

[Redacted]

本資料は 年 月 日付にて登録区分、
変更する。 01.11.30 [技術情報室]

部外秘

241-69-14

[Redacted]

高速炉照射国際会議 出張報告書

昭和44年7月

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

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

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

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

高速炉照射国際会議

出張報告書

昭和44年4月11日より5月1日まで、ドンレーで行はれた International Conference on Fast Reactor Irradiation Testing の会議に出席し、つづいて、英国の Winfrith 研究所、フランスのフオントネオローズ研究所、ラハーグセンター、カダラツシユ研究所、バルダック臨界実験所を訪問し、主として、燃料照射および、照射后試験ならびに照射后試験施設を中心に見聞してきたので、これを報告書にまとめた。

報告者

植松邦彦（高速増殖炉開発本部）

目 次

A	高速炉照射会議	3
B	DFR332/1 照射后試験	49
C	UK Winfrith 研究所訪問	50
D	フロントネオローズ研究所RM-2訪問	55
E	ラハーグセンター訪問	60
F	カダラツシュ研究所訪問	66
G	バルダック臨界実験所訪問	78

A. 高速炉照射国際会議

(International Conference on Fast Reactor Irradiation Testing)

高速炉照射会議は英国の Thurso で4月14～17日にわたり開催された。この会議に出席したのは19ヶ国約150名の代表が集まり行はれた。会議の内容は次に示す8セッションから構成されていた。

Session 1 : Philosophy of Fast Flux Irradiations

Session 2 : Fast Flux Irradiation Facilities

Session 3 : Reception

Session 4 : The Design, Manufacture and Installation of
Irradiation Experiments

Session 5 : Visit to DERE

Session 6 : Informal session

Session 7 : Monitoring and Interpretation of Fast Flux Data

Session 8 : Future Developments of Fast Flux Test Facilities

ここで全36編の論文発表がおこなわれ、このうちPNCより2論文を提出した。

各Sessionにおける発表の内容の概略は次にまとめてある。

Session 1

Paper 1/1 : Irradiation Testing in Fast Reactors in the United Kingdom.(UKAEA)

この論文ではDFRが過去においてどのように使用されてきたかについての説明があつた。特にDFRのようなCompact coreでは計装照射が非常に困難である。DFRではInpileのcreep試験を実施してきており、これは成功している。ただし、温度制御が困難であるのでこの点にDFRとしての問題がある。またDFRは熱中性子炉に比較して中性子束が高いので、AGR、SGHWRの材料の加速試験にも使用している。DFRがもつ根本的な問題はやはり冷却材が下向流であることである。

このほか、DEREにおける照射後試験の精度についても説明があつた。

Paper 1/2 : Programme of French Fast Flux Irradiation.(CEA)

○CEAの照射計画は

Phenix 燃料要素の照射試験

材料照射試験

とからなっている。現在までは、Rapsodie 燃料を主体とし、Reference Design の Proof Test を行ってきた。

○ Phenix 燃料は Rapsodie Driver Fuel と似ているところが多々あるが運転条件は

max clad temp 648 °C (nominal)

700 °C (hot Spot)

max linear Power 430W/cm

max Burnup 50,000 MWD/T (Initial)

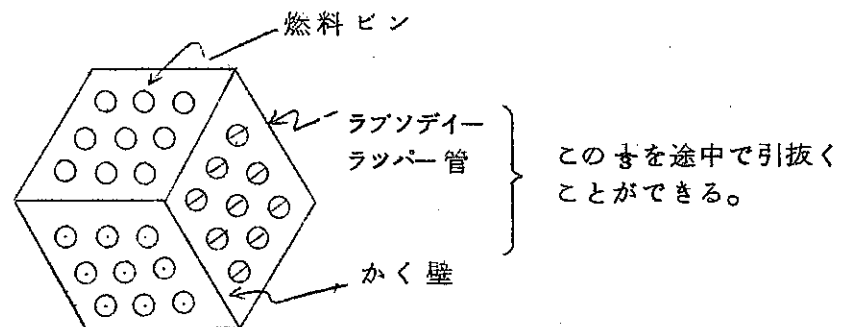
現在の照射のやりかたは、同一の三集合体を装荷して、

35,000MWD/T, 50,000MWD/T, 50,000MWD/T 以上

で破壊試験を実施する方式をとっており、照射途中での中間検査はやっていない。

○ 材料の照射としては、 2×10^{28} nut までの照射を本年開始する予定である。

○ Rapsodie 炉でもつて、多数のパラメータ照射を行うために特別の集合体を設計して使用している。これは下図に示したごときのものであり、PNCで現在、特殊燃料集合体とし



