、最後までまとめてからでなく回答は出来次第早く出してもらいたい

F: 了解、夫等をまとめると Final Report になるであろう

N: comment の根拠となる文献資料等 document (Rapsodie, その他実験に関して)も  
出してほしい

F: 了解

⑩ General Discussion

a. monthly Report その他について

F: monthly に日本へ送る report について

この1ヶ月何をしたかを書くことだ

フランス側で書いて井上氏が check して CEA が sign して送る

N: agree する

(文書は英語で交換することを確認す)

N : 安全性に関してフランス側の持っているコードのリストを出して欲しい

F : O.K.

N : 井上, 尾尻滞在中の Cadarache 行きに対して制限はあるか

F : No regulation だ。いくらでも arrange する

b. 日本側より提出の質問書に関する討論

1. Design Philosophies of the JEFR および 5.3 Shield design についての  
の議事内容については, 前項⑥, ⑦および⑧中に含めた

19. Saclay 研究所における見学および討論

① OSIRIS (MTR)	1000~1040
② SATURNE (proton synchrotron)	1040~1110
③ LINEAC	1110~1140
④ Pu の $\sigma f$ に関する討論	1140~1210

① OSIRIS (MTR) 見学

OSIRIS は 1963 年に建設が始まり、1966 年 10 月に運転を開始した swimming pool 型 50 MWth の材料試験炉である。主要特性は次の通りである。(Fig 19-1 参照)

原子炉

型	: プール型
燃料	: 93%濃縮ウラン
減速材	: 軽水
冷却材	: 軽水
反射体	: 水+ベリリウム
出力	: 50 MWth
平均熱中性子束	: $1.68 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2/\text{sec.}$
最大熱中性子束	: $3.7 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2/\text{sec.}$
平均高速中性子束	: $1.43 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2/\text{sec.}$
最大高速中性子束	: $2.58 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2/\text{sec.}$
炉心	: 燃料要素 28本 U235 約 10 kg

燃料

型	: 標準 MTR 型, 24本の平板
一枚当りの U235 量	: 13.128 or 314.88 g
炉心部長	: 60 cm
燃料要素大きさ	: $84.4 \times 84.4 \text{ mm}$
AI 被覆厚	: 0.38 mm
流速	: 7 m/sec 以上 (最小炉心に対して)
被覆材温度	: 110°C

## 制御棒

本数	: 6本
最大反応度変化	: 15.6%
駆動速度	: 2.5mm/sec
全挿入時間	: 0.6秒以内
毒物質	: ボロン

## 格納容器

大きさ	: 32m $\phi$ × 20m
-----	--------------------

照射試料は試料支持台、冷却および計測回路を備えつけた装置に置かれ、それらは二種類ある。

- (1) 大きな装置は特別のテストのために作られたもので、それは水中を機械的なコンベヤーで運搬され OSIRIS のホットセル中で解体される。
- (2) 水力的にあるいは気送により特別な研究室との間を往復する標準シャトル (ラビット) これらは炉心内に6個所、炉心外に25個所、そして11個のシャトル・チューブとなつている。

## ② SATURNE (proton synchrotron)

“Saturne” はフランスの高エネルギー核物理研究分野において最重要のもので 1958年8月に運転が開始された。この装置により陽子を3Gevまで加速することが出来、これはヨーロッパにおいては第4番目である。“Saturne” によつてこれまで、中間子-陽子反応、陽子の極化および陽子-核衝突による重陽子生成等の有効断面積の研究を行なつてきた。当初においてはなかなか目標の加速が出来なかつたが、これは地中海の潮の干満の影響によるものであることが分つた。丁度、運転中であつたため制御室と模型を見ただけであつたが、主要時性は以下の通りである。(Fig 19-2 参照)

マグネット半径	8.4 m
マグネット重量	1,200 tons
最大磁場	14,900 Gauss
最大磁場に対する電流	4,450 A
磁力消費量	1,000 kW
最終エネルギー	1.75 Gev at 10,000 Gauss 2.94 Gev at 14,900 Gauss



巻数

約 250 万

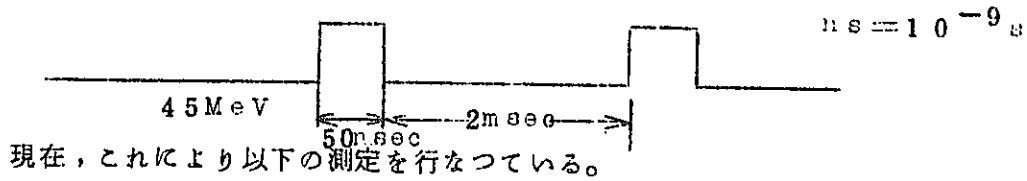
ビームくり返し速度

3.2 sec に 1 パルス

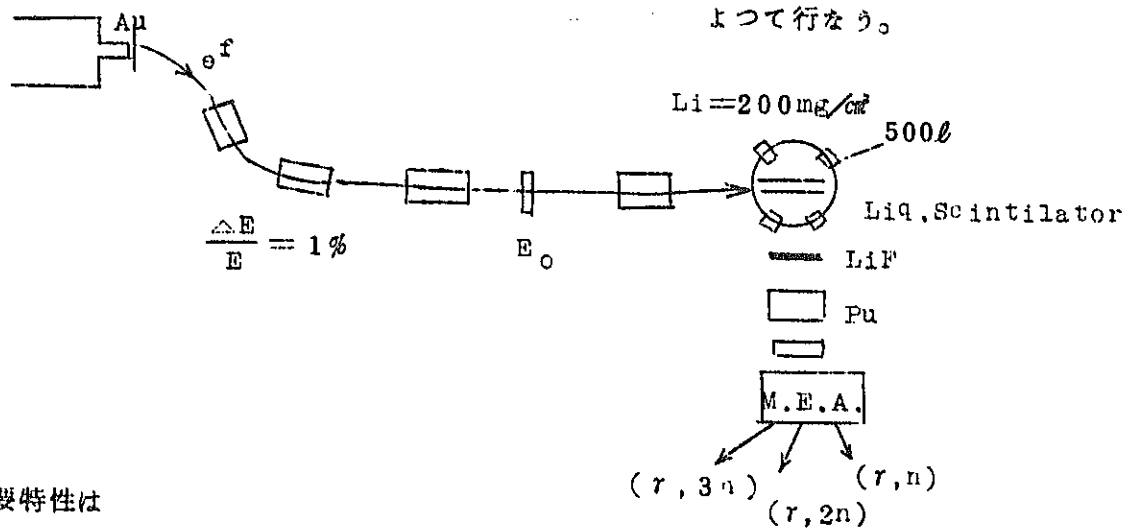
③ LINEAC

案内者：M. VEYSSIERE

以前の 2 section lineac から現在は 3 section lineac に改造し、電子のバーストを 50 nsec に短縮した。又、これにより第 3 番目では 45 Mev まで加速出来るようになった。(Fig 19-3 参照)



- I) 核定数 (実効断面積) ..... Time of Flight 法による。このために 200 m の flight path を備えている。
- II) (r, n), (r, 2n), (r, 3n) 反応 ... Multiplied Energy Analyzer に



主要特性は

3 section lineac	
Nom. energy	..... 45 Mev
Length	..... 9 m
Total peak UHF power	..... 15 Mev
Klystrons	..... 3
Nil amperage energy	..... 55 Mev

④ Pu の  $\sigma_f$  に関する討論

面会者：H. DERRIEN, J. BLONS

lineac を用いて、まず  $300^\circ\text{K}$  で  $200\text{ eV}$  までの Pu の  $\sigma_f$  の測定を行なったが、最近、新しいガスシンチレータを使用して resolution が改善された。これは  $\text{N}_2$  を用いたもので、 $\text{He}$  (98%) +  $\text{N}_2$  (2%) で  $77^\circ\text{K}$  で使用する。測定は T.O.F. 法により  $50\text{ m}$  離れて行なうので counting は非常に小さい。試料は 1 cull 70 mg 程度のもの 12 cells 使用する。これを他と比較すると、

Bollinger	58 ~ 60 mg
James Harwell	62 ~ 40 mg
Saclay	64 ~ 320 mg
"	68 ~ 960 mg

測定結果を Los Alamos のものと比較すると  $1 \sim 5\text{ Kev}$  で少々大きく、 $5 \sim 20\text{ Kev}$  では少々小さい。又、最近 Cadarache で作成した併定数にこの結果を採用しているかとの質問に対して "No" であった。

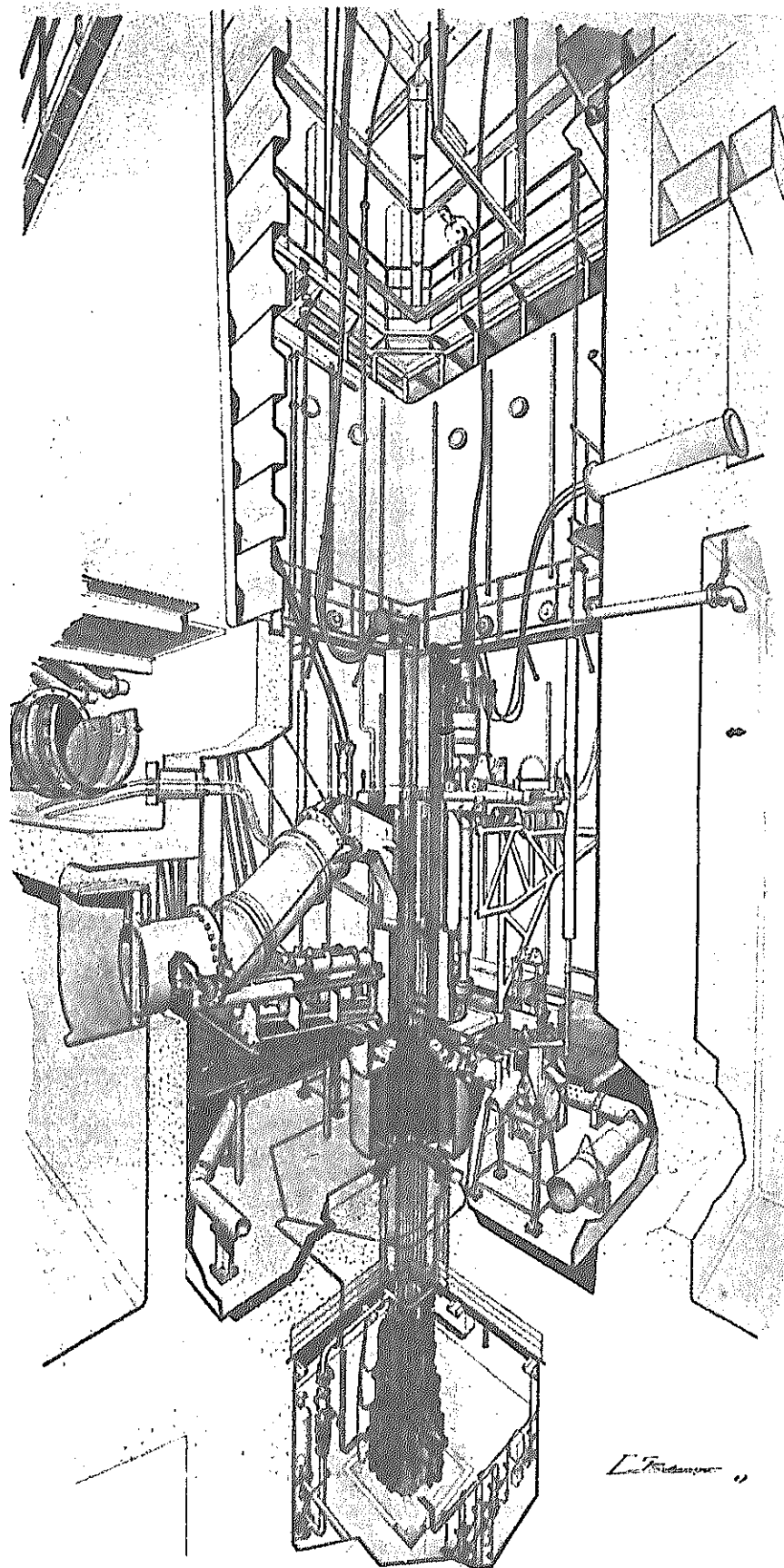


Fig 19-1 OSIRIS 断面图

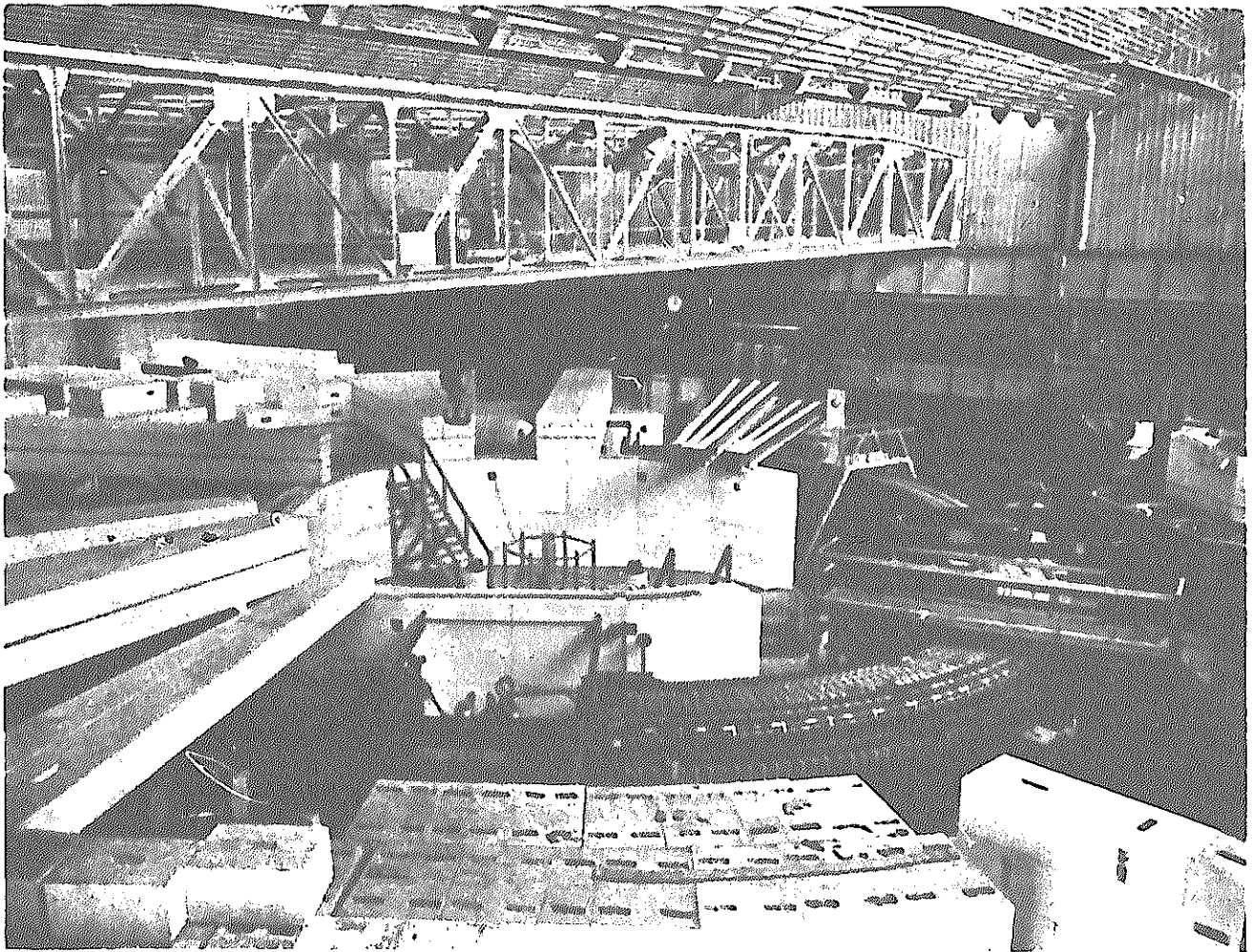
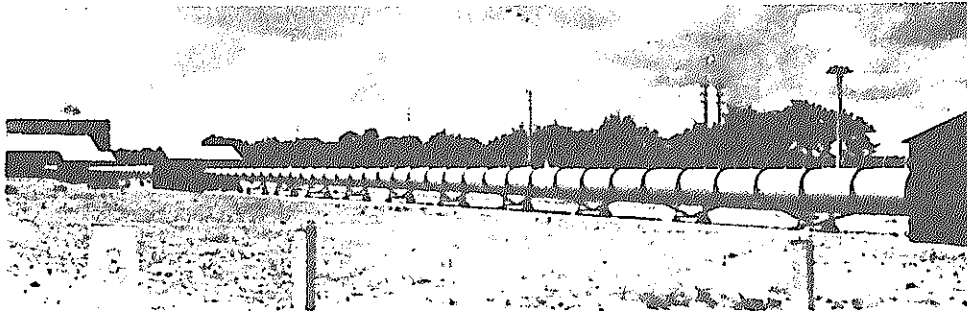


Fig 19-2 S A T U R N E

Flight path



data summary

<b>2 section lineac</b>	
Nom. energy .....	28 MeV
Nom. peak beam intensity	85 mA
Burst length .....	20 m $\mu$ s to 2 $\mu$ s
Burst repetition rate .....	d.c., 125, 250, 500 c/s
(may be externally triggered)	
Wavelength .....	10 cm (3,000 Mc/s)
Accelerator length .....	6 m
Total peak UHF power ..	10 MW
Klystrons .....	2
Nil amperage energy .....	34 MeV
<b>3 section lineac</b>	
Nom. energy .....	45 MeV
Length .....	9 m
Total peak UHF power ..	15 MW
Klystrons .....	3
Nil amperage energy .....	55 MeV
(other data as above)	

3 section accelerator tube during tests.

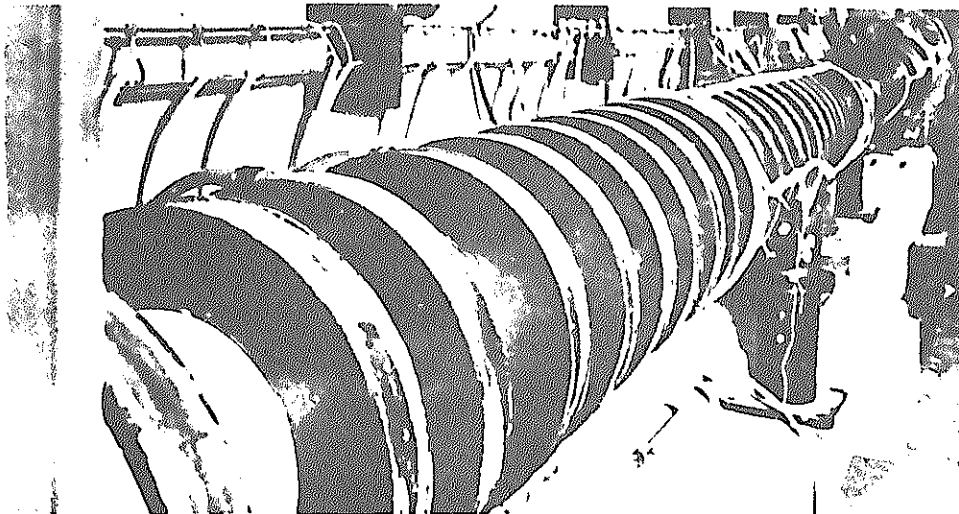


Fig 19--3 LINEAC

10月18日(金)

- ① 説明項目 : 質問事項
- ② 時間 : 14;30~17;00
- ③ 仏側出席者 : Vautrey, Chalot, Wustner, Costes, Leduc, その他  
福永氏(日本大使館科学アタッシェ)
- ④ 説明者 : 川島, 能沢, 井上, 尾尻, 斉藤
- ⑤ 議 事

- (i) JFERに関する質問事項の説明および重要度, 緊急度によるランク(A, B, C)づけ("Consultation with the CEA on the design and safety of the Japan Experimental Fast Reactor, ITEMS of CONSULTATION"による)

項 目	説明者
2. Mechanical design	
2.1 Core design	井上, 川島
2.2. Design of the reactor components	川島
2.3 Cooling system	尾尻
2.4 Development tests	川島
3. Safety analysis and hazard evaluation	
3.1 Comparison on the analytical methods in Japan and in France and the items of the consultation	斉藤
3.2 Items which are to be analyzed newly	斉藤
3.3 Standard of safety examination in France	斉藤
3.4 Request of the analyses	斉藤
4. Fuel handling system and fuel monitoring facility	
4.1 Mechanisms for fuel handling system	川島
4.2 Installation for new fuels	川島
4.3 Fuel monitoring facility	能沢
5. Items of consultation on the nuclear design, the instrumentation and the control design, the shield design	
5.1 Nuclear design	井上

5.2 Instrumentation and control

齊藤

5.4 The others

齊藤

日本側からの説明だけで特に討論はなかつたが，フランス側は重要度，緊急度に応じてこれらの質問に対して final report の前でもその都度回答を送付することを確約した。

2.1 高速炉の炉物理・安全性に関する討論（10月23日）

出席者：

C E A 側：Storrer, Clauzon, Chaumont, Lacapelle, Puig, Ladet, Fournier

日本側：井上, 斉藤（但し, 井上途中から腹痛のため退席）

斉藤の準備した質問により討論を行なつたが, 時間的余裕がなく, 昼食時にも Storrer - 斉藤で行なつた討論についても記す。

① Rapsodie はどのような安全性上の裏付けのもとに出力を上昇させたのか? 安全基準を変えたか?