て設計中のものと非常に似ており興味深かつた。

○ オーステナイト系のステンレス鋼について、パイプによる In-pile Creep 試験を実施予定である。ステンレス鋼の成分、粒度、照射温度(500~700°C)等をパラメータとしている。単軸クリープ試験は実施中である。

Paper 1/3 : Considerations in an Irradiation Effects Programme for Fast Reactor Structural Materials (Sweden)

○ ステンレス鋼の照射 は

Displacement Damage < 350~400°C

Void Formation 300~600°C

He Embrittlement > 600°C

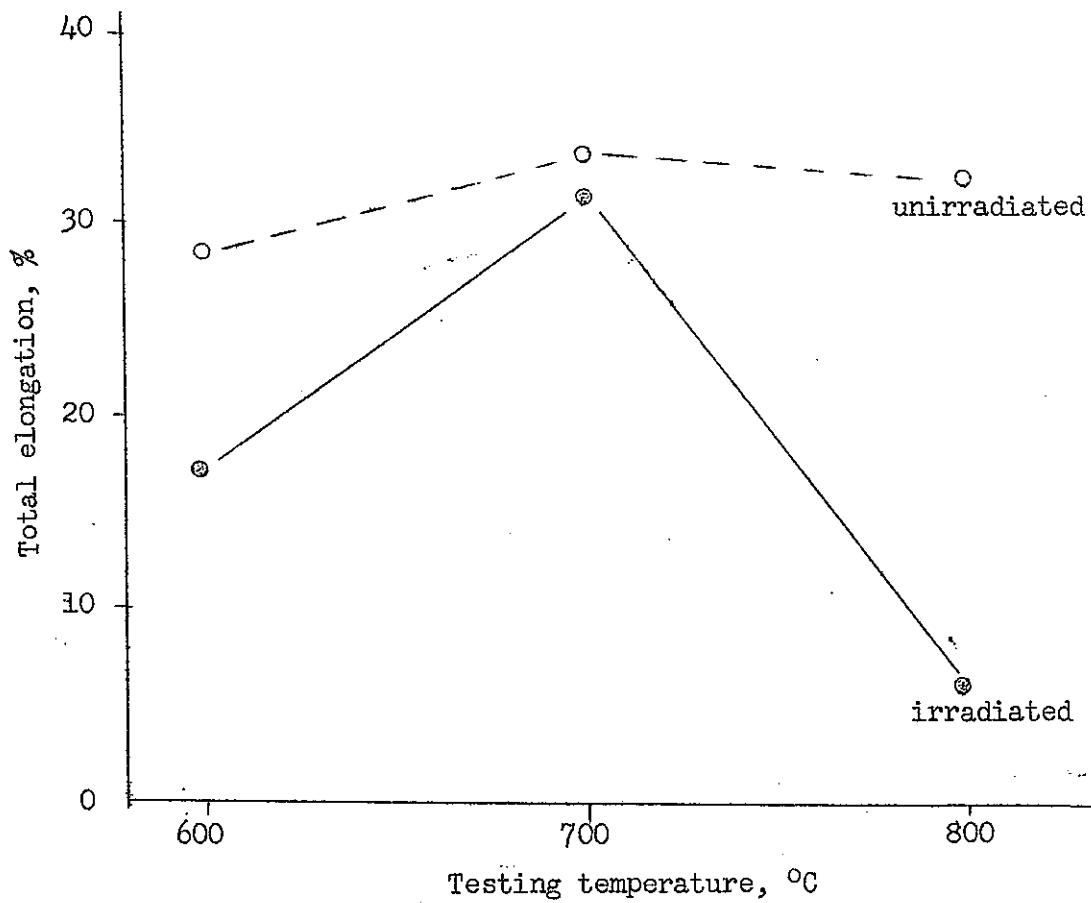
の温度範囲と考えている。

○ Sweden は高速炉による照射はやっていないが、熱中性子炉照射と理論計算の結果より、

SANDVIK 12R 72HV ステンレス鋼

(Cr 15% Ni 15% Mo 1% C 0.1% Ti 0.5% B 0.008%)