20 MW から 24 MW にしたのはブランケット燃料の一部を炉心燃料に取り換えた。炉心燃料は 56 本から 64 本になつているのでほぼ比例しているはずだ。ホットスポットファクターも小さくしたので燃料最高温度は低くなつており, M, P. からは遠い。これまでの Rapsodie で使用した燃料でも center melting は起つていない。

燃料最高温度	nominal	< 2,000 °C
	hot spot	~ 2,200 °C
	gap conductance	0.64 W/cm <sup>2</sup> /°C

ホットスポットファクターについては SKOK が詳しい。

② “FORTISSIMO” に関する詳細を知りたい。

（特性表は 第 II 部 10月21日の項参照）

Rapsodie で非常に有益な種々の結果を得ているが, direct に 1,000 MW に上げるためのステップとしては小さすぎる。そこで Phenix 計画が生れてきたが, 現在の Rapsodie では小さく, Low power であるので Phenix の良い模擬は出来ない。Rapsodie 炉の冷却部系は 40 MWt で設計してあるので可能な限り total power を上げ high flux を得て Phenix を模擬したのが FORTISSIMO である。したがって燃料ピンは細くなり一燃料集合体当りのピン数は 61 本となり, Pu enrichment は 30% までしか保証されていないので 80% enrich<sup>235</sup>U を使用している。この結果 Doppler はほとんど零であり bowing effect は正であり, 又, Ni blanket を使用する。

改造後は燃料の照射および cladding の damage を調べたい。

③ Phenix で被覆材最高許容温度を 700 °C とした根拠は何か?

Phenix ではホットスポットファクターを 3.0 で処理して最高 695 °C となる。700 °C としたはつきりした根拠はないが, クリーブに対しては gas reservoir を大きくしてあり, Rapsodie では 650 °C で何ら問題なかつたからである。



④たとえば、channel blockage が起つて、それを検出しスクラムされたとしても blockage により幾本かの集合体が溶融しそれによる反応度増加の方が大きい場合再臨界の可能性があると思うが、安全棒の worth を決定する基準はあるか？

安全棒に対してどの程度の worth が必要かは誰も分らない。しかし、我々は 10\$ の order (8~12\$ 程度を意味する) あれば良いと考えている。又、Rapsodie Phenix ではスクラム信号が completely に separate されて二つ入るから安全棒の中 1本の半分が入らなくても safe であれば良いと考えている。制御棒、安全棒の設計基準としては、

- (i) simple であること
- (ii) すべての rod が identical であること
- (iii) 燃料の Loading, unloading を考えて subcritical 度を適当にとることである。Rapsodie では fine 1, shim 5 であるが、Phenix では 6本すべて identical で symmetry である。

⑤アメリカ流にしばしば駆動させる fine および shim rod について 1本の worth を 1ドル以下に抑える必要はないか？

Storrer より個人的な見解としてドツブラー効果がある程度期待出来る場合にはその必要はない。ある程度とはどの位の数字を意味するのかの質問に  $-2 \sim 3 \times 10^{-6} \Delta K/K/C$  である。

⑥ channel blockage により集合体の溶融が隣接する集合体に伝播することは考えられないか？

channel blockage については現象の緩急度によつて二つに分けられる。

(i) prompt な現象

この場合はたとえば reactivity の変動により直ちに scram される。decay heat は十分除去されるので溶融の伝播は起らない。

(ii) slow な現象

この場合は急激な変化がないので、thermocouple による温度測定で scram されるのは遅れるであろう。しかし、現象がゆるやかであるので隣接する集合体に大きな影響を及ぼすことはない。

⑦ Burn-out heat flux を設計および安全評価上考慮に入れる必要があると考えるか？

高速炉の解析上、今までに burn-out heat flux を考慮に入れたものをみたことがない。水と比較して熱伝導度が 2.5 倍大きいし事情が大いに異なる。Local boiling を起さないように設計してあれば問題ないはずだ。

⑧ JFER のプラント・シミュレーションではアナログ計算機の容量の面から冷却系、二回路を一回路で模擬しているが事故解析上問題になる点はないか？

case by case で考えねばならないが、最終的にはやはり二回路で模擬するのが望ましい。

⑨ 一次冷却系回路の破断は考えないのか？

二重管であり、系の圧力も低いので考えない。

⑩ 安全棒の back-up system の必要性についてどう考えるか？

従来の高速炉でどこも考えていないし、問題になつていないので不要と考える。

⑪ 再臨界事故時のナトリウム流出量を 500~600 kg とした evaluation 過程を知りたい。

担当者がいないので分らない。

⑫ melt-down 事故が現在 design basis accident になつているが将来の方向も照

● し合せてどう考えるか？

多数の高速炉が作られ安全性が実証されると再臨界のような事故は考えなくても良いようになり。現在の段階でもこの事故の起る確率をたとえば  $10^{-8}$  とすると、それは耐えるように設計された格納容器が壊れる確率は  $10^{-1}$  か少なく見積つても  $10^{-2}$  である。絶対に壊れないとは誰も保証出来ない筈だ。したがつて確率論的に見た場合、格納容器の設計にあまり拘つても意味がないことになる。(Storrer)

その後、Storrer より design check に関して計算依頼があれば何でも結構であるとの話があつたので、再度、CEA 側の所持するコードの一覧表の提出を要請した。

## 2.2. 高速炉の機械構造関係についての討論

出席者 :

CEA側 : M.Villeneuve Chef de SEMTR

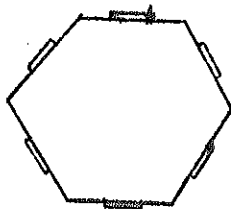
M.Delisle Sodium Component

日本側 : 能沢, 川島, 尾尻

フランス側出席者が少く, 時間も短かつたが, M.Villeneuve から割に広範囲の話聞くことができた。質疑応答内容を次に示す。

### ① 燃料集合体

- スペーサーパッドの取付



Rapsodie, Phenix 共左図のように各稜に設けている取付は, Rapsodie では「溶接したようだ」との話なるも余り自信なさそうな話 (后刻 HR-2 見学時に見た図面ではプレス押出しとなっていた) 同様に HR-2 で見た Phenix の実験用 Fuel では溶接したビードが見られた。

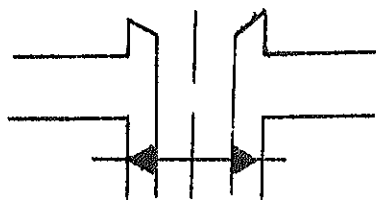
N : 燃料ピン直径と, ラubber管内ノリ, 寸法公差は?

F : Rapsodie ピン直径の tolerance =  $\pm 0.05 \text{mm}$

ラubber管との間は充分 tolerance を設けておく。後で HR-2 見学時みた図面では Rapsodie のラubber管の半径方向 tolerance =  $0.05$

### ② 炉内構造物

N : サポートプレートの構造は?



F : 左図のようなスリーブの溶接を electronic bombardment test 中, Phenix はボルトじめの構造で溶接はしない。

なお燃料の取付は Rapsodie ではスプリングでとめたが Phenix は hydraulic hold down system である。

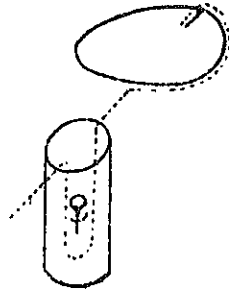
### ③ 炉 容 器

N : 炉 容 器 の 変 形 は ど う か ?

F : 温 度 上 昇 に と も な い 下 端 の フ レ は 約 10mm あ つ た が , 之 は control でき ない 。 ま た , mock up で ス ト レ ス 測 定 し た が 成 功 し な かつ た 。

### ④ 回 転 プ ラ グ

N : 回 転 プ ラ グ の 電 線 コ ー ド の 引 込 み 方 法 ?



F : 大 回 転 プ ラ グ は 左 図 の よ う に 床 下 に 孔 を 設 け , 夫 に コ ー ド を た ら し こ ん で プ ラ グ の 回 転 に と も な い 調 節 する 。 た だ し , 小 回 転 プ ラ グ で は 之 が でき ない の で , コ ー ド 接 続 は プ ラ グ で 行 な う 。

( Fig 22-1 参 照 )

N : 回 転 プ ラ グ は 2 重 回 転 で 偏 心 し て い る た め 復 雑 な 構 造 と な っ て い る 。 従 っ て 温 度 変 化 に 供 い , 変 形 も 復 雑 に な る と 思 い が 測 定 の 経 験 あ り や ?

F : 歪 の 測 定 は 出 来 ない の で temp Grad の み 測 っ た 。

### ⑤ 制 御 安 全 棒

N : ス ク ラ ム 時 安 全 棒 挿 入 加 速 は ?

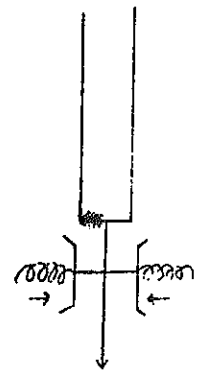
F : Rapsodie で は ス プ リ ン グ を 使 っ た が , Phenix で は 呂 の み

N : 安 全 棒 落 下 時 の シ ョ ッ ク ア ブ ソ ー バ ー は ?

F : Rapsodie は 右 図 の よ う に ス プ リ ン グ で

お さ え た が , Phenix で は ガ ス あ る い は

オ イ ル の dash pot に す る 。



### ⑥ イ ン バ イ ル ・ ル ー プ

N : イ ン バ イ ル ル ー プ 設 置 に つ い て , 設 計 当 初 ど う 考 え た か ?

F : Rapsodie で は 初 め か ら 考 え な かつ た 。

Phenix は 確 か に 入 れ ない 。

### ⑦ 燃 料 交 換 機

N : 燃 料 交 換 機 の 先 端 つ か み 部 と , Fuel ハ ン ド リ ン グ ヘ ッ ド と の く い ち が い は ど れ 位 ま で あ つ て も よ い も の か ? 経 験 を き たい 。

F : Rapsodie は設計上では ~ 1 mm まで可能としたが mock up test では ~ 6 mm 。  
 Phenix では之を 30 mm まで O.K という事で設計している。(之が 1 ~ 2 mm で  
 は高価であるが 60 mm 位では安い)

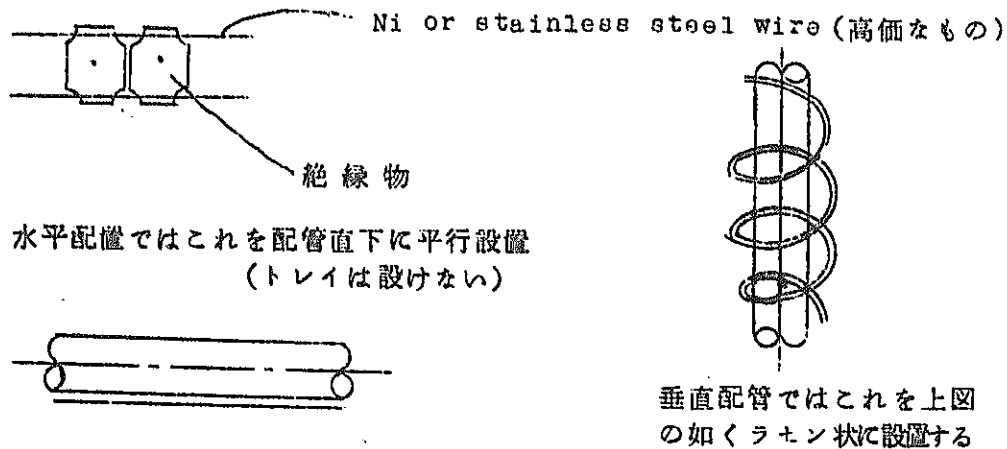
⑧ 冷却系

N : Phenix の緊急系はどういう design philosophy を考えているか

F : 緊急時には温度が上昇するので放射熱により除熱する方式をとる。考え方の基本は  
 Sodium の boiling を防止することである。このため Vessel の周囲には No-  
 normal Operation 中は影響のない Special insulation を考えている。

N : 2 次冷却系配管は 2 重管か

F : Rapsodie では 2 次系は 2 重管としない。ただし配管の外側に下図のようなリーク  
 デテクターを設けている。(回路に電流を流しておく、リークがあると抵抗が減少  
 し検出できる)



N : BR-5 の運転データでも 1, 2 次系 Na ポンプの事故による停止が割に多いが貴方  
 の経験ではどうか?

F : 今回の Rapsodie 休転で運転開始 2 年目の検査をしたが何も悪いところなく、軸受  
 も何ともない。ポンプは 2 年間無事故である。

⑨ 材料関係

N : ステンレス鋼の照射による影響について?

F : 現在まだ test 中である。Rapsodie では、ストレスをかけた状態の T.P を炉内  
 に入れている。

Vessel 材は Rapsodie , Phenix とも 316 だが前者では C = 0.04 , フェライ  
 ト ≒ 2% , 后者では C , フェライトとも微少。

N : フェニックスの蒸気発生器の材料および mass transfer ?

F : 材料としては 321 および Ferritic steel 3HK 5S (ドイツ trade mark)

Upper closure of Rapsodie

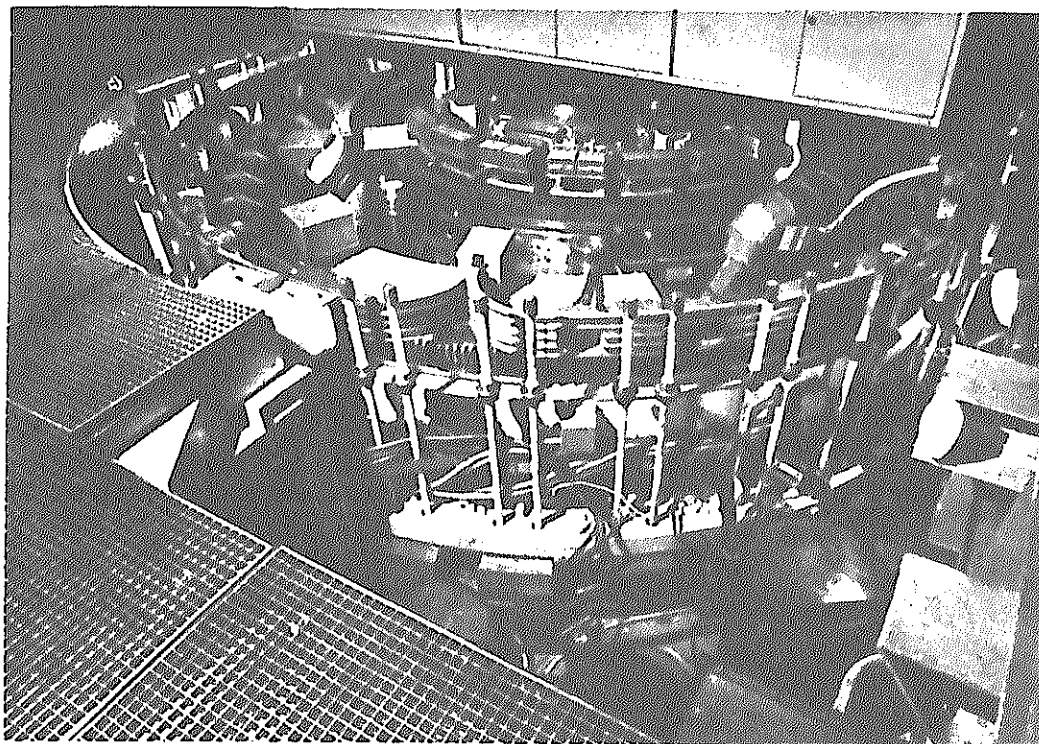


Fig 22-1 ラプソデーの炉上部

を使う。mass transfer については test 中、ステンレスの表面の硬度が減少する。

⑩ 格納容器

N : 格納容器の Vacuum breaker とその使い方は ?

F : Rapsodie にはそのようなものはない。必要に応じ手動弁で air を入れる。

⑪ 一般事項

N : Na の火災の消火設備について

F : CO<sub>2</sub> 噴射式のものゝ煙が出過ぎて全然駄目である。Cadarache では Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub> の砂状のものを用いている。現在は各所に 50~60 kg づつ置いてあり、リークの出た場合にかける。消火よりリークを止めることの方が優先しなければならない。

N : 一つのプラントで Na, Nak 両者を使うことについて ?

F : Na はもれてもすぐにはもえないが Nak はすぐもえる。又 Nak は高価であり、トラブルが多いので好んでいない。

フランスにおける Na 価格 2.8 F/kg

Nak は 8 \$ もあるので日本が使うなら売りたい。

N : Rapsodie の mock up test および研究費は ?

F : これに要した費用は原子炉建設費の約 20 % である。

以 上

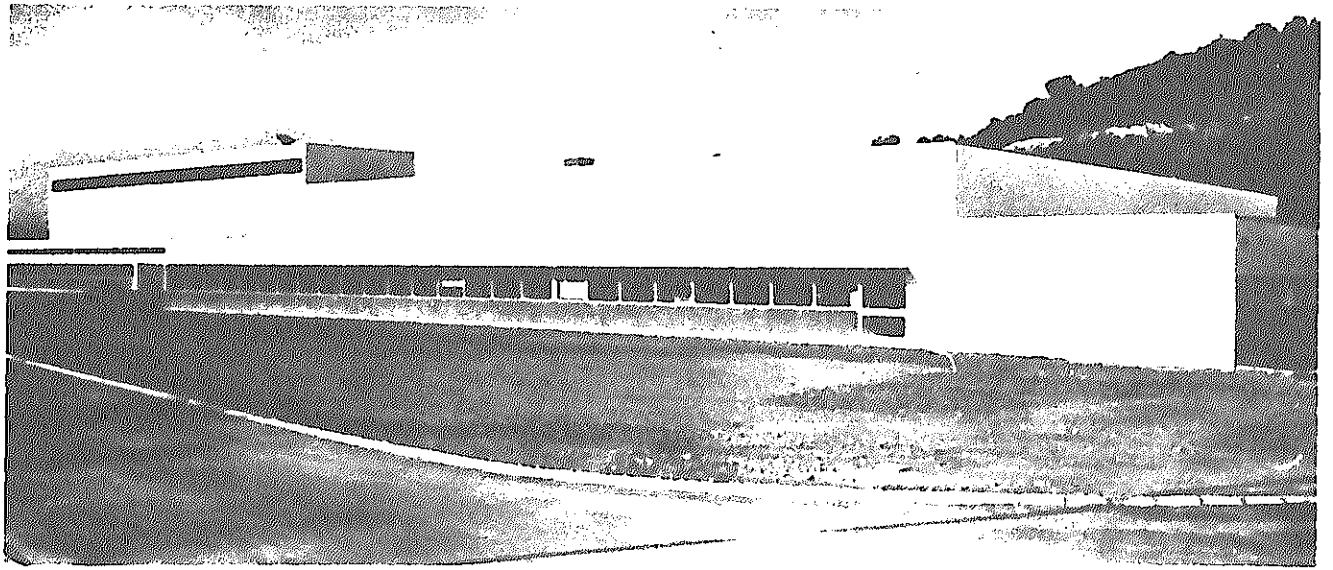
### 23. プルトニウム製造工場

Cadarache 研究所における Pu 製造工場は Rapsodie 炉の燃料を製造するために作られたが、又特別な注文に応じて Pu ベースの燃料を製造する。ここで作られたものは Saclay の臨界実験装置 Aquilon でテストされる。この工場は 1961 年末から操業を開始し、燃料製造に必要な種々の装置を備えると共に、Pu の毒性に対しては十分に管理されている。

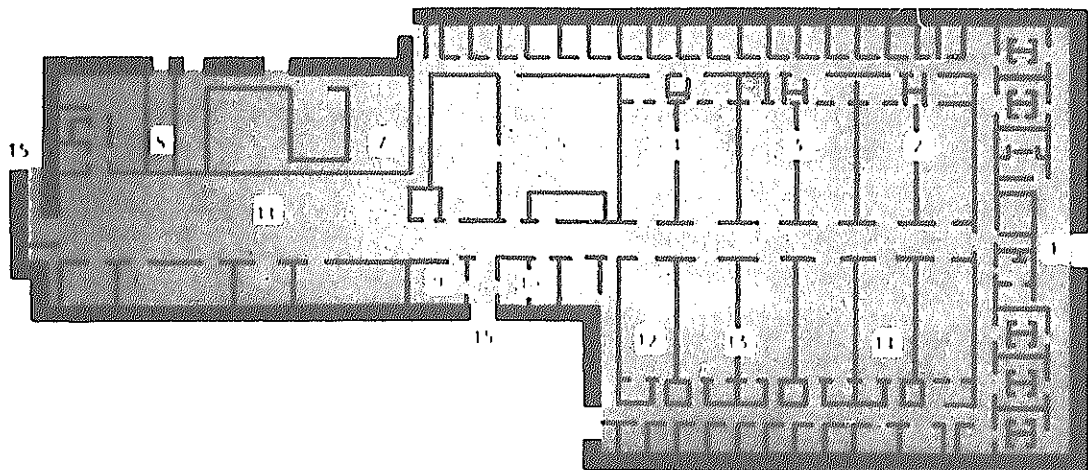
製造工場の概略は Fig 23-1 の通りであつた。

この製造工場では現在 Rapsodie の炉の燃料を作ると共に、その改造計画“ FORTIS-SIMO ”のための燃料の試作を行なつている。これはペレットの径 4.23mm で Pu-U 酸化物、U-235 85%濃縮である。このピンの径は極めて細くほとんど製造限界であるとのことであつた。





PLUTONIUM TECHNOLOGY BUILDING



- |   |   |
|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>15 Cloak-room</li> <li>8 Foundry extension</li> <li>7 Sintered F.E. manufacture</li> <li>11 Thermo-pneumatic canning, drawing, forging</li> <li>10 Work-shops</li> <li>9 Store</li> <li>14 Fan room, boiler-house</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>12 Transformer and generator</li> <li>13 Goods Intake</li> <li>1 Decontamination</li> <li>2 Heavy equipment bay</li> <li>3 Assembly of Repasodie F.E.</li> <li>4 Sintered F.E. manufacture</li> <li>5 F.E. manufacture</li> <li>6 Goods entry</li> </ul> |
|---|---|

Fig 23-1 プルトニウム製造工場

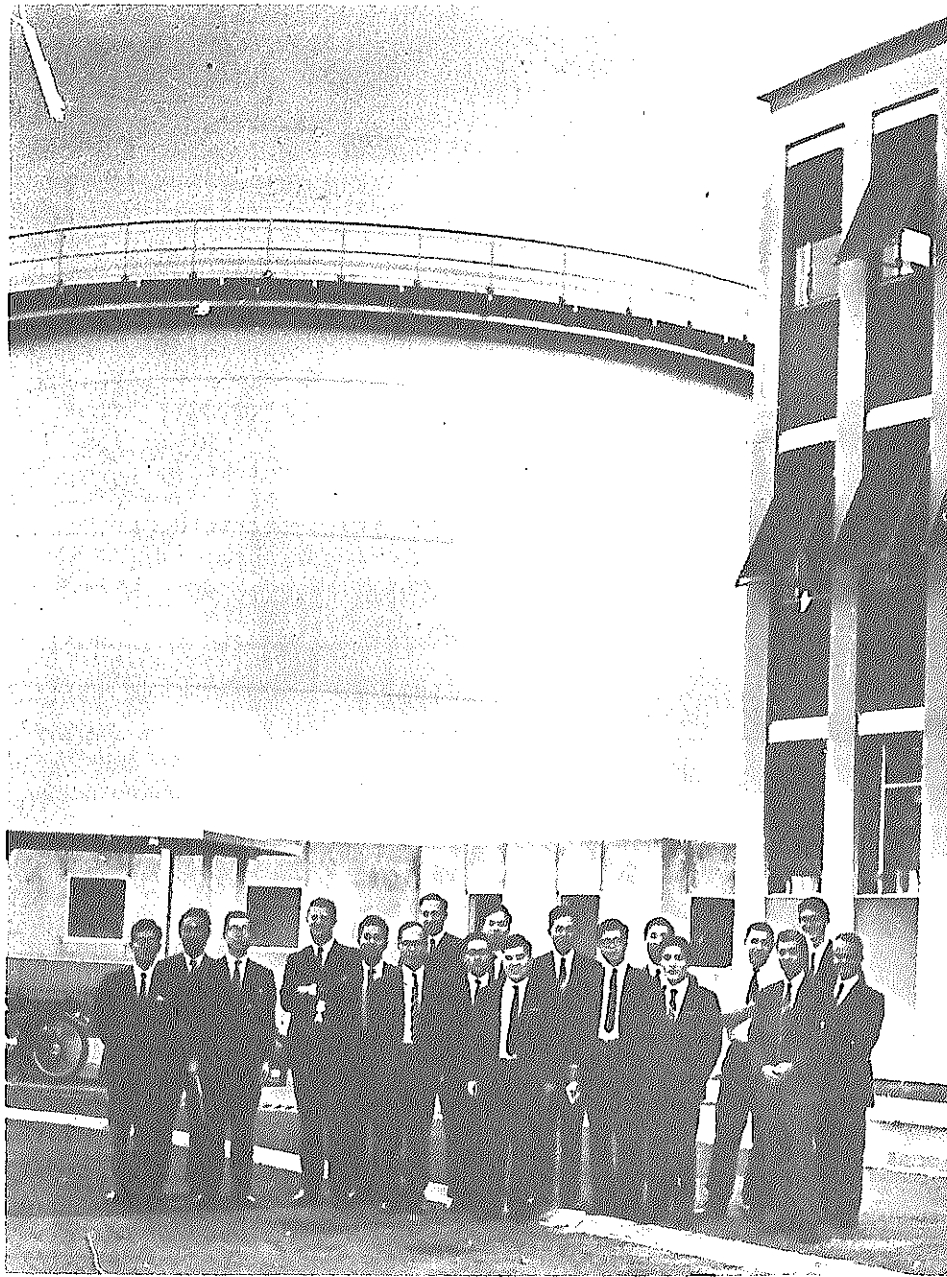
#### 24. 計算センター

計算センターの中，hybrid computer を極く短時間見学した。現在，Phenix 炉のプラントを simulate するために多くの人間で手分けをし，炉心，中間熱交，蒸気発生器等個々の模擬回路を作成中であつた。又，この hybrid computer により Phenix 炉の冷却回路をすべて simulate するだけの容量は確保されているし，蒸気発生器内でのナトリウム-水反応も simulate し解析を行なうとのことであつた。

第 Ⅱ 部

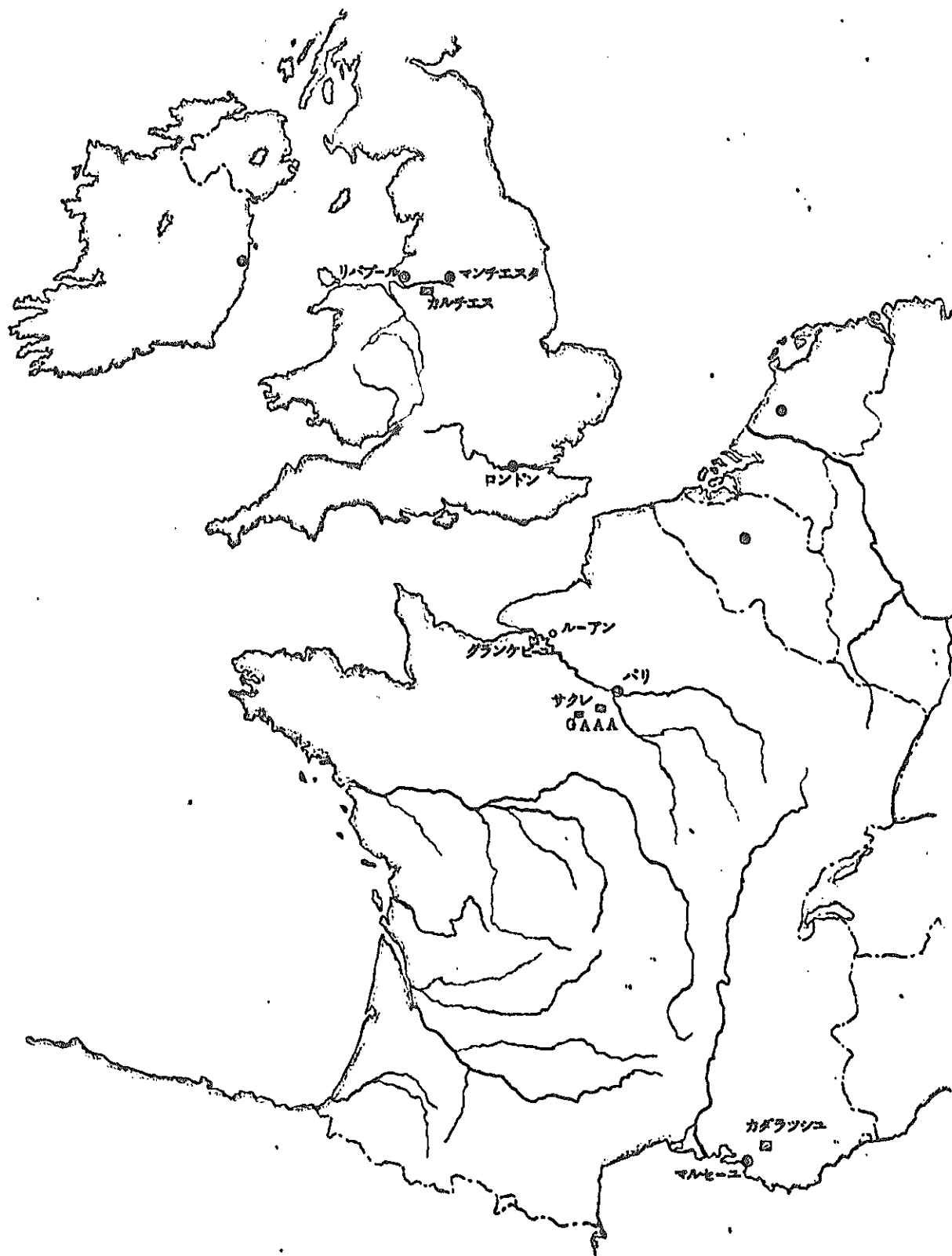
## 第 II 部 目 次

1. 10月21日 CENTER D'ETUDES NUCLEAIRES DE CADARACHE CA1-1~8
2. 10月22日 CENTER D'ETUDES NUCLEAIRES DE CADARACHE CA2-1~9
3. 10月25日 AEA REACTOR MATERIALS LABORATORY CU-1~5
4. 10月28日 THE ENGLISH ELECTRIC COMPANY, LONDON HEAD OFFICE EE-1~4
5. 10月28日 同 上 (Instrumentation に関する打合せ) EE-5~10



- 藤田 (富士)
- 井上 (動燃団)
- 田中 (川重)
- 上田 (三菱)
- 金井 (日立)
- 羽田 (東芝)
- 尾尻 (動燃団)
- 斎藤 (動燃団)
- POUDEROUX (SER)
- 能沢 (動燃団)
- 橋本 (東芝)
- WUSTNER (CEA)
- 川島 (動燃団)
- 井爪 (原研・現地駐在)
- 村松 (住原)

RAFSODIE 原子炉棟前にて



訪問先 : CENTER D'ETUDES NUCLEAIRES DE CADARACHÉ

日時 : 1968年10月21日(月) 10:00~17:00

場所 : Centre d'Etudes Nucleaires de Cadaraché, PB 1. St. Paul Les Durances

面会者 : Denielou (高速炉部長代理)                      Wustner (CEA)  
          Gajac (Rapsodie 運転室長)                      Spöli (EURATOM)  
          Gourievidis (見学案内)                              Poudroux (Sterin et Roubaix)  
          Solt (遮蔽担当者)                                      Cretté (GAAA)  
          Puig (安全解析担当)  
          Clauzon (炉物理担当)  
          Storrer (理論炉物理責任者・昼食時のみ)  
          Mas (L'ADAC担当)

#### 受領資料

RAPSODIE 鳥瞰図

CEN CADRACHÉ (パンフレット)

#### 調査内容

##### 1. Rapsodieの現況および運転経緯

Rapsodieは10/21現在定例のShut down中で、各部の調整、検査、必要な補修等を行なっている。10/25~26頃Start upの予定であるがControl Rod 1本が故障しているので1日位延びるかも知れない。Primary SystemにはすでにNaが充填されており、セル内の温度が高くなっているためこの系統は見学できない。

Rapsodieは1967年初め臨界に達し、3月には20MWtの最高出力に到達、5~8月にOPERATION TESTとINCIDENT SIMULATION TEST等のOPERATIONを実施した。このOPERATIONでは、①各機器のFUNCTIONAL TEST ②故障を模擬した状態での運転特性(例えばSecondary pump停止の場合)のTEST ③10日間の連続最高出力運転等を行なった。

1967年8月末以降定常運転を行なっているが、8月末に燃料の Burn up 2,000 MW D/Tに到達したので、1本の燃料を取出して最初の検査を行なった。

運転の第1 Periodは1967年11月に終了し、この時までの燃料の Burn up は10,000 MW D/Tに達した。この期間には Safety Circuit の misalarm および mis scram がかなり起つたがそれ以外は問題なかつた。この期間の終りに24 MW t および26 MW t の OVER POWER TEST が行なわれた。24 MW で2日間、また26 MW で数時間運転が行なわれた結果定常運転の出力レベルを24 MW t とした。

Burn up は1968年6月末で30,000 MW D/T、また9月末で40,000 MW D/Tに到達した。

この間、燃料アセンブリからFPガスの漏洩があり原子炉を2.3日停止したが、その量は非常に少なく原子炉を停止する必要のない程度のものであつた。

燃料アセンブリは照射の各段階で取出し検査を行なったが、その段階は次の通りである。(各MW D/T)

2,000  
10,000  
13,000  
20,000  
30,000

最後のものは炉内で未だ冷却中であり取出されていない。

F.P. 漏洩時の一次系の Cover gas activity は Xe 133 max 2 Ci/m<sup>3</sup>, Xe 135 0.10 Ci/m<sup>3</sup> (β-Solid counter で測定)であつた。

現在までの運転実績は次の通り。

運転時間	6,777時間
燃料取扱時間	348
保守取扱時間	1,604
誤スクラム等による停止時間	647
Plant Availability (Maintenance 時間を除く)	91.3%
Setback 回数	14
Scram 回数	16



主ポンプ運転時間	
一次系ポンプ No. 1	1 2, 3 9 8 時間
"    No. 2	1 3, 5 7 7
二次系ポンプ No. 1	1 6, 0 4 5
"    No. 2	1 4, 8 2 5
運転日数 (Equivalent Full Power Days)	2 6 8
最大 Burn up	4 0, 4 5 7 MW D/g
Load Factor	6 9 %

Rapsodie では燃料をかえて炉心の出力密度を上げる計画があり、主として燃料ピンの直径を小さくし、アセンブリ当りの燃料ピン本数を増す方法によるといわれている。この炉心は 'FORTISSIMO' と呼ばれ Rapsodie を使用して Phenix の炉心の各種試験を行なうものと考えられる。主要なデータを比較すると次表の通りである。

	現 炉 心	高出力炉心
出 力 (MWT)	2 4	3 7. 4
最高中性子束 ( $n/cm^2 \cdot S$ )	$1.9 \times 10^{15}$	$3 \times 10^{15}$
炉 心		
有効炉心容積 (LITER)	4 8. 6	4 2. 7
燃料アセンブリ数	6 4	5 9
燃 料		
ペレット外径 (mm)	5. 5 7	4. 2 3
有効高さ (mm)	3 4 0	3 2 0
アセンブリ当り燃料ピン数	3 7	6 1
PuO <sub>2</sub> 容積比 (%)	2 5	3 0
(PuO <sub>2</sub> とUO <sub>2</sub> の混合物中で)		
U <sup>235</sup> 濃縮度	6 0	8 5
熱および冷却特性		
Na 炉心入口温度 (°C)	4 0 5	4 1 0
Na 炉心出口温度 (°C)	4 9 5	5 3 0
一次系流量 (m <sup>3</sup> /h)	8 9 0	1, 0 6 0
最高単位長当り出力 (W/cm)	3 8 0	4 0 0
炉心出力密度 (kW/L)	6 3 0	1, 0 8 0

## 2. Rapsodie 見学メモ

- (1) 制御室の中の盤は GAAA の母体である ALGATEL 社製で、プロセス系計器盤は系統毎にグラフィックにまとめられている。
- (2) 核計装は起動系 3 Channel (FC) 中間出力系 3 Channel (OIC) および出力系 3 Channel (OIC) より成り、中間出力系の Log N 増巾器は取外してあつた。回路は '2 out of 3' System を採用している。

Linear Scale (5 decades)      1 0 0 W → 1 MW

Log N Power Scale(    "    )      3 kW → 3 0 MW

核計装そのものは従来のものと変りがない。なお In core instrumentation は温度計以外は考えていない。(フランス英国共この計装は Flux mapping 以上のことを考えていないようで軽水炉の考え方とは異なる。) 出力の自動制御系は設けられているが未だ使用したことはない。

- (3) 計装機は当初 data logging のみを考えていたが、現在は on-line として Scram, Set back 等の安全動作を行なわせている。計装機故障の場合は出力を下げているが未だ使用したことはない。

Computer は O A E (現在 O I I と名称が変わつている) 510 型 (Core memory 32 K, 32  $\mu$  sec) 現在 Stand-by の電算機を増設中 RWE 530 型

- (4) 回転プラグのケーブル処理については次のように説明をうけた。
  - ・ 熱電対の Connector (小回転プラグ付き) は回転時に取外す。(零接点は OPERATION FLOOR の床上にあり) T/O のリード線は 80 本位あるが、2~3 % 位は Trouble がある由。
  - ・ 動力線は大回転プラグ側面に沿つて設けられ、大回転プラグの回転につれて床下の P I T に引込みまたは引出しを行なう。
- (5) 燃料交換機については我国でも知られているが、Rapsodie 関係者の意見をまとめるとその評価はあまり芳しくなく、キャスクと取扱機構部を除いて大きな部分を冷却系機器が占めており、複雑さと保守の困難なことから 'MONSTER' と呼ばれている。(交換機は HISPANO-SUIZA 製) Cadarache の意見はすでに固まつていて使用済燃料を炉心から直接取出す Direct Handling 方式は経験上駄目、炉内貯蔵を必要期間やり、取出すのに強制冷却が必要ないようにすべきであるということである。Phoenix 炉の設計もこの考え方に基つており、英国の PFR も略

略同様である。

現在 Rapsodie では簡単な枠組と其上端に設けた滑車を介して、電動によりワイヤで上下するシャフトより成る Transfer Machine を作り使用している。(クレーンで移動し使用後取外す。) 出入機には現在まだ Monster を使用しているが将来はもつと簡単なものとしたい由である。