を候補にえらんで試験を行つている。この材料について照射した結果を下図に示す。



Irradiated at 700°C

3×10^{20} nvt (1 MeV) in thermal reactor.

Figure 1

Total elongation in tensile tests of
 SANDVIK 12R72HV steel (15% Cr, 15% Ni,
 1% Mo, 0, 1% C, 0.5% Ti, 0.008% B)

C:ide 190-2(1) US
BOR vent
C:ide, O:ide
OR (経済社)

Paper 1/5 : The US Program for Developing LMFBR Fuel Elements (U S)

- 米国の LMFBR 計画の大要について説明があつた。燃料としては酸化物に重点があり、Max utilization of oxide fuel という表現であつた。
- Carbide 燃料については USAEC は 1990 年又はそれ以降の問題であると判断している。
- Oxide についても AEC は
Near term FFTF 用の reliable 燃料開発
Long term High Performance 燃料開発
を明確にわけて考えている。

Paper 1/6 : BOR60 での照射 (USSR)

- BOR-60 での照射は 1969 年末頃から開始の予定
- 熱中性子炉 (SM-2) の Na Loop で照射試験をやつており、燃料、材料の照射 data はこれから多数えてきている。
- 被覆材としては SM-2 を使用し、 10^{15} n/cm².s (Δ epithermal)
316 系ステンレスについて試験をしている。照射による Elongation の低下は Nb を入れると高温まで問題がなくなると考えている。
- BOR-60 では High Power Fuel Pin (Carbide, Oxide), Vented fuel 等の照射に集中する予定である。
- 一部の照射データが発表されている。

Paper 1/7 : Basis, Status and Programme of German Fast Breeder Pin Development (Karlsruhe, 独)

- ドイツでは
Na+Oxide , Steam 冷却
Na+Carbide , He 冷却
の 4 つのタイプの高速炉を考えているが、現在、この 4 タイプにつきこんでいる努力度には大きな差がある。1974~75 年頃の高速炉としては Na+Oxide を考えている。ただし、Oxide は経済性を発揮できるとは考えていないので、Carbide 燃料の開発も開始している。
- Steam 冷却炉は現状では中止と決定したが、いつでも再開出来るようポテンシャルは残しておく考え方である。

euratom
CIA, NME

- H₂O 冷却炉ははつきりした計画ではなく、ドイツは検討をしているという段階である。
- Oxide 燃料は熱中性子炉照射をおこなってきたが、この他、DFRでもつて現在照射中である。Carbide 燃料については、1970年に照射を行なり予定で準備中である。
- 特にドイツは燃料開発計画の Screening と Guide Line の作成のために燃料挙動の理論解析に力を入れている。
- ドイツは高中性子束の照射炉が必要と考えており、1971年頃に High Flux Test Facility の準備をしたい考えをもっている。
- その他、Oxide, Carbide 燃料の長期照射計画の内容について発表があつた。

Paper 1/8 : Irradiation for Fast Reactor Fuel Development The Programme of the European Institute for Transuranium Elements. (Karlsruhe, Euratom),

- Euratom では Oxide, Carbide, Nitride の照射を実施しつつあり、Oxide は DFRでもつて、1 Reactor Cycle (3種類のピン), High Burnup (7%)等の照射をやりつつある。また、Puの移行を測定するため、特に Pu²³⁸ の多く入った Pellet を作つて照射実験を行いつつある。
- Nitride 燃料は現在 1.5% Burnup まで終つている。さらに、1,000 W/cm, 4~5% Burnup をねらつた照射を開始する予定。
Carbide については熱中性子炉で計装照射を開始する予定。

Paper 1/9 : The Meaning of Irradiation Experiments in Fast reactor for the Development of Materials for HTG-Reactors
(Jülich, 独)

- HTGR 用の Graphite の加速照射を DFR で実施している。照射温度は 600~1400℃で Dose level は 6×10^{21} nut (> 0.18 Meu) までをやつている。
- この data は解釈がむつかしかりとの意見が出されていた。高速炉用の遮蔽用黒鉛の使用温度よりも相当高いが、データは役に立つと考えられる。

Session 1 の主要討議内容

- Q : 燃料照射中の検査と検査後の再装備による照射継続について、UK, US 等は問題ないとし、仏は問題ありとしているがどうか。
- A : ○ UK はすでに DFR 照射において途中検査と Re-encapsulation をやつてきており現在までの経験からすると問題ないと考えている。

- 仏は被覆管に対する炉外での damage を心配するので再使用を考えていない。Rapsodie での経験によると照射材料を Na 洗滌し、その後空气中に放置すると Ductility が非常に低減することを経験しているので特に問題にしている。
 - U S は FFTF では途中検査をされるよう考えている。途中検査のため照射燃料を運ぶのは、炉と検査施設との距離が近ければ問題はない。
- Q : DFR の 1 Reactor cycle は 55 日であるとしているが、どのように運転計画を決めるのか。
- A : 昔は 1 Reactor cycle 80 日で運転をしてきた。現在は 55 日としている。各サイクルの開始前に各試料がうけるべき照射量についてよく考え、試験中に各試料が破損しないように調整している。したがって、55 日サイクルの数字には全くこだわっていない。昔の 80 日サイクルは Driver 燃料の寿命の方から決められていたが、現在は、照射試料のもつ要求の方から 55 日が決ってきている。
- Q : 運転中の F . P . leak について
- A : ○ EBR - II は Leak のある場合でも運転をつづけるように考えている。
しかし、何時取出すべきかが問題で、はつきりした限界を決めていない。
- Rapsodie は Driver 燃料から Leak のあることがわかっている。
しかし、運転をつづけており問題はない。
- Q : Steam 冷却の場合は Corrosion が問題だと思うが
- A : 定量データは未だあまりもっていない。現在照射后試験中であるので、データは近く出てくるであろう。
- Q : Inpile Creep 試験等について
- A : ○ Rapsodie での計装は Thermo Couple のみであるが、他種の計装を増すことを考えている。Rapsodie では Inpile Swelling 測定のための装置をもっており、Axial 方向の Expansion を連続して $\pm 1 \mu$ の精度で測定出来る。将来、Radial についても考える予定。
- DFR では Creep の連続測定はやつておらず、計装なしを主体としている。しかし、PFR では Inpile Creep を考えている。
- Q : 黒鉛の加速照射の問題点
- A : 黒鉛の damage と中性子スペクトルの関連については、DFR 照射と Dragon とで比較すること、理論的に検討することで行っている。

熱中性子炉での30年間の照射を2ヶ月間で経つてしまう加速度の問題は、これが、主として Screening の目的から行なわれているので問題とは考えていない。

Session 2

Paper 2/1 : Rapsodie Fortissimo. (CEA)

Rapsodie Fortissimo 計画について全体説明があつた。Rapsodie との大きな差は

燃料ピン直径 5.1 mm ϕ

最大中性子束 3×10^{15}

熱力出 40 MW

被覆管 HotSpot 温度 700°C

Heat Exchanger は振動の問題が生ずるので取替える予定。また Pump のシールも Hydro Static Seal に変更する予定。Fortissimo は1970年春から運転開始を予定している。60000Mwd/T の燃焼度で考えられる中性子 Dose nut は次図に示す。

Paper 2/2 : Experience and Developments of Irradiation Techniques

Using the Dounreay Fast Reactor (UK)