### 3. 二次系建屋の見学

午後、二次系建屋の見学を行なった。二次系建屋は空気冷却器、空気冷却系、二次系循環ポンプ、精製系 (Na およびアルゴンガス) 等を格納する高い建物で、格納容器の西側に配置されている。

Stein et Roubaix の Poudroux 氏が案内したが、空気冷却系および二次系の容量は 20 MW T の容量をもつ 2 ループから成るため 40 MW T までの出力に対し運転が可能である旨の説明があり、先に説明された FORTISSIMO 計画が十分裏付けのあることを再確認した。

### 4. 安全等に関する質疑応答

#### (1) Reactor Containment 内の空気換気容量について

Rapsodie の格納容器の換気容量は 6,000 m<sup>3</sup>/hr である。事故 (F.P 漏洩等) により内部が汚染された場合は格納容器は外部と遮断され、monitoring のため Stack から少しづつ排出する。

一次系全体からの Argon の漏出量は 100 l/day でかなり多くみえるが、主なものは FFD (破損燃料検出系) に流れるものである。

#### (2) Argon Gas 純化系に用いられる Nak の量的基準について

Rapsodie に使用している Argon は純度が非常に高く酸素含有量は 5 ppm 程度にすぎない。

純化系に使用されている Nak の量は約 30 t であるが、純化のための Argon Gas 流量は少ないので寿命は 1~3 年である。

#### (3) 空気冷却器での Na 漏洩の検出法について

空気冷却器の下部には Na が流出すれば検出できるよう電極式の検出器を設けてある。小さな漏洩は白煙により判明する。(検出器系統は GAAA が設計し、ALCATEL

が製作担当)

(4) Na Pump の流量制御について

回転数制御をやっている。

(5) 燃料交換機の故障について

最初は Blowing Machine のベアリングが温度にもたなくて故障した。最初は燃料を直接取出して交換機で冷却する方式を考えていたが、Na 蒸気、時には Na の小滴までが交換機の冷却系に入つて来て非常に故障が多かつた。また、交換のための案内管から炉内 Na が噴出した事故があり、それ以後運転シーケンスを変更して冷却することを止め、20～30 日間の炉内貯蔵の後取出すこととした。

Phoenix でも大規模な冷却系をなくすため炉内貯蔵方式をとる方針である。

(また燃料を取出すとき周囲の6本の燃料を押えて引出すことがむづかしいという説明あり。)

(6) 一次系の漏洩に対する処置について

Rapsodie では一次系からの漏洩は全く起っていない。一次系配管は二重構造になつており、内・外管の間は幾つかに分割されていて、Na が漏出した場合に溜まることを予想される場所にはスパークプラグを検出器として設けてある。特別な Back up 装置は考えていない。

(7) 一次系 Na 純化系統の場所と保守等について

Rapsodie ではこの系統は格納容器の中にあり、特に問題は生じていない。

(8) 破損燃料検出系 (FFD) について

一次 Na 中の Delayed Neutron を測定する方法と Cover Gas 法の両方を使用している。Cover Gas 法では実際に F.P を検出したことがあるが D.N 測定の方は一度も検出してない。

(9) 炉心関係の計算値と実測値の食いちがいについて

臨界時の燃料アセンブリ装荷数は計算値 58 本に対し、実際には 53 本であつた、ただし計算は正確な model ではないので実際の誤差は 3 本位である。

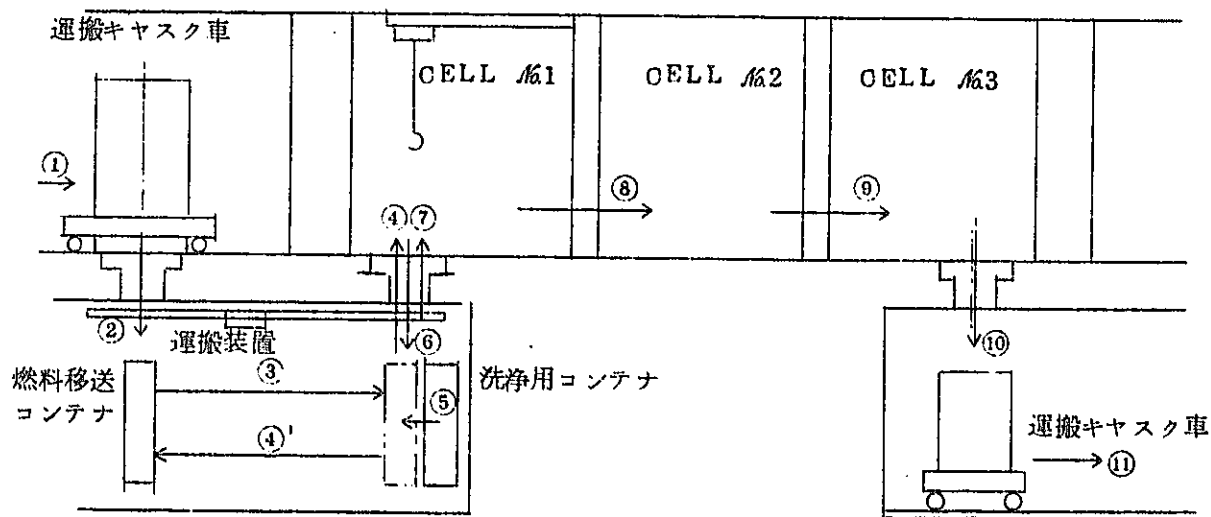
制御棒の Worth はよく一致した。

また Thermodynamic の時定数は一般的にはよく合うが、Vessel からの熱放散があるため、若干の誤差を生じている。

## 5. L'ADAO 見学

L'ADAC (Shop for Dismantling Fuel Elements) は Rapsodie の燃料アセンブリを受入れ、アセンブリを分解し、燃料ピンの非破壊検査を行ない貯蔵のため再び A<sub>2</sub> の容器に封入して送り出す機能をもつ。

その取扱い手順を次に示す。



- ① 使用済燃料は移送用コンテナ内に納められ運搬キャスク車で Shop 内に引込まれる。
- ② 床プラグを外し移送用コンテナを地下に下す。(遠隔操作)
- ③ 地下室天井の運搬装置で移送用コンテナを CELL No.1 のプラグの下まで運ぶ。(遠隔操作)
- ④ 移送用コンテナから燃料アセンブリを CELL No.1 内に吊上げる。(CELL 内のクレンによる。遠隔操作)
- ④⑥ 移送用コンテナを②の位置に戻し洗浄用コンテナを④の位置におく。
- ⑥ 燃料アセンブリを洗浄用コンテナ中に入れ洗浄する。(移送用コンテナは CELL 中に入ることはない)
- ⑦ 燃料を CELL No.1 に入れる。

CELL No.1 は入って来た燃料アセンブリを分解し、燃料ピンを取出すものでかつうは分解前に外観検査(必要な場合は放射線検査もできる。)し Bowing の測定も行なう。セルは  $\alpha$ - $\gamma$ セルで、内面はステンレスライニングを施してある。ま

た CELL №1 内には 1 T クレン, 1.5 T パワーマニピュレータ (ERTN社製) マニピュレータ (Central Research Type E) 2 基が設けてあり, ペリスコープ (CLAVE 社製) もついている。地下での遠隔装置のための TV 監視装置が操作位置のすぐ横においてある。

⑧ 燃料を CELL №2 に移す。

このセルは燃料ピンの非破壊検査を行なうのが目的で, ピンの Bowing 測定, ピンの直径測定 (精度  $\pm 2 \mu$ ), 放射線検査, 漏洩検査,  $\gamma$ -Spectrography, Neutron Spectrography 等の検査を行なう。

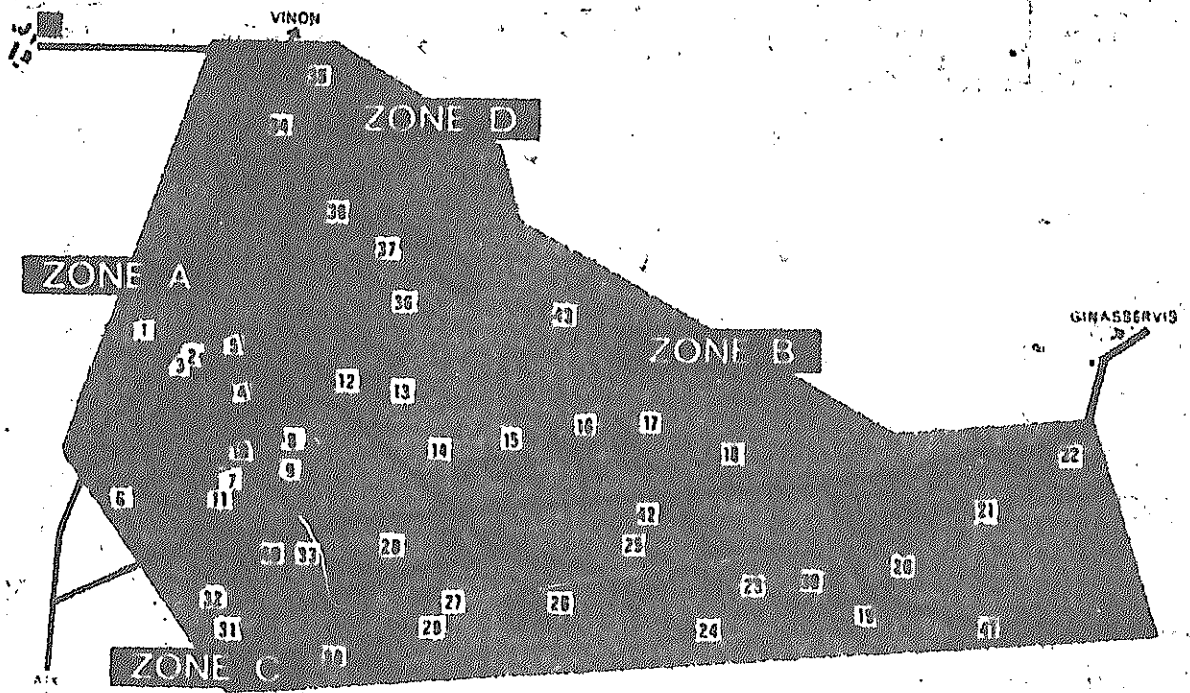
⑨ 燃料を CELL №3 に移す。

CELL №3 はステンレス張りの  $\beta$ - $\gamma$ セルで燃料ピンの貯蔵, アルミ容量に数本のピンを入れこれを密封して再び外に送り出す準備を行なう機能をもち, Cold Weld のための水圧プレス (200 T, HYDROTECHNIQUE 製) を設けてある。また, このセルでは自動車のタイヤの空気圧を測定するような装置で燃料ピン中の F.P ガス圧を測定できる。

⑩⑪ 容器につめられた燃料ピンは床のプラグを開いて, 地下の運搬キャスク車に収められ, 所外 (SACLAY LEOI 等) へ送り出される。

なお L'ADAC には上記のセルの裏側に 3 個の Back Cell があり, その内面はライニングはなく塗装のみを施してある。このセルは各種の準備, 貯蔵, 検査等を行なう機能をもっている。また, 別に本番操作の練習用のモックアップセルが 1 個ある。

CADARACHE 案内図



general plan

- |                                    |                                   |  |
|------------------------------------|-----------------------------------|--|
| 1 Drinking water treatment station | 17 César-Marius                   | 31 Solid waste processing<br>Decontamination |
| 2 Agronomy lab                     | 18 60/15 kV transformer           | 32 Effluents processing                      |
| 3 Control store                    | 19 Seismological station          | 33 Radiation Protection Study                |
| 4 General store                    | 20 Resevoir                       | 34 Nuclear propulsion                        |
| 5 Computer center                  | 21 Resevoir buildings             | 35 Weather station                           |
| 6 Waste water treatment station    | 22 Café                           | 36 10,000 m <sup>3</sup> reservoir           |
| 7 Canteen                          | 23 Incinerator                    | 37 Special fissile materials store           |
| 8 Administration                   | 24 Active waste cemetery (solids) | 38 Basic materials store                     |
| 9 Meteorological station           | 25 Kennels                        | 39 Mesurca                                   |
| 10 Welfare center                  | 26 Enriched uranium processing    | 40 Health-physics                            |
| 11 Quartermaster                   | 27 Baker-houses                   | 41 Hermite                                   |
| 12 General Offices                 | 28 Chemical workshop              | 42 Eco                                       |
| 13 Van de Graaff                   | 29 Léca                           | 43 2,000 m <sup>3</sup> reservoir            |
| 14 Plutonium refinement            | 30 Metallurgy building            | 44 Guest-houses                              |

燃料貯蔵装置

放射能障

燃料取扱装置(1)

次系統

一次系統

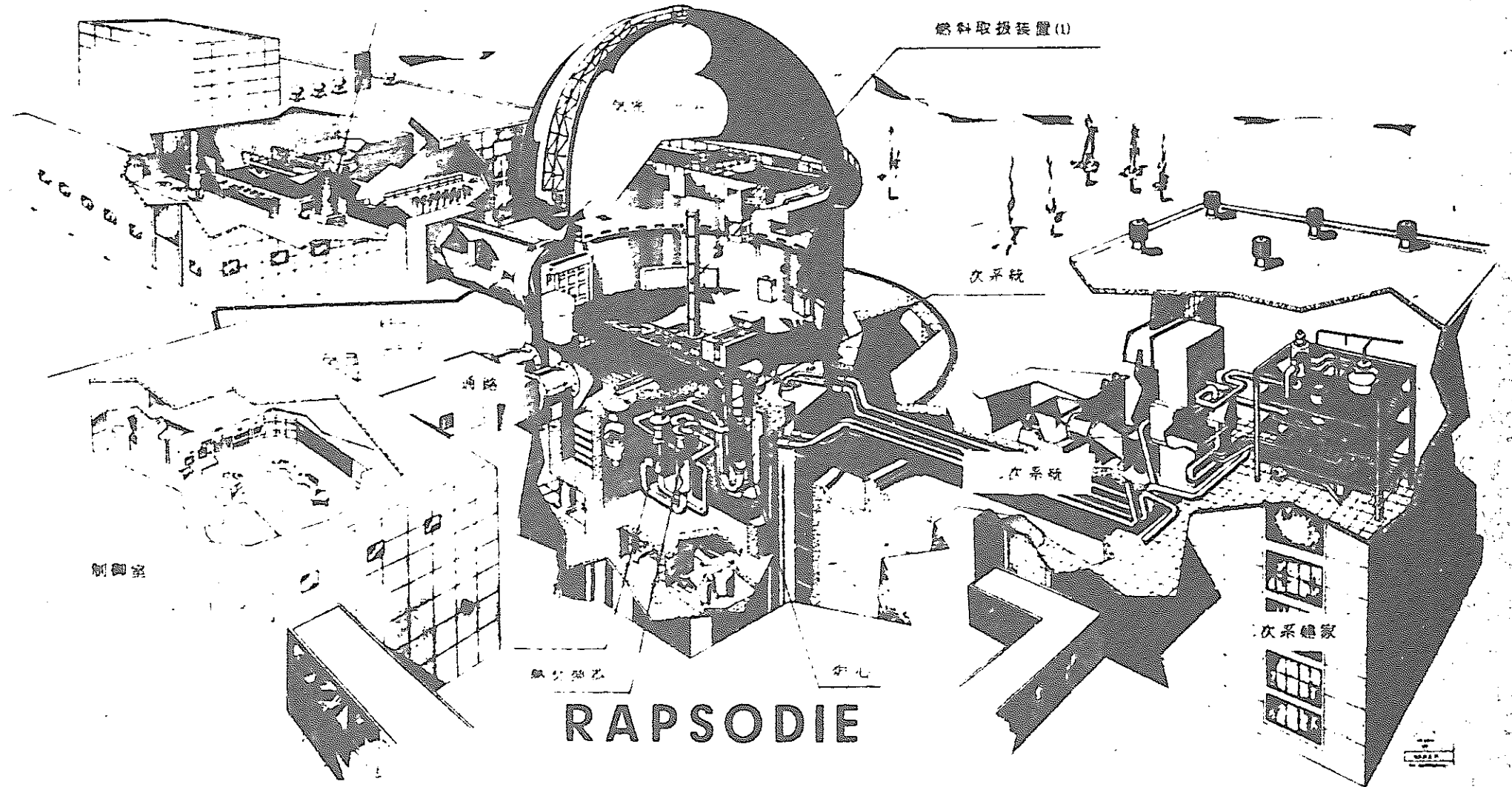
次系統家

燃料貯蔵

炉心

制御室

# RAPSODIE



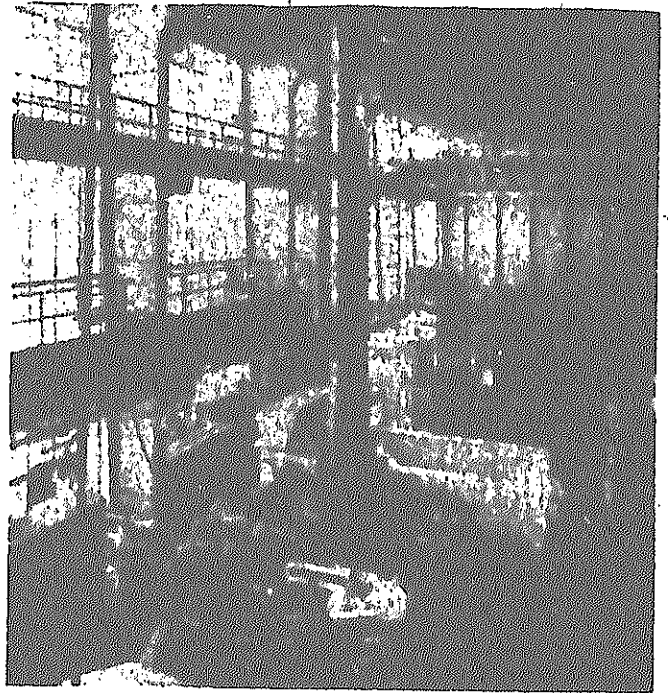


RAPSODIE 制御室



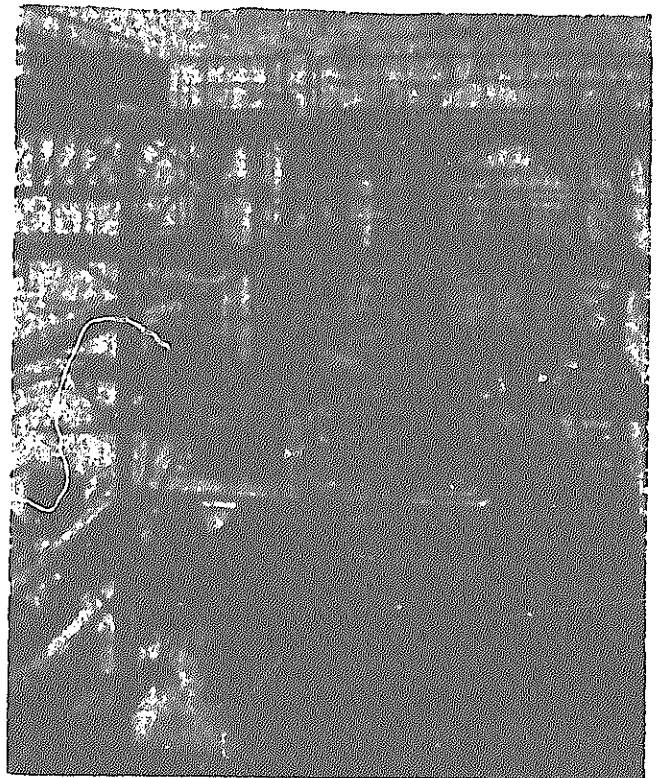
RAPSODIE 燃料交換機

中央円筒のキヤスク部  
手前が冷却設備



RAPSODIE 三気分取機

正面架台はナトリウムおよび  
アルゴン純化系機器熱交換器  
は左方向にある。



訪問先 : CENTER D'ETUDES NUCLEAIRES DE CADARACHE

日時 : 1968年10月22日(火) 9:30~17:00

場所 : Centre d'Etudes Nucleaires de Cadarache  
PB #1 St. Poul-les-Durances,

面会者 : Clout Dorval                    MASURCA, HARMONIE  
          A. Ferrari  
          J.M. Aujollet                    CABRI  
          L.E. Jannou                    HR-1  
          M. Pontier                     HR-2  
          J.C. Arlaud                    HR-4  
(同行者 Wustner, Poudroux, Crette)

#### 調査内容

##### 1. MASURCA, HARMONIE の見学

C. Dorval より以下説明及び討論がなされた。

##### (1) 高速炉部 (DRP) の組織

Vendryes : 部長

Denielou : Cadarache での Vendryes の代理

- SETR (理論, 炉物理, 安全性関係) : Storrer

-- SEMTR (機械, 熱輸送関係) : Villeneuve

- SCR (Rhapsodie の運転関係) : Gajac

- SMNF (物理関係) : Levoy

- SECNR (実験炉物理関係) : Tretiakoff

##### (2) 実験物理部門の活動

2~3年の間, 250 MWe の高速原型炉 Phenix 計画に基いて進める。2つの実験設備を使用している。

- a MASURCA 臨界実験装置
- b HARMONIE 中性子線源炉

(3) MASURUCA

2年間 Phenix のための mock up test を実施していく予定である。

最大 1,000 MWe までの大型炉心を模擬することが可能であり、現在 Phenix の 250 MWe 炉心を模擬する様にしている。しかし Phenix 自身は Pu 1 トン級の炉心であるが MASURUCA では 200 kg の Pu しかないので Pu の含有量を変えた領域分けを行い、U 235 を用いて行っている。臨界量を求めている。

当分の間は一般的なサーベイ及び一般的な計算のチェックを行い、実際の Phenix 炉心のモックアップは 2 年間の一般的なサーベイを終ってから実施する予定である。

実際の Phenix 炉心をこの MASURUCA でのモックアップでどの程度、シミュレート出来るかは材料組成等全く同じにすることが困難であるので問題である。Pu 同位元素組成の違い等もあり、核常数の評価、核計算のチェックが中心になるだろう。

MASURUCA の建屋、設備関係の説明があつた。

詳細は ATOME-FRANCE 特集Ⅳ高速増殖炉 P 77~93  
 原子力学会誌 Vol 9 №10 安、野本氏  
 参照のこと。

(4) HARMONIE

2 kW 出力の高速中性子線源炉である。U 235 を使用し、周りを反射体で取囲んでいる。中性子エネルギースペクトルを変えて高速炉炉心のスペクトルに近似することができる。

主な目的は 2 つある。

- a 遮蔽の研究開発
- b 実験技法、中性子計測法の開発

neutron spectroscopy, instrumentation device 等

詳細は ATOME-FRANCE 特集Ⅳ高速増殖炉 P 64~P 76  
 原子力学会誌 Vol 9 №10 安、野本氏  
 参照のこと。

(5) MINERVE

Fontenay-aux-Rosesにある臨界実験装置で濃縮ウランを使用している。スイミングプール型のもので、軽水炉用のものであるが、今後高速炉用として small reactivity の測定に使用される。集合体の外側は thermal critical, 内側は fast critical になる。Phoenix の非均質効果のチェックにこのアッセンブリと MASURCA とが併用される。

(6) SECNR (実験炉物理関係) の主な仕事

Cadarache { MASURCA  
                  HARMONIE  
Fontenay       MINERVE

の設備を使用して次の実験, 研究開発を行っている。

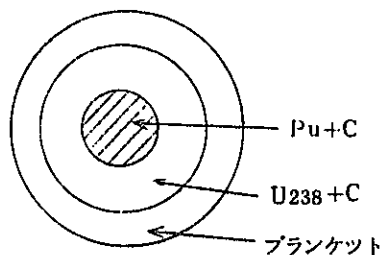
- Spectroscopy : Proton recoil counter,  $Li^6F$  counter 等
- Pulse Neutron Technique : 2つの加速器あり
- Measurement of flux : differential 及び integral measurement を行う。

Breeding Ratio と重要な関係があり、結果は理論グループへ送られる。

(i) MASURCAは主建屋, 装荷建屋, 貯蔵建屋(制御建屋換気)の4つから構成されている。

1966年12月より実験に入り、現在第3番目の燃料組成のものについて実験している。

- 第1番目     $Pu^{239} + C$  (円筒型燃料)
- 第2番目     $U^{235} + C$  (円筒型燃料)
- 第3番目    Phoenix と同じ 2 領域炉心燃料



a) 円筒型燃料(円筒管直径 1/2")

減損ウラン-プルトニウム-鉄  
25%    1%

長さは 4", 8", 12", 24" と変えている。

重量は 200 kg

b) 円筒型燃料(円筒管直径 $\frac{1}{2}$ " )

減損ウラン-ウラン 235-鉄

30%メタル

長さは4", 8" と変える。長い燃料可能プラグ, 被覆管はSUSを使用

この他に他の材料組成, 四角形状のものがある。棒状のものは,

Na, Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, Fe, B, C, 減損U, 減損UO<sub>2</sub>, 等を含む $\frac{1}{2}$ " 直径, 長さ

4" 及 8", 配列 8×8として使用

(7) 設備の見学

a MASURCAでは炉心の温度を一定に保つことが問題

- 空気換気方式をとっている。
- 領域加熱器を有している。
- 反応度測定に Oscillation Method を使っている。
- 非均質効果は1%程度であろう。
- 酸化物の効果はUO<sub>2</sub> 10 kgを領域に入れて測定した。

b HARMONIEでは中性子束 $10^{11} \sim 10^{12}$  n/cm<sup>2</sup>sec 程度出せる。

- エネルギースペクトルは鉄, 鉛等のフィルターをおいて変える。
- 炉心上部で遮蔽実験を行つている。多くのプラグを有する。  
黒鉛ブロックからのストリーミング実験実施中である。  
蛇紋岩の遮蔽機試料もおかれていた。

2. CABRI の見学

J.M. Aujollet 及び A. Ferrari より以下の説明があつた。

(Departement Etudes de Piles/Groupe de Travail de Surete de Piles)

(1) CABRI-1の説明

軽水減速炉の暴走時の過度応答を調べることを目的としており, 米国の Spert IV とほぼ同じで, Spert と密接な連繫を保っている。暴走後のプラト-に興味がある。

MTR型の燃料を使用し, 暴走時のシグナルをサイドでアナログならデジタルに変換して制御室に送つている。

炉建屋は暴走時の最高出力時放射線レベルから半径300 m以内は立入禁止地域になつている。従つて制御室は300 mはなれた所にある。

## (2) CABRI での実験

CABRI にはもう一つ付属タンクがあり、CABRI-2の実験計画中。

### i) 定常状態実験 (Steady state experiments)

最高安全出力を求める実験である。予算が少いため制御系はCABRI-1と共用し、冷却系もCABRI-1タンクとCABRI-2タンク間を2つの大容量ポンプで流して共用している。

### ii) 高速炉関係実験

現在軽水炉型の実験は完了しつつあり、高速炉関係の実験を計画中である。

loss of coolant flow

fuel pin failure

の実験をやりたい。

100~120 MW / 15~20 minが現設備の限度である。

- FBR の1本の燃料ピンとしてRapsodieの燃料ピンを模擬し、(但し $UO_2$ 濃縮度は低い)この周囲にNaを流す実験を計画している。

最も難しいことは、いかにして現象を測定するかで外部からの測定が特に困難である。

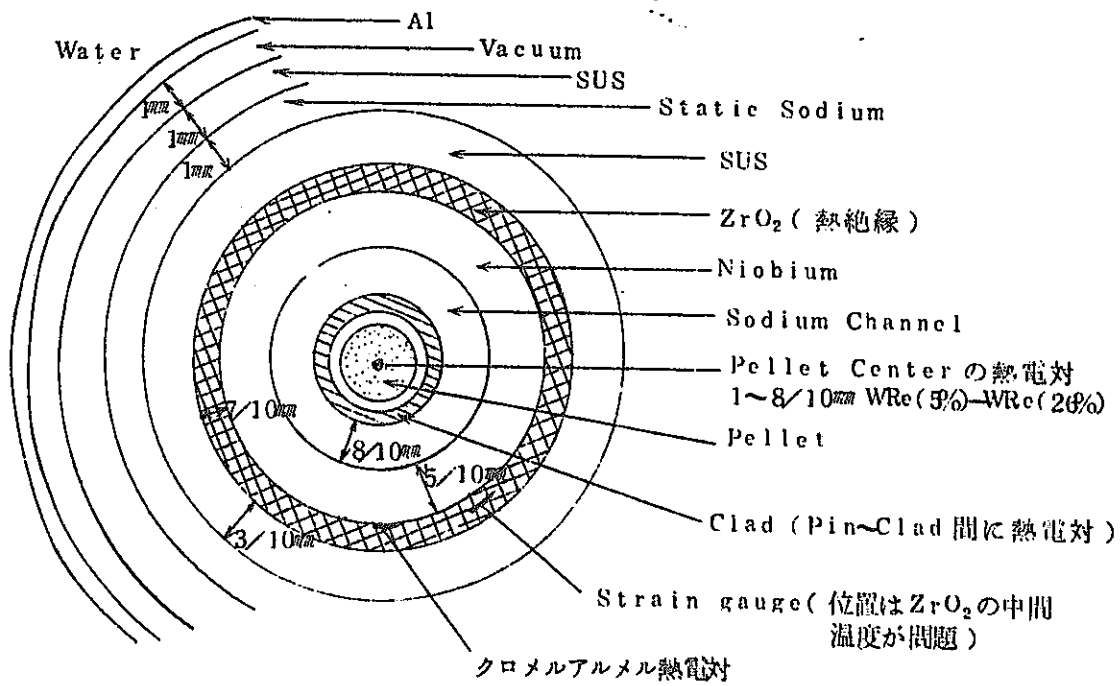
- 次のステップとしては更に大型のループを使用し、多数本のピンをサブアセンブリーにして同様の実験を考えている。この時冷却材喪失事故に対してNa沸騰がどう伝播するか、燃料の溶融がどうなるか、この溶融が他のアセンブリにどの様に伝播するか等試験したい。しかしまだ何も正式に決まっていない。

## (3) 燃料体内の測定

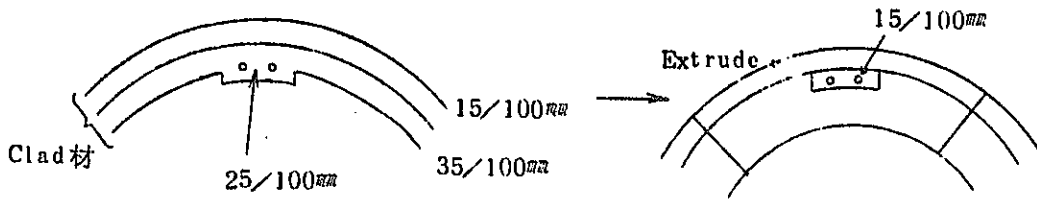
圧力： 米国製、ドイツ製のストレンゲージ使用 (Baldwin 型)

燃料ピン中心温度：  $ZrO_2$  の絶縁をして熱電対使用

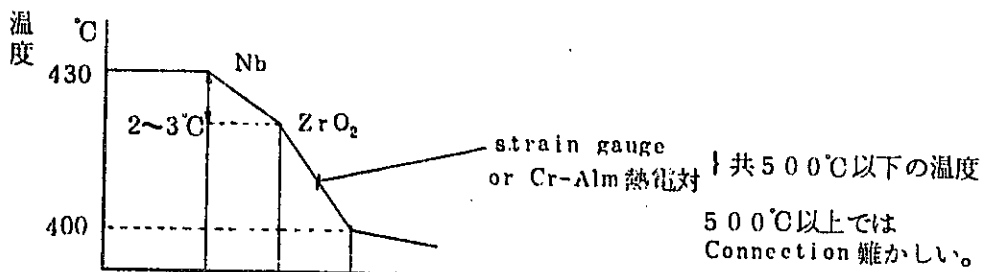
ボイド率： 現在ない、来年設けたい。



Clad 中の熱電対の取付け方



燃料体中温度分布



〔註〕 CABRI 詳細は ATOME-FRANCE 40 P 24 ~ 33 参照〕

(4) 設備見学

現在運転停止し、改造工事中である。主建屋内設備を見学、後 300 m 離れた制御室を見学した。

### 3. 各種 Na 及び Water ループ見学

HR-1 (Le Jannow 案内), HR-2 (M. Pontier 案内) 及び HR-1 (J.C. Arlaud 案内) の 3 設備を見学した。

註) 詳細は原子力学会誌 Vol 110, No. 6, 井上, 山本共著総説参照

#### (I) HR-1

Rapsodie 及び Phenix の主コンポーネント機器類の Na 中試験を実施している。  
大きく分けて 4 つのループがある。

#### i) Rapsodie の実物大炉容器熱衝撃試験ループ

#### ii) 冷却系試験ループ

1 MW ループ

10 MW ループ

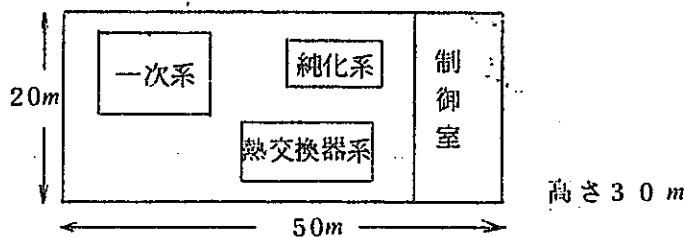
#### iii) 制御棒, 燃料取扱装置試験ループ

静的な Na 中でメカニズム関係の試験

#### IV) 純化系ループ

- 現在 Rapsodie の試験終了, 主力は Phenix 用の試験に移っている。
- 装置は 600°C までの Na 温度が可能である。
- 現在 Phenix 炉の燃料サブアセンブリ試験, 制御棒試験, 燃料取扱試験用に改造中である。
- Phenix の Na 純化系ループ試験を実施している。
- 来年 Phenix の機械式ポンプ試験ループ製作予定である。
- Phenix のバルブ類の開発は別の建屋でループを作つて試験している。
- 熱衝撃試験では Na 温度最高 600°C, 50°C/5 sec の変化を与えている。  
ポンプは GUINARD 社 (700 m<sup>3</sup>/hr) を使用した。Rapsodie のポンプは HISPANO-SUIZA 社 (500 cm<sup>3</sup>/hr) である。
- SUS316 のダクト, 炉容器試験研究は終了し現在使用していない。



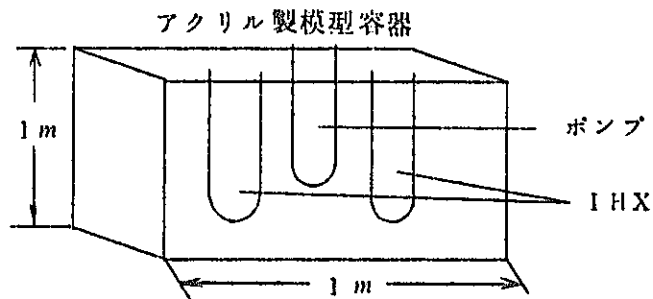


全体配置図

(2) HR-2

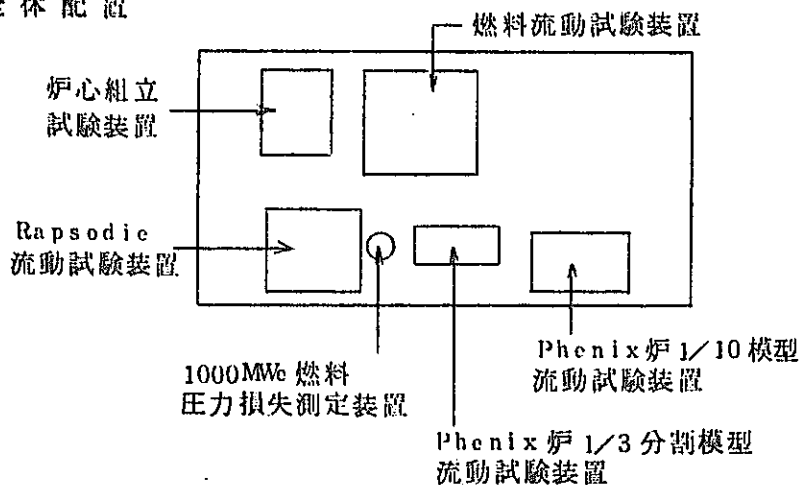
Phenixの水力学的特性試験を各種水ループを使用して実施している。

- Phenixの炉容器、内部構造物の $1/10$ 模型を作り、流動パターンの試験をしている。(アクリル製)
- 2つのIHXと一つのポンプを含む $1/3$ 分割部だけを取り出した模型を作り、レイノルズ数、ペクレ数を近似させて流動試験を行っている。



- 燃料サブアセンブリ流動試験  
実物大のものを水中で試験する。燃料下部機構からの流れの洩れ、圧力損失、振動等を測定している。測定点6ヶ所
- 他にRapsodie炉心の流動試験ループ及燃料取扱い試験装置がある。
- Phenix用模擬燃料が多数本製作完了搬入済み、燃料の方向決めに特徴がある。長さの異なる6本の位置きめピンがスパイラル状についている。
- 1000MW<sub>e</sub>炉心燃料の1000Gの圧力損失測定装置がある。