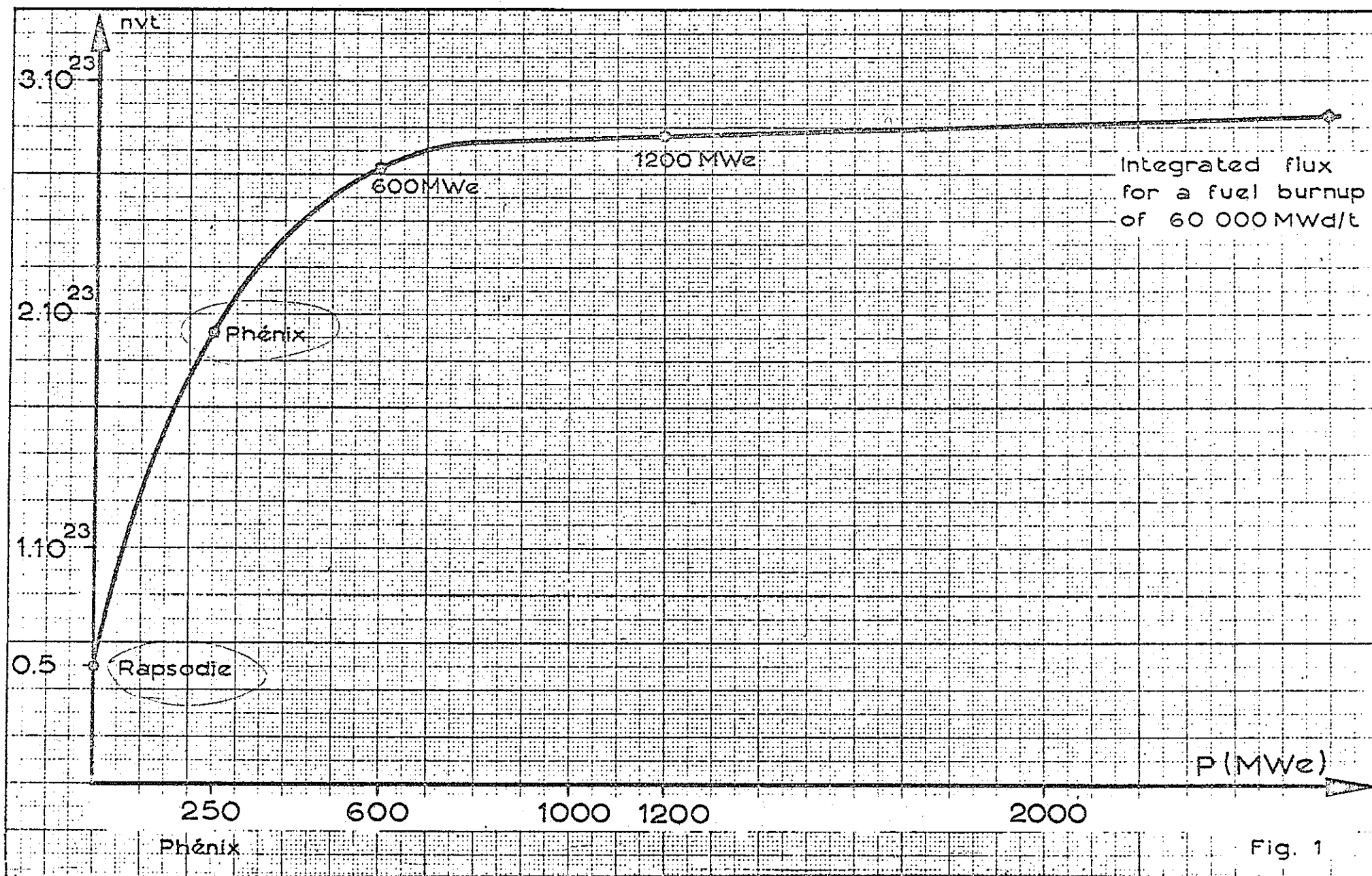


Fig. 1

DFRにおける照射経験について説明があつた。主としてDFRの照射炉としての専伝である。

Paper 2/3 : Fuel Element Irradiations for the German Fast Breeder
Development in KNK. (Siemens, 独)