• 全体配置



(3) HR-4

Na の沸騰実験を実施している。現在行っているのは自然循環によるものだけである。

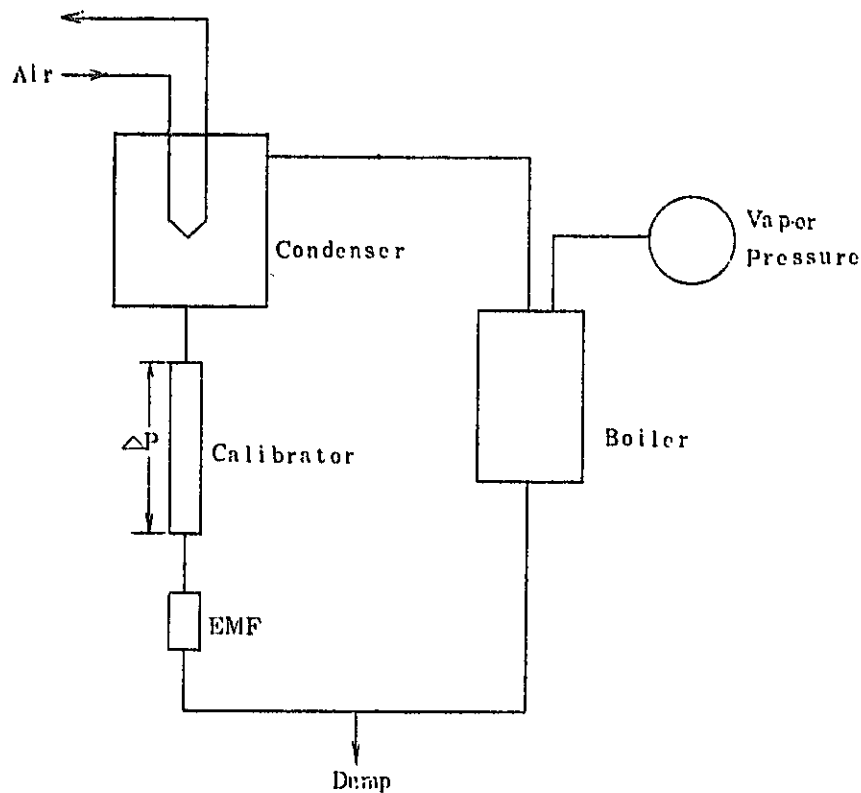
Bullegare 試験ループについて説明を受けた。

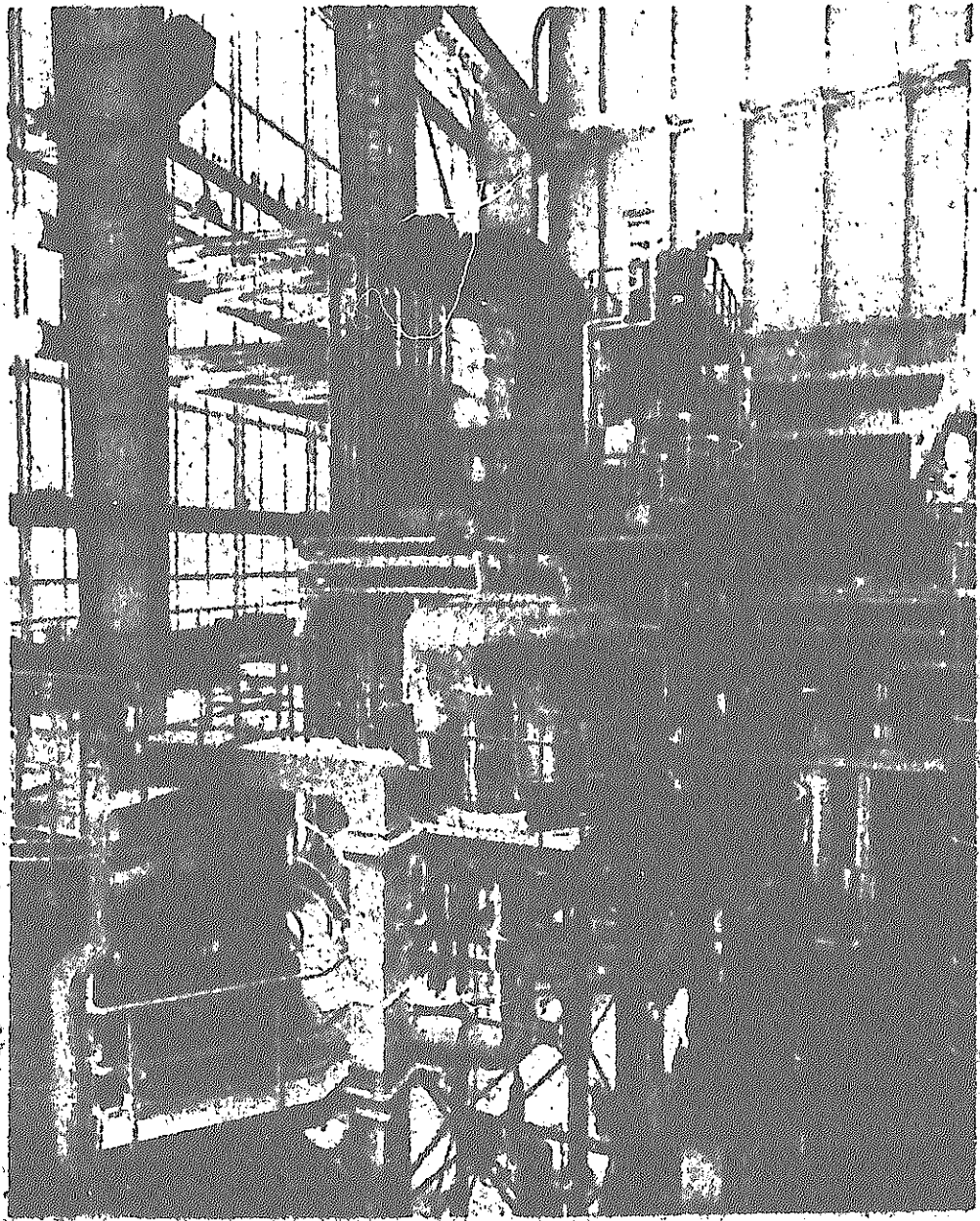
- ボイラー部の大きさ 100mm $\phi$ ×1,000mmH, 加熱器は6mm $\phi$ ×400mmLのコイル状10kW, Na の純度管理は10~15 ppmで充分, 材質は18-8ステンレス鋼, EMFは1g/sec, 較正用の圧力降下測定を行う。
- 8ヶ月間試験を実施した。沸騰を安定して起させることが問題。熱流束はFBRと同じにしている。

Na の過熱はやっていない。

系には140の熱電対が取付けられている。精度は4~5 $^{\circ}$ C

- 系の概要 外形寸法 3m×3m×6m





HR-1: 建屋内1MWナトリウムループ

訪問先 : AEA REACTOR MATERIALS LABORATORY

日時 : 1968年10月25日(金) 10:30~15:00

場所 : Reactor Materials Laboratory, Culcheth near Warrington, Lancs

面会者 : Dr. C. Tyzgck

Mr. I. P. Bell : Research Manager

Mr. J. Standring

Mr. A. Thorley

Mr. E. Calvert

Mr. Gillies

Mr. N. M. Connell : Fast Reactor Sales & Licencing, AEA  
Reactor Group, Risley

受領資料 : "Experimental Techniques for the Purification of Sodium"

A. W. Thorley and A. C. Raine

( "The ALKALI METALS" の抜き刷り, P 374 ~ P 392 )

調査内容

1. Dr.C.Tyzaeckの説明

[ Groups ]	[ Directorates ]	[ Labs ]	[ Reactors ]
Reactor Group	Water Reactor		
	Gas "		
	Fast "		
	Fuel Element & Material	RFL RML RDL	Springfield WAGR
	Reactor Technology	Central Technical Service	
	Technical Operations		
	DERE(Dounreay)	DERE	DMTR DFR PFR
	AEEW(Winfrith)	AEEW	SGHW
Production Group			
Engineering Group (Civil Engineering)			
Research Group			
Weapons Group			

Dr.C.Tyzaeckより、英国の原子力研究開発組織とRMLの立場の概要(上表参照)の説明の後、FBRに関して現在、つぎの研究をしておる由にて今日はこの(2)および(3)について見学させてもらえることとなつた。

- (1) Examination of Construction Materials(Fabrication,Welding)
- (2) High Temperature Cladding Material(Fast Neutron Irradiation)
- (3) Sodium Technology(Corrosion,Mass Transfer Process)

2. High Temperature Cladding Materialについて

Mr.I.P.BellおよびMr.J.StandringよりPFRのCladding Materialの開発のための各種研究のうち、下記データ等につき説明をうけた。

その後、2グループに分れて(Mr. Gellies および Mr. E. Calvert 説明)

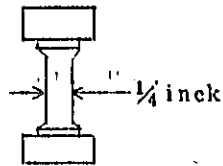
これら材料の研究施設を見学した。

◎ つぎのような数多のセル(鉛ブロック組立式)が並び試験に使われている。

Storage Cell	Decanning Cell
Cutting Cell	Tensile Test Cell
Drilling Cell	Hardnessmeter Cell
Mounting Cell	Annealing Cell
Grinding Cell	Load Cell (700°C Farnace or Liquid N <sub>2</sub> )
Photographey Cell	Impact Test Cell
Polishing Cell	Charpy Test Cell (No. 1 No. 2)
Etching Cell	Crack Propagation Test Cell (Ref: Nucl Engy Feb, 1962)
Microscope Cell	

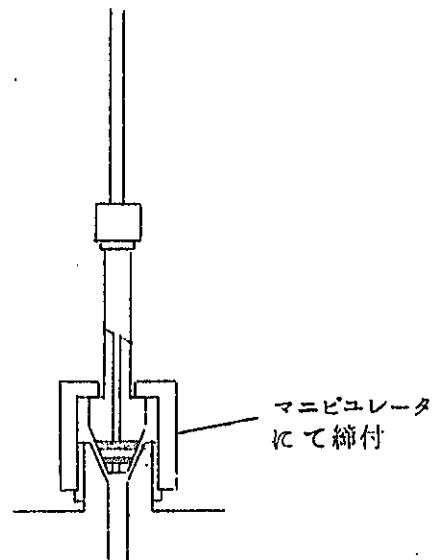
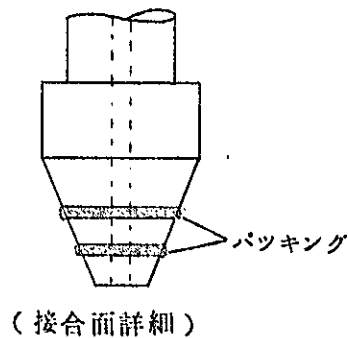
◎ 試験片は予め機械加工したものを主にPFRのためにDFR, DMTRで照射している由

◎ Creep Rupture Testに使用しているT.P



(ただし引張試験およびCreep testものは、  
はT.P取付はネジ込とのこと)

◎ Fuel Burst TestのT.P取付



3. Na Technology について

午後, Dr.C.Tyzaek および Mr.A.Thorley により研究室案内および説明を受けた。

ここでは主として Fuel Cladding の Na 中の Behavior を調べるのが目的で, Sodium Compatibility Studies をしている。

(1) Corrosion of Stainless Steel and Ferritic Steel in Flowing Sodium

図のようなループにより Test しているが非常に Compact な設備であり, かつ データロガー等で自動化された設備である。

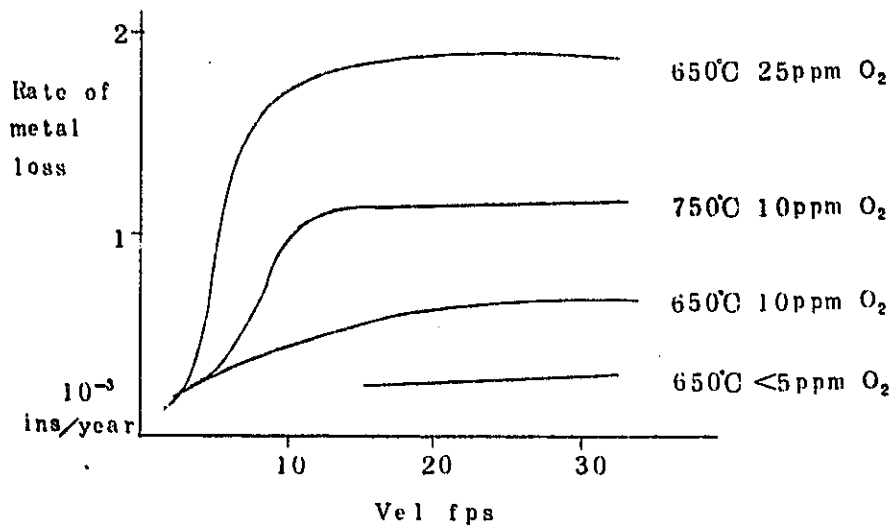
これらの設備による Test からえられた下図の data などについて紹介があつた。

(2) The rate of metal loss from various materials

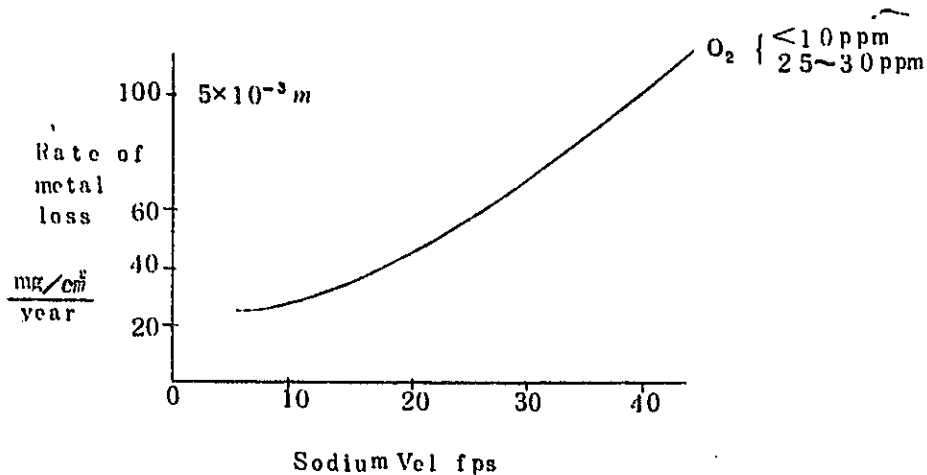
temp Changing

dia Constant oxygen level changing

velocity changing

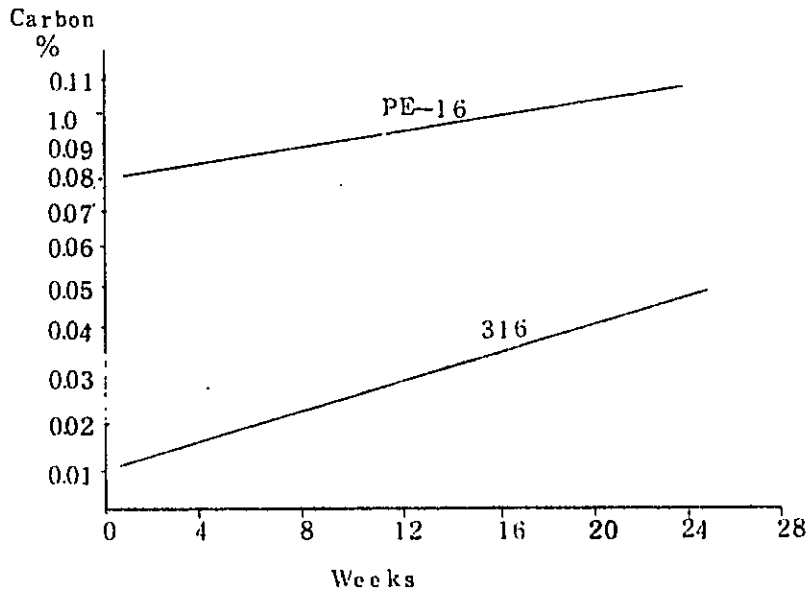


(3) The Corrosion of Ni rich alloy



(4) Carburisation of material in Liq Na Carbon Take-up

( 316 S.S. 650°C, 25 PPM O<sub>2</sub> )



(5) 参 考 資 料

これらについてつぎの資料を紹介された。

① IAEA 1967 発行

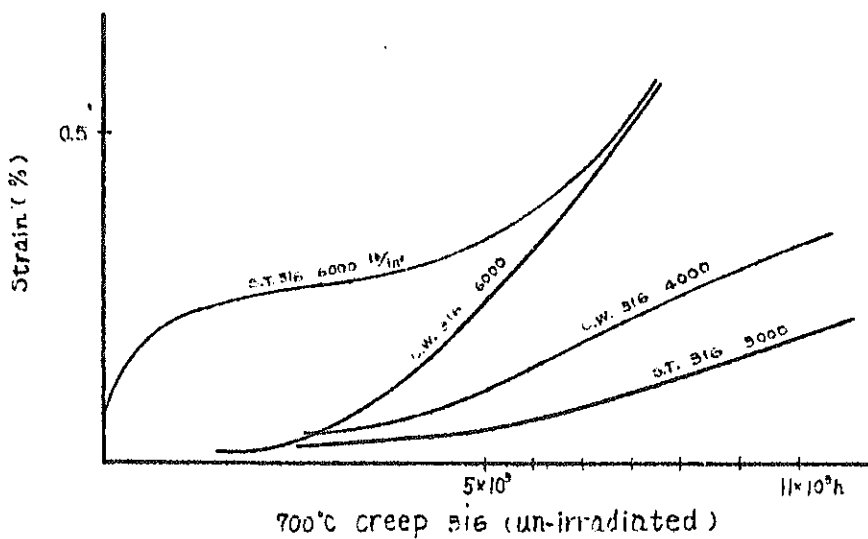
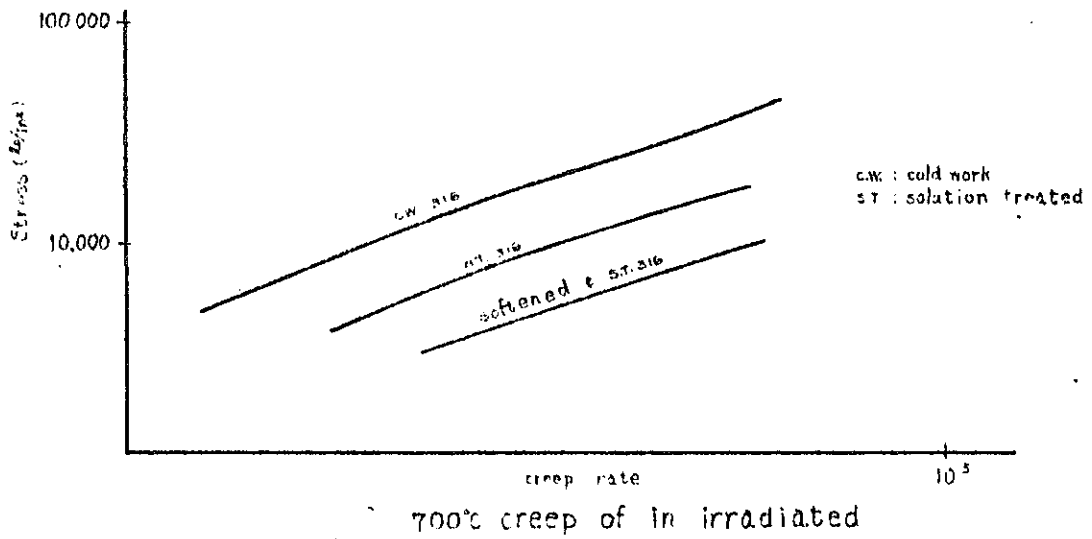
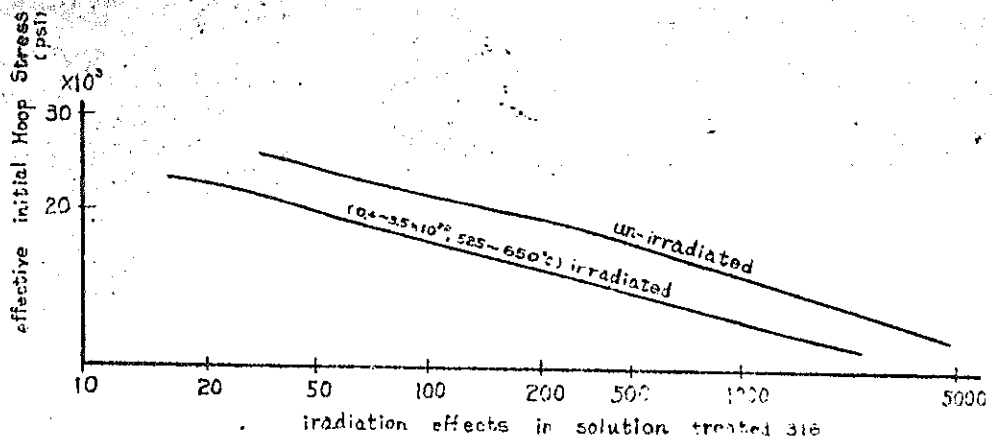
"Alkali Metal Coolants" Proceeding of Symp at Vienna

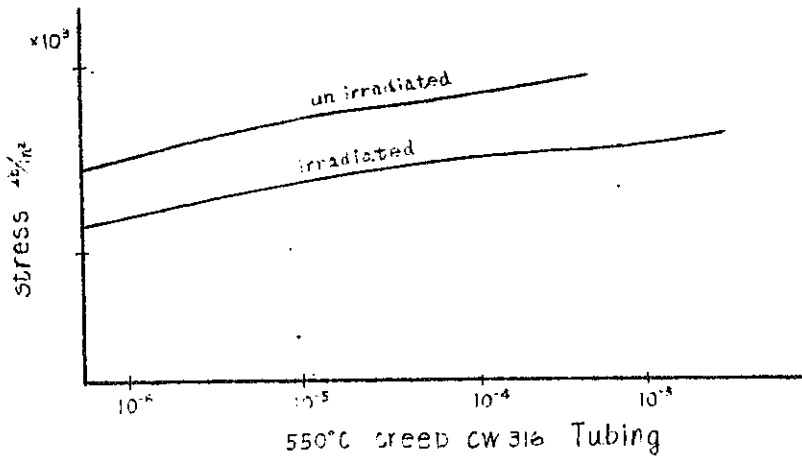
28, Nov-2, Dec 1966

② "The Alkali Metals" International Symp. at Nottingham

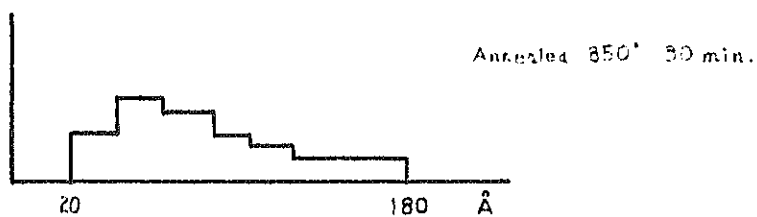
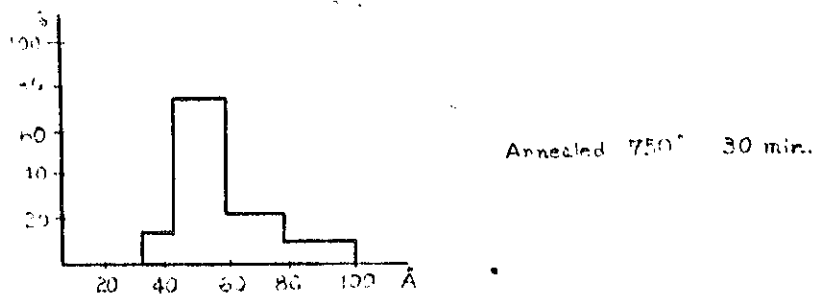
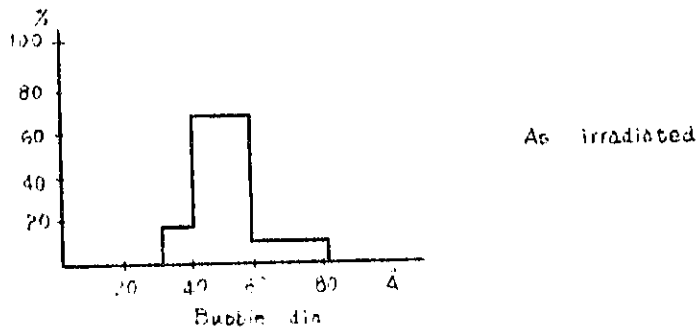
19-22, July 1966

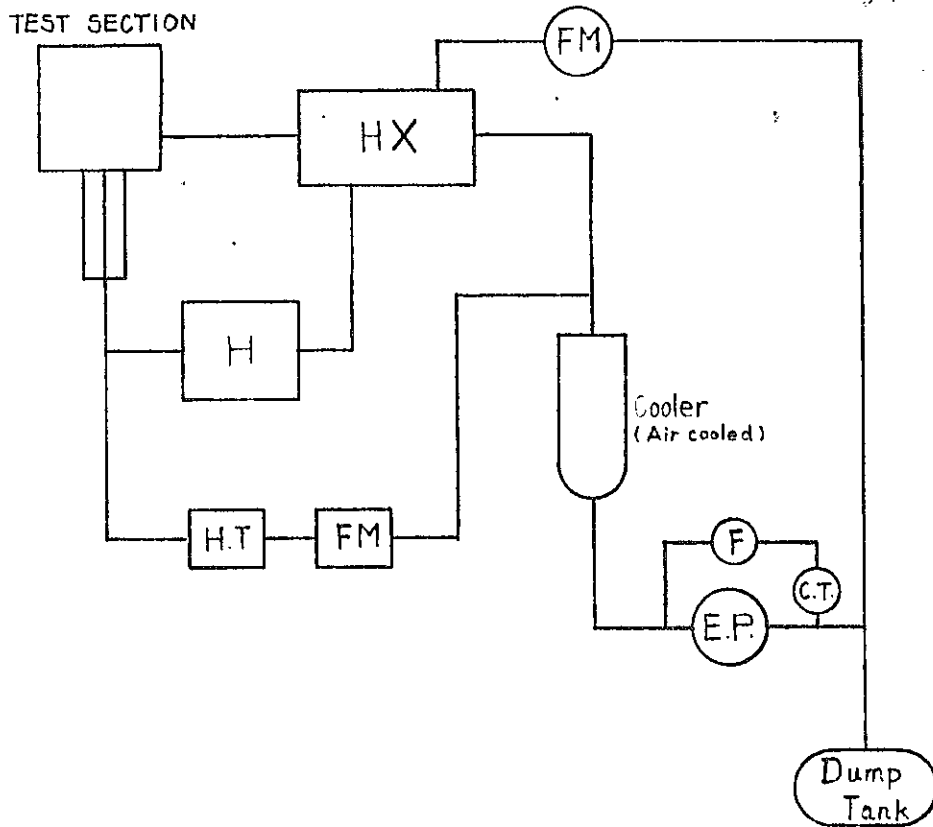






Helium Bubbles in Irradiated 20Cr-25Ni-Ti S.S.





訪問先 : THE ENGLISH ELECTRIC COMPANY, LONDON HEAD OFFICE

日時 : 昭和43年10月28日(月) 11:15-17:00

場所 : The English Electric House, Strand Street, London

面会社 : Mr. B. R. Cundill : Sales Department

Mr. G. H. Jones : Fuel Handling System Specialist

Mr. T. Downs : Instrumentation Specialist

Mr. J. Mc Phie : Na Loop Components : (Pumps) Specialist

資料 : (1) "English Electric" Reactor Equipment Division

(2) "English Electric" Reactor Equipment Division : Sodium  
Technology

討義 :

1. English Electric の原子力分野における Activity (Mr. Cundill)

(1) マグノックス型原子炉

EEは Sizewell 2基, Hinkley Point 2基, Wylfa 2基の設計, 製作, 建設を行ない, AGR に対しては Hartley Pool 2基を受注するなどして, 5000万ポンド相当の機器を製作した。

(2) SGHWR (Steam Generating Heavy Water Reactor)

Winfrith の SGHWR に対しては, 発電所制御系, 液体停止系などの主要機器を製作した。

(3) 英国高速炉計画

(i) DFR 用, 主冷却系および2次冷却系電磁ポンプ

Risley で実験を行ない, 電磁ポンプ (Flat Linear Induction 型) 48台を製作した。このうち24台は主ナトリウム系用, 24台は2次ナトリウム系用である。(冷却系が24系統ある)

(ii) DFR 用 FFD (破損燃料検出) システムの検討

A E A のために D F R 用 F F D の開発を行なった。

(iii) 原型炉 ( D F R , 6 0 0 M W T ) の分担

主冷却系, 2 次冷却系の機械式ポンプ, 燃料交換系, 主冷却系バルブ ( 23° バタフライ・バルブを含む ), 2 次冷却系逆止弁, 燃料要素キャリアー, 計装系, 電磁ポンプ, 自動プラグング計, ナトリウム計装を分担, 製作した。

(iv) 新会社の設立

2 年半前, 原子力部門が会社より分離 ( N D C : B & W , T a y l e r W o o d l o w 等と合併 )  
最近 A E A と新会社を設立し, 全発電所プラントに対応できるようになった。

(4) 外国の高速炉計画への寄与

(i) K K N 原子炉 ( ドイツ )

K K N 原子炉 ( 1 0 0 M W E , 重水減速, ガス冷却炉 ) と提携し, F F D ( 破損燃料検出系 ), C r i t i c a l i t y D e t e c t i o n S y s t e m の開発を実施している。

(ii) C N E N ( イタリア )

燃料交換系, ナトリウム・ポンプ, F F D 系 ( 破損燃料検出系 ), 原子炉コンセプトとレイアウト, ナトリウム・ループ, 熱交換器, コールド・トラップ, プラグング計を分担した。

(iii) P E C 原子炉 ( イタリア )

機器の開発, 1 M W ナトリウム・ループ, 中間熱交換器, 電磁ポンプ, バルブ, コールド・トラップ, プラグング計, 蒸気発生器を分担した。 ( B & W と共同 )

(iv) ドイツ・オランダ共同高速炉計画

5 0 0 M W S . G ループ, ナトリウムバルブ, 計装系, 不純物測定系, ナトリウム・アルゴンバルブ

(v) C T I ( C e n t r a l T e c h n i c a l I n s t i t u t e o f H o l l a n d )

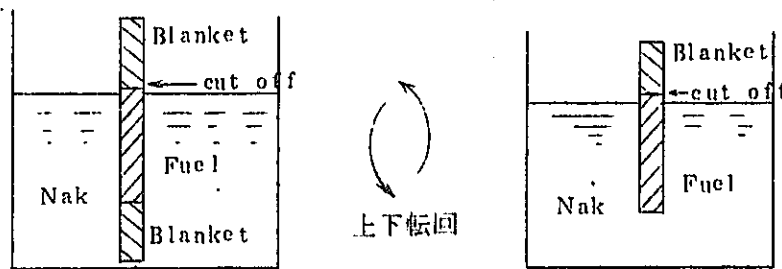
I s o l a t i o n v a l v e などのバルブ類

(vi) そ の 他

R a p s o d i e のナトリウムバルブ類や I s p r a の T h e r m a l s h o c k l o o p のナトリウムバルブを納めた。フランスのバルブメーカー A M C と協同し, 3 5 0 t o n g a t e v a l v e を納め, すでに 6 ヶ月運転をつづけている。

## 2. 燃料交換系 ( Mr. Jones )

- (1) J E F R の燃料交換系の設計に関連して、ナトリウム中でワイヤを使うと、ワイヤの間にナトリウムが入り、固着して曲らなくなることがあるので、チェーンを使う方が好ましい。
- (2) P F R では炉停止後 30 kW 程度で 36 時間冷却すると 12 ~ 15 kW 程度となり 18 - 8 S U S のナトリウム・ポットにいてもナトリウムの自然循環により 600 °C 以上には温度は上昇しない。(燃料の崩壊熱)
- (3) 燃料の cut off は次の手順で行なう。



- (4) Washing は Dry steam → Wet steam → Water の順で洗う。  
Decay heat は 1 kW 以下である。
- (5) 使用済燃料は He を入れた「かん」を Demineralized Water pool にいれておく。欧州では Wet type のキャスクを使っている。
- (6) 燃料交換時のナトリウム温度は D F R, P F R とも 200 °C であり、燃料交換機はパンタグラフ方式で機械式の位置指示計をそなえ、Positioning には計算機を用いる。

## 3. 制御棒駆動系 ( Mr. Jones & Mr. Mc Phie )

- (1) Shock Absorber は Profiled Piston を使った Dash pot type であり、Water test で作動を確認した。グリッドにスペースの制限があり、制御棒ガイドとの gap は 20/1000 " である。
- (2) Shut Down にはマグネットを用いている。マグネットに用いた Wire は耐高温 Wire で 400 °C まで使用可能であるが、実際には 150 °C であつた。  
Wire として当初は Neoplane type を用いたが、その後熱電対に用いる Pyrometalurgical な Wire に変更した。これは市販品である (PYROTENAX)
- (3) Sensing Device は重さ 270 kg に対して 1 % の精度があり、スプリングのようにまいておく。

- (4) 駆動系は Ball Screw 型でナトリウム・アルゴン雰囲気で使用している。Rack and Pinion 方式ではさらに高さが必要となる。
- (5) シールとして、アルゴンの中へ吹き込む Down Flow を採用しているのでナトリウムの蒸気は少ない。

#### 4. 機械式ポンプ

PFRには主冷却系が3ループあり、各ループに機械式ポンプを備えている。流量18,500 gpm, ヘッド117 lb/in<sup>2</sup>, 320 ft (103 m)ナトリウム, 作動圧力1.2 atmで特殊な軸受と軸受支持部に特徴がある。軸受間隔は18 ft で上部軸受は油潤滑, 下部軸受はナトリウム潤滑で周囲よりナトリウムをジェットにして吹き出す。

流体接手は回転数比5:1, 標準回転数1000 rpm, ポニーモータ回転数300 rpmで、これはThermal Distortionを防ぐのに役立つ。機械式シールはBorg-Warnerである。

2次系ポンプの仕様は5,000 gpm, 50 lb/in<sup>2</sup>, 50 mナトリウム, 21 Psiである。

#### 5. その他

##### (1) ナトリウム機器の納期: 資料(2)参照

- |                               |         |
|-------------------------------|---------|
| (i) Electro - magnetic Pumps  | 6ヶ月     |
| D.C. Conduction type          | 6ヶ月     |
| A.C. Conduction type          | 6ヶ月     |
| Flat Linear Induction type    | 12~15ヶ月 |
| (ii) Centrifugal Sodium Pumps | 15ヶ月    |

##### (2) 機械式ポンプの価格

開発費をどう評価するかにより価格は直ちにきめがたいが10万ポンドのオーダーである。

MAIN  
DRIVE  
MOTOR

PONY  
MOTOR

FLUID  
COUPLING

GEARED  
COUPLING

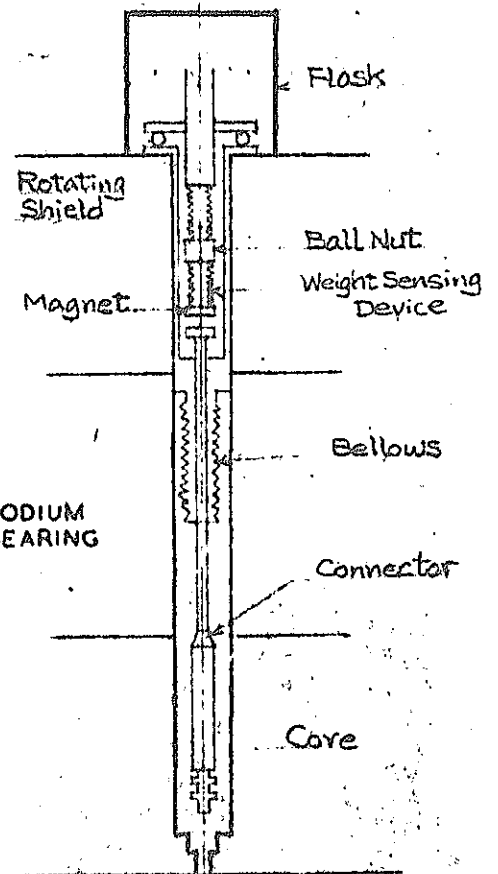
TOP SEAL  
& BEARING  
HOUSING

DRIVE  
SHAFT

SUCTION  
BELL

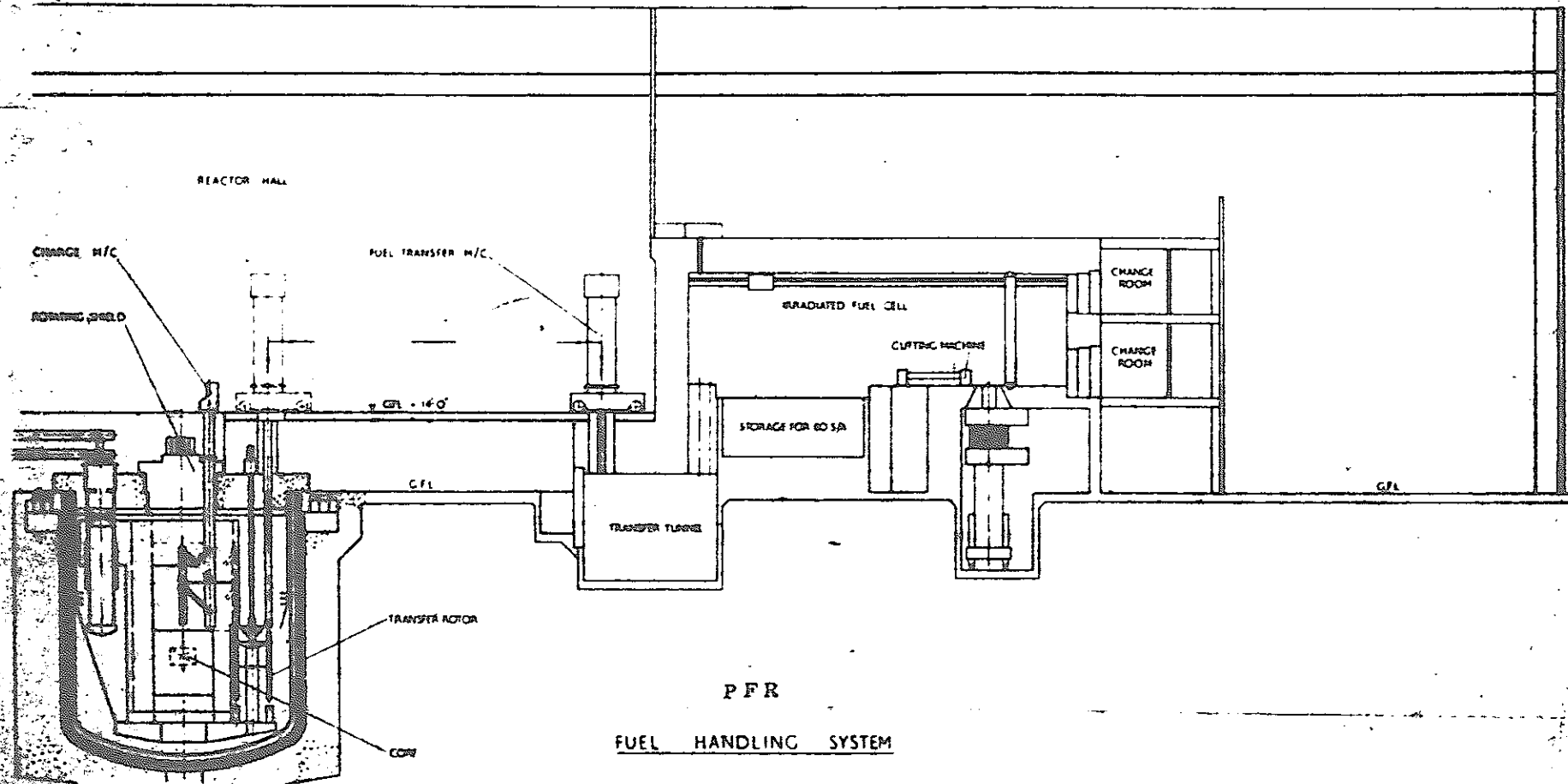
IMPELLER

DIFFUSER



P.E.R. PRIMARY PUMP





# ENGLISH ELECTRIC CO LTD

## Instrumentation に関する打合せ

### 出席者

EEC側 : B. R. CUNDILL (Sales engineer office)  
T. DOWNS (Reactor instrumentation office)

司本側 齊藤伸三 (動燃嘱託)  
橋本 弘 (東 芝)

### 討議内容

橋本、齊藤で打合せ、次の項目について質問することに決めた。

1. 核計装
2. 破損燃料検出器
3. プロセス計装
4. 制御系 (時間があれば)

#### 1. 核計装

核計装は Flux measurement として10数年前からMagnox炉も含めたガス炉用として開発してきたが、最近はその技術を生かして、Winfrithと協力して高速炉用のものを開発している。高速用としてはSafety requirementが強く、検出器はすべてduplicateさせ、2 out of 3方式を採用し信頼性に重点を置いている。

Winfrithと協同で開発している検出器は核分裂計数管 (FC) と $\gamma$ 線補償型電離箱 (CIC) であり、FCはPulse currentingでありCICは目下DC型のものでcontinuous (linear system) に6デカード測定可能なものを開発している。

CICの開発中の3 typesは、

- ① DC-12 : PFR用 (後述)
- ② DC-40 : Dragon用に開発したものをextend
- ③ G : general purpose

である。ケーブルについても種々開発中であり、これらについてここ4~5年、中性子束、 $\gamma$ 線、温度、衝撃等異なつた条件下でsensitivityのテストを行なつてきた。

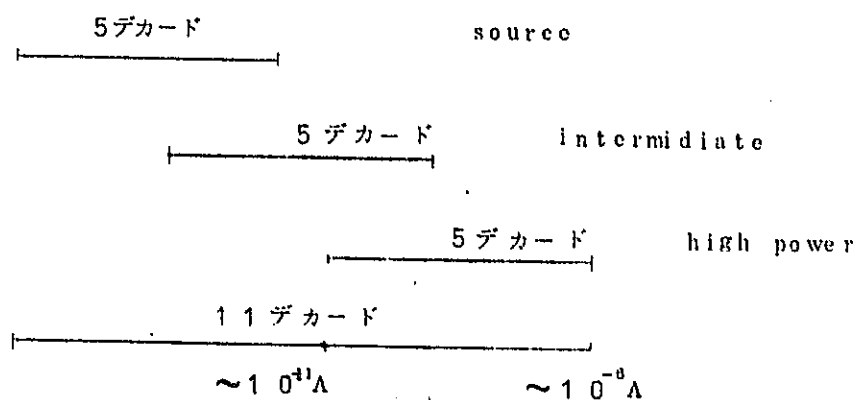
主に検出器が問題と思われ、その点を中心に質問をしたので以下に記す。

(1) 検出器のメーカーは

- Plessey Company と 20th Century の双方で、EE はこれらと coordinate し、select する。
- いずれも特別に開発したもので、サイズウエルやヒンクレイポイント、ウィルフアなどのガス炉向けに開発したものに改良を加えている。
- これらはケーブル、コネクタ付で日本でも購入できる。

(2) PFR の核計系の構成はどうか。

PFR では、起動系 (source)、中間出力系 (intermediate) および出力系 (high) の 3 log と high linear で構成し、そのカバーする範囲は計 11 デカードであり、オーバーラップを 2 デカードとるように考えている。



(3) 上記に使う各検出器 (chamber) はどのようなものか。

起動系、中間出力系      P-7 (FC)

出力系      DC-12 (CIC)

DC-12 は 450°C までの条件でAGRで使用してきたものを最高 550°C 以上で使用する場合は冷却する必要がある。又、これら P-7, DC-12 は Plessey Company および 20th Century いずれも UKAEA の下に開発したので同じである。

(4) 起動系の chamber は高出力時引抜くのか?