独は300MWのSNR高速炉の建設を計画しているが、その前段階としてNa冷却のKNKをKNK IIと呼ぶ高速炉に転換する予定である。

SNR, KNK-IIの燃料集合体は次図に示すごとくよく似ており、KNK IIでの照射試験データは、SNRの燃料製造までに間に合う予定でいる。

SNRの燃料の概略は

Core 燃料長	950 mm
上下ブランケット長	各400 mm
ガスプレナム長	650 mm (下部)
Linear rod power	450 W/cm
Clad Hot Spot Temp	700 °C
Max. Burnup	80,000 M ^{wd} /T
Pin dia	6.0 mm
Clad 厚	0.38 mm
Pin Pitch	7.9 mm (三角ピッチ)
燃 料	UO ₂ /PuO ₂ (32% PuO ₂)
Pin Smear Density	80% SD

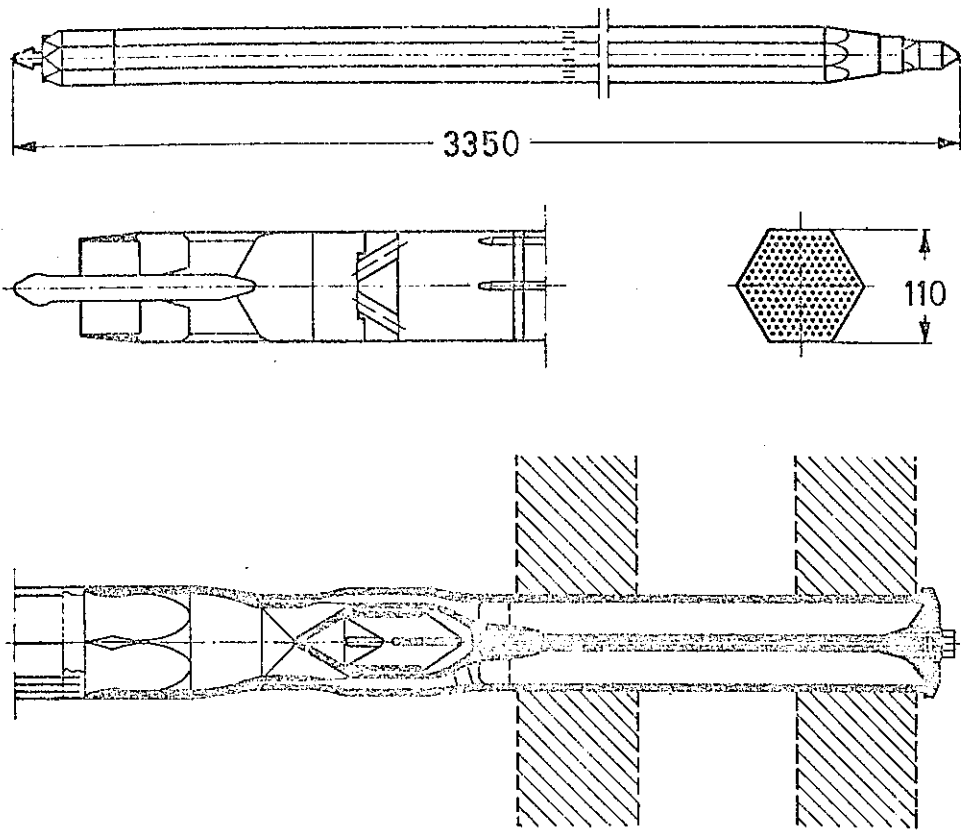


Fig. 1 SNR Fuel Subassembly

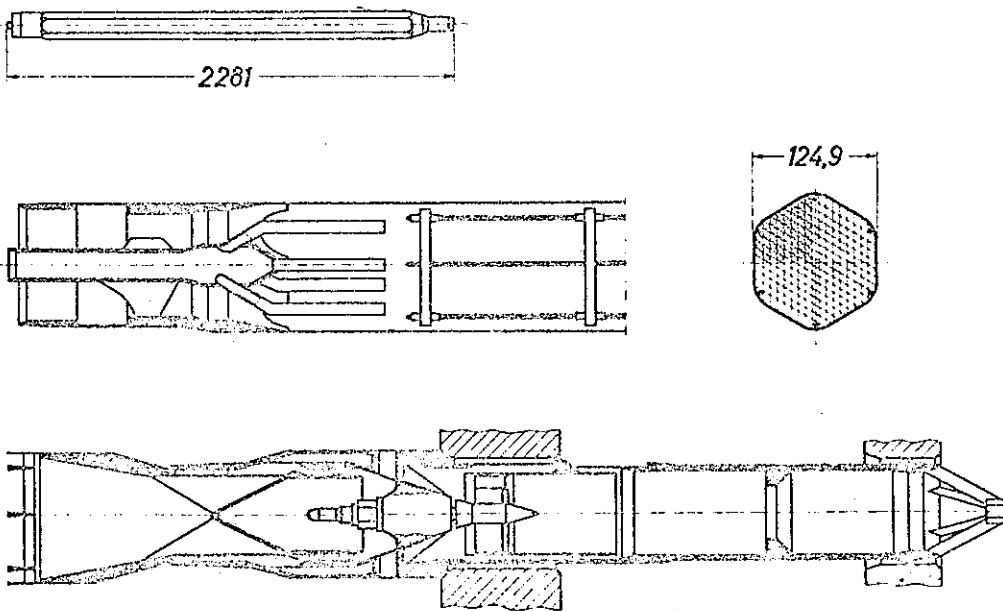


Fig. 2 KNK II Test Subassembly

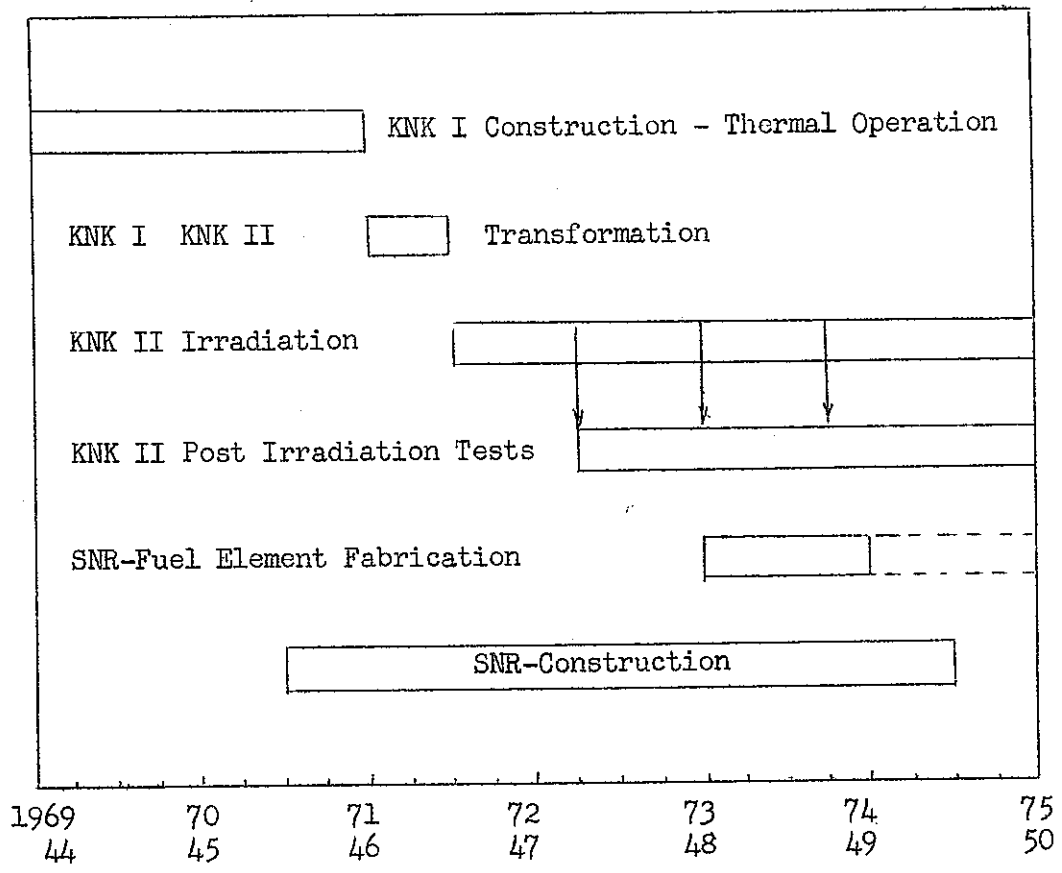


Fig. 5 Time Schedule

In-pile Sodium Loop in the BR2 Reactor (GEN)