高出力レベルでも fix である。(注: 従ってすべて検出器は固定と考えられる。)

(5) そうすると検出器周囲の雰囲気はどう考えているか?

Position については Precise spec ではないが、 $\gamma$ : 10<sup>0</sup> r/hr,

n :  $10^{11}$ n以下と考えている。

温度については雰囲気温度と検出器の特性から特に冷却する必要はないと思われるが、Ar ガスで冷却し  $500^{\circ}\text{C}$  以上にならないようにする。(これは起動系について述べられたものであるが、中間出力系の条件も同じと思われる。) 起動系と中間出力系との相違は sensitivity の問題から検出器の location のみである。

(6) 検出器の温度計測は行なうのか?

特にやらない。原子炉および周囲の温度測定を行なうのでそれらから Estimate できる。

g) 検出器の寿命 or MTBF ( Mean Time Between Failures ) はどの位と考えているか?

AGR で未だ 3 年の経験であり、実証はないが 3 年というのは good target だと思う。又、この数字はいろいろの点からみてかなり信頼できる。

h) JFER では中間出力系でキャンベル法を使うことを考えているが ( 原研第二次概念設計 )、キャンベル法はどうか?

キャンベル法は circuit が complex になり safety system として考えた場合 not reliable であるから、8 デカード程度測定可能と思うが使用しない。

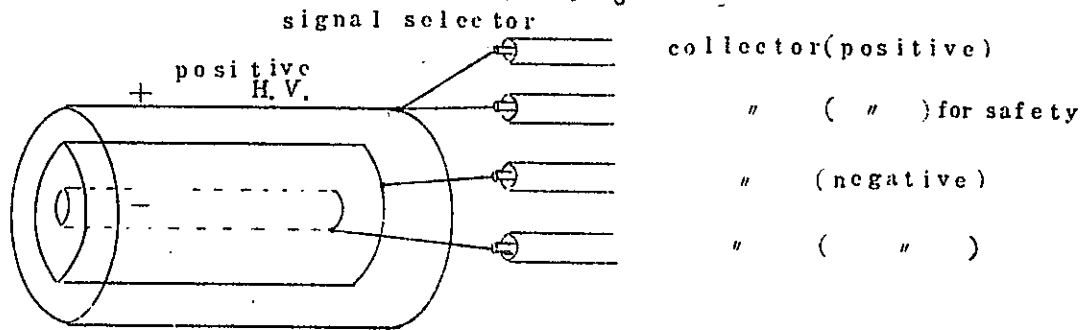
(7) ケーブルはどのようなものを使用しているか?

MI ケーブルを使っており外被は SUS、芯線は Cu である。絶縁材としてマグネシア ( MgO ) を使っている。

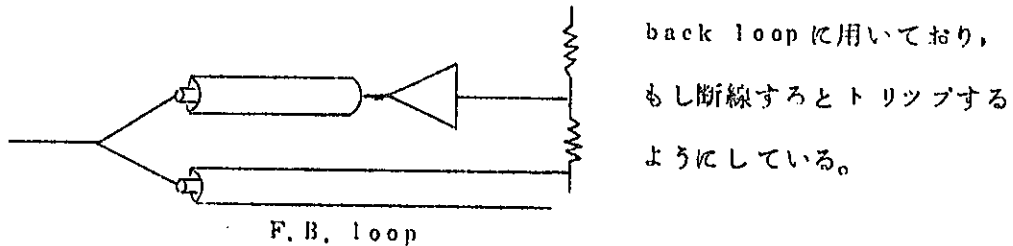
k) どうしてアルミナを絶縁材として使わないのか?

アメリカではアルミナを squeeze させて使っているのを知っているが、イギリスの場合は現在までの開発の結果から、マグネシアを swage したケーブルが better insulator であると考えられる。

(8) 4 MI ケーブルの接続方法は下図の通りである。



+HVの部分を更に詳しく示すと下図のように一本を safety 用として feed



back loop に用いており、もし断線するとトリップするようにしている。

又、cable の温度は重要であり熱膨張のためにスプリングを設けている。

ordinary cable であると 100 ft は長くなる。

(-HVには何故+HVのようにしないのか?)

最近やめた。これは安全性の点でそれほど重要でないのとコストの点で楽になるのが理由である。

(9) インコアモーターの開発現状を知りたい。

イギリスでは 20th Century が FC の miniature chamber を作っているが、未だ使用する予定はない。

(彼等はこのモニターを flux mapping としてのみ解釈している。)

## 2. 破損燃料検出器

(1) FFD system としてどのようなものを考えているか?

現在まで Various kinds を検討してきた。その主なものは

① Fission Gas Method

trace gas technique や Xe, Kr の direct monitor

② Neutronic Method

ガスクロマトグラフィや遅発中性子法等で検出法や応答時間等種々問題があ

るが、カバーガス法および遅発中性子法（サンプリング法）が有効だと思つて  
いる。

(2) PFRの設計はどうか、又、破損燃料の identification (localization) は可能か？

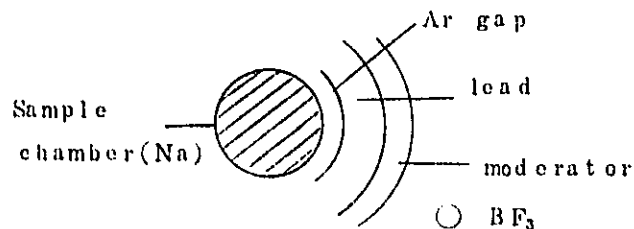
PFRでは遅発中性子法を用い6本の燃料集合体を一組にして detect する。  
これは6個の燃料集合体毎に一つの Na sampler をつけ、制御棒を含めた7  
本の中心に制御棒が位置する場合は制御棒ガイド管の中を通したパイプ内を下  
向し、そうでない場合はモニターされる集合体の下部にパイプを配置し、炉容  
炉容器底を通つて上部に set された BF<sub>3</sub> につないで検出する。同時に Na  
sampler には電磁流量計を設置して流量を測定し、次式

$$\frac{\text{fission rate}}{\text{mass flow}} = k$$

のkを求めてトリップさせる。この場合ナトリウムのγ線強度は50 mci/ccと  
estimateされる。

failed fuel detection system を別図に示す。

又、サンプリングの構造は下図のようであり、横断面図を示す。



1 バルク（6 本組）を測定するのに約 20 秒要し、各集合体には機械的な選別  
バルブを設けるので、186 本の全集合体について identification するに  
は約 1 時間かかる。（186 × 20 / 60 ≒ 60 min）

### 3. プロセス計装

(1) EECのReactor Equipment Divのカタログに従って次のものにつき、簡単な説明があつた。(資料2.参照)

- i) Liquid metal E M flow meter (流量計)
- ii) RHOMETERS (impurity monitor)
- iii) Automatic plugging meter (ブラツギング計)
- iv) Na leak detector (漏洩検出器)
- v) Na filter (not instrumentation)
- vi) Na hot traps ( " )
- vii) Na cold traps ( " )
- viii) Na level probe (液面計)

その他、圧力計は開発中(高温用)

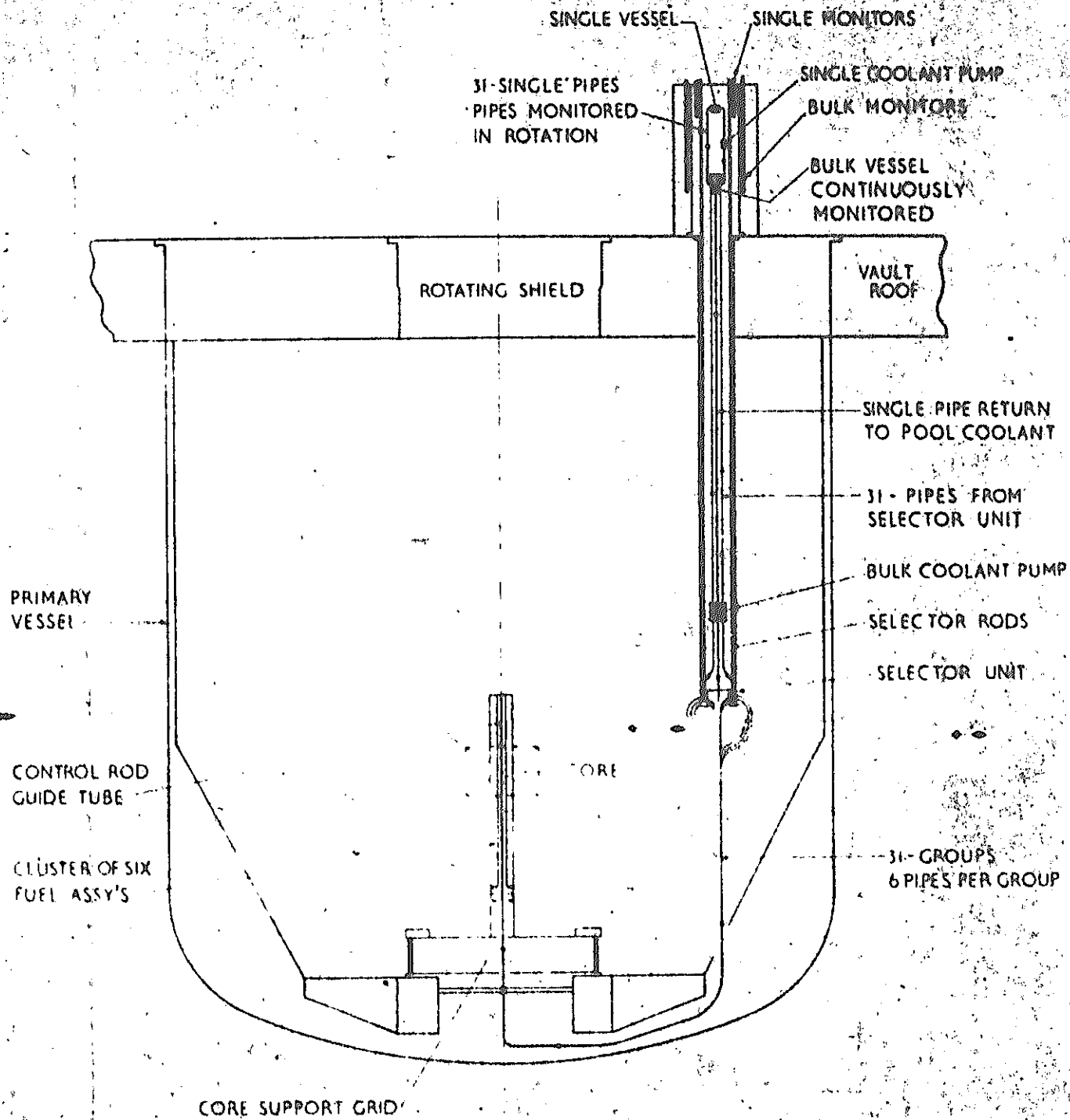
(2) これらについてDownreay (DFR) 炉でtroubleはなかつたか?  
あまり聞いてないし問題ないと思う。(多くを語ろうとしなかつた。)

(3) 熱電対やボイド計についてはどうか?

熱電対やボイド計については作っていないので知らない。熱電対はstandardで  
従来のものと特に変わっていないと考えている。

### 4. 制御系

制御系については特に新しいこと、問題になることはない。(時間もなく、EEC  
側の出席者も専門家でないので分らないようであつた。)



PFR 破損燃料檢出系



附

錄

Nuclear Research Centre Karlsruhe (報告者; 齊藤伸三)

1. 日 時 1968年10月30日(水) 9:20~13:10
2. 場 所 Nuclear Research Centre Karlsruhe
3. 面会者

Hüper                      Fast Breeder Project Staff  
( Smidt の assistant )

E.G.Schlechtendahl, Head of Safety Analysis Group

Brudermüller Sodium Cooled Reactor Facility

4. スケジュール :

- |             |  |
|-------------|--|
| 9:20~9:45   | W.M.Lehmann ( 渉外係 ) へ挨拶および事務手続                         |
| 9:45~10:30  | Hüper と高速炉の設計基準および安全性に関する討議                            |
| 10:30~12:30 | Brudermüller からKNKに関する説明を受けKNK見学                       |
| 12:30~13:10 | Schlechtendahl , Hüper と高速炉の安全性に関する<br>討議 ( at Lunch ) |

5. 調査内容

5.1 高速炉の設計基準および安全性に関する討議 ( with Hüper )

Hüper と Na - 2 ( proto type ) , KNKに關し , 安全性の面からの設計基準について概略的な討議を行ない , JFERに關しても簡単な説明を行ない重大事故 , 仮想事故に対する考え方も説明した。以下 Na - 2およびKNKに關する部分を記すが , 詳細な点はカールスルーエ側の専門家が出席していなかつたので必ずしも聞き出せなかつた。

(1) Na - 2について

カールスルーエにここに所属する人の他に Euratom, industrial groups ( Siemens , Interatom ) の人々を集めて設計を行ない , 現在はこれに改良を加え詳細な設計を行なっている段階であり , 最新なものとしてはレポート KFK 660を参照して欲しい。

.. 安全設計上主な特徴は

- ① 各燃料集合体毎に2~3本の熱電対を設置する。したがって何100という熱電対からの signal の record が問題である。
- ② 一次冷却系は漏洩を考慮して二重管にする。
- ③ 炉停止後の崩壊熱は系の自然循環で除去出来るように設計してある。
- ④ 制御および安全系の孔として18個あるが , その中12個は制御棒用 (Fi-

ne & shim) に使用し、残り 6 個の中、3 個は安全棒用とするが 3 個は異なつたメカニズムにより shut - down 出来るようにしたい。目下その方法を検討中である。

質問に対し、例えば小さなボロン鋼球のようなので炉心の deformation と関係なく、その効果を發揮出来るものであり、3 本の安全棒が挿入出来なかつた場合にのみ使用する予定である。

- ⑤ 緊急冷却系として補助系を二系統持ち自然循環で崩壊熱を除去出来る。
- ⑥ 再臨界事故に備えて Ta の inhibitor を設ける。

事故解析に関する主な項目は、

① ejection of control rod

最も反応度価値の大きさを制御要素は 4.2 ドルで、ここを流れるナトリウムが閉塞を起すと考えると、燃料要素の 10% の熱発生があるので数秒で沸点に達する。300°C の superheat を仮定すると 9 気圧で control rod は ejection され、その速度は 5.5 m/sec で反応度挿入速度は 60%/sec に達する。

② rupture of primary pipe

Na - 2 では reactor cavity や IHX の周囲の空間の幾何学的な設計によつて炉心からのナトリウム喪失を防いでいる。しかし、補助冷却系が期待出来ず、しかもスクラムがなされなかつた場合は①と同様に炉心溶融再臨界事故に到り、最悪な場合の評価を行なつている。

③ Fuel assembly failure by blockage

ナトリウム沸騰および燃料破損等に関する実験データはほとんどないので、ナトリウムの最大 superheat は 300°C と set した。これはこれ以上の温度では被覆材が破損すると思われ、その結果ナトリウム中に飛び出した F, P, ガスの気泡により沸騰が起ると考えられるからである。しかし、1 本の assembly での沸騰では高々 14.0% で、severe な反応度外乱をもたらすためには相当多数の assemblies が同時に沸騰を起さねばならない。

④ primary pump failure

主冷却系は同一の 3 ループから成り、各々ボイラーモータを持つている。又、これとは独立に 2 ループの補助冷却系があり、これらがすべて同時に trouble を起すことはほとんどないであろう。たとえば、確率的に言えば  $10^{-7}$  ~  $10^{-9}$  である。しかし、この場合についても解析を行なつている。

(2) KNKについて

- ① 1969年に thermal 炉として臨界になり，1971年半ばには，second core として二領域の fast core とする。主目的は高速炉用の燃料の照射であるが，その他，Dounreay，Enrico Fermi 炉等でも燃料照射を行なう。
- ② 安全性の面から見て instrumentation は極めて重要であり，基本的な考えは KNK でも Na - 2 でも同じである。
- ③ KNK のための mock-up test の担当グループは

Interatom

- instrumentation
- 5 MW loop (oil boiler でKNKの安全性に関するもののため)

Siemens

- control rod
- fuel assembly
- hydrodynamics
- vibration test

- ④ KNK には緊急冷却系なし

2. KNK に関する説明および見学 (with Brudermüller)

- ① 熱出力 58 MW<sub>t</sub>，電気出力 19 MW<sub>e</sub> で efficiency は 33% である。

- ② 冷却系は 2 ループで

1 次系	入口温度	360°C
------	------	-------

	出口温度	550°C
--	------	-------

2 次系	入口温度	350°C
------	------	-------

	出口温度	540°C
--	------	-------

流量	350 tons/hr
----	-------------

- ③ vessel は二重壁で一次系ループの valve のところまで double である。
- ④ 燃料集合体数は 66 本，1 集合体当りの燃料要素は 44 本である。
- ⑤ 自然循環で崩壊熱が除去出来る。
- ⑥ 蒸気発生器は使用しない場合は air-cooler で冷却する。又，S.G. は Na - H<sub>2</sub>O 反応を極力抑え，又万一起つた場合でも最小限に止めるため，閉気を N<sub>2</sub> ガスにし，burst device として shock tank を設け pressure の breaker とし，又，反応生成物を集めるためにサイクロンを設ける。
- ⑦ 燃料交換機については燃料の溶融を防ぐために Ar ガスで冷却し，更にそのパツ

クアツプとして  $N_2$  ガス冷却も可能、燃料取換は炉停止 8 日後から始められ 1 回 3 時間を要す。

K N K は目下建設中であり、時間の関係で炉室のみ見学したが、原子炉容器の据付けを終え、燃料交換機も既に運び込まれ、ほぼ八部通り進んでいると見られた。又、炉室床面が地上約 15 m にあり、スタックの高さが 120 ~ 130 m であるのには驚いた。

### 3. 高速炉の安全性に関する討議 (with Schlechtendahl, Hüper)

主に Schlechtendahl と高速炉の安全性について討議し、日本側の安全性についての考え方、実際の解析例、安全審査等についても説明した。

- ① Na - 2 の安全性を確保するために種々の instrumentation の開発を行なっている。たとえば、Na - 2 では各 assembly に flow meter をつけたい、それはピトー管式、電磁式等いろいろ考えている。
- ② イギリスの FFD による localization のため various methods を試みているのは閉じているが、その中可能となるう。
- ③ channel blockage の detection としては数種の方法が考えられるが、現在の段階で best と思われるのは熱電対による温度測定である。JFER の温度と共に温度勾配 ( $dT/dt$ ) によつても安全系を作動させるのは好ましい。
- ④ アメリカの 70 カ条は thermal の発電炉に対するもので現在の高速炉には当てはまらない。
- ⑤ 日本とは似たような立場にありぜひ information の exchange をしたい。

### < 感 想 >

- ① 安全性における instrumentation の占める割合は非常に大きいので、日本でもこれら、例えば、FFD, Flow meter (集合体毎に) 等に関する研究を早急に行なうべきである。
- ② 西ドイツでは、日本のような重大事故、仮想事故と言う区分はなく、一つの事故に対してバックアップ系およびスクラム系が作動しない場合について解析し design base としているようである。即ち、日本流の重大事故はあまり問題にせず、仮想事故の原因を幾通りか設定しているようである。
- ③ 西ドイツは、我々に対して open であり立場も似通っているので相互の情報交換は非常に有益だと思われる。

END 3 - 1 ' 72