BR-2にIn-Pile Loop を取つけて実験を行つてきている。Loop の概要は

Max, Na Temp,	600°C
Max pressure	15 kg/cm ² (600°C)
Total Power Output	225 kw
Flow Rate	1 l/s
材 料	AISI 316

であり、特色は

- a) 炉外で組立、Na注入、試験を行つた后、炉に取付けうる。
- b) Loop のNaの放射化によるLoop の取扱いを容易にするため、放射化したNaをLoop の上部から一時的に取りのぞくことが出来るようになつている。
- c) Cover gas の Sweep で燃料ピンの破損を検出する装置をもつ。
- d) Loop 取りはずしの場合、Loop は水中をHot Cell まで移動出来る。
- e) Loop の外図にCd filter をもっており、熱中性子束をCutする。またLoop の内部にはB₄C filter をもっており、Cdでfilterされた中性子がLoop でもつて熱化されたものを取りのぞくよう設計されている。

今までのLoop の運転実績、Loop の断面、Loop 中の燃料保持法、Loop の全体図、Loop のCover Gas 系 Core の断面図を示しておいた。

T A B L E I

Main loop performance data

Designation	Units	"MFBS" 1	"MFBS" 2	"MFBS" 3	"MFBS" 4	"MOL 7" A
Start of irradiation	-	October 1965	May 1967	December 1967	April 1968	September 1968
Irradiation days	d	10	80	1	100	(220)
		one line assembly	one line assembly	one line assembly	parallel assembly	parallel assembly
Neutron screen	-	Cd - B ₄ C	Cd	Cd	Cd	Cd
Special BR2 fuel in Al plug	-	none	6	6	6	6
Number of pins	-	3	4	5	3	7
Fuel composition *	Wt. %	UC-PuC(15%)	UN-PuN(15%)	UN-PuN(15%)	UO ₂ -PuO ₂ (20%)	UO ₂ -PuO ₂ (20%)
Enrichment *	% ²³⁵ U	90	90	90	93	80
Pellet diameter *	mm	10.7	10.7	10.7	5.43	5.1
Pellet density *	g/cm ³	13	13.2	13	9.5	9.3
Fuel cladding joint *	-	Na	Na	Na	He	He
Cladding ID/OD *	mm	11.3/12	11.5/12.2	11.5/12.2	5.555/6.395	5.24/6
Fissile length	mm	3 x 94	4 x 70	5 x 70	340	500
Specific power (fission-gamma) *	W/cm ³	2200	3450	3700	2900	2900
Linear power (fission-gamma) *	W/cm	1980	3100	3330	670	590
Calculated centre temperature *	°C	1400	1800	1950	2600	2350
Total in-pile power	KW	60	73	93	78	188
Loop sodium temperature (max.)	°C	430	320-450	310-350	510-540	500-550
BR2 reactor power	%	100	100	120	90	90
Eff. control rod position (S3) *	mm	550	455	640	470	480
Calculated radial $\frac{P_{max}-P_{min}}{P_{mean}}$ distortion **	%	41	66	66	35	15
Calculated radial $\frac{P_{mean}-P_{min}}{P_{mean}}$ depression **	%	18	23	23	11	4.7

* All values are indicated for the pin, at the level of maximum linear power and at initial start-up of the irradiation campaign.

** The values cannot be compared among themselves, being deduced from different calculation techniques.

CROSS-SECTIONS (at reactor mid-plane) THROUGH THE EXPERIMENTAL HOLE IN THE "Ø 200 mm CHANNEL" WITH DIFFERENT CADMIUM SCREEN CONCEPTIONS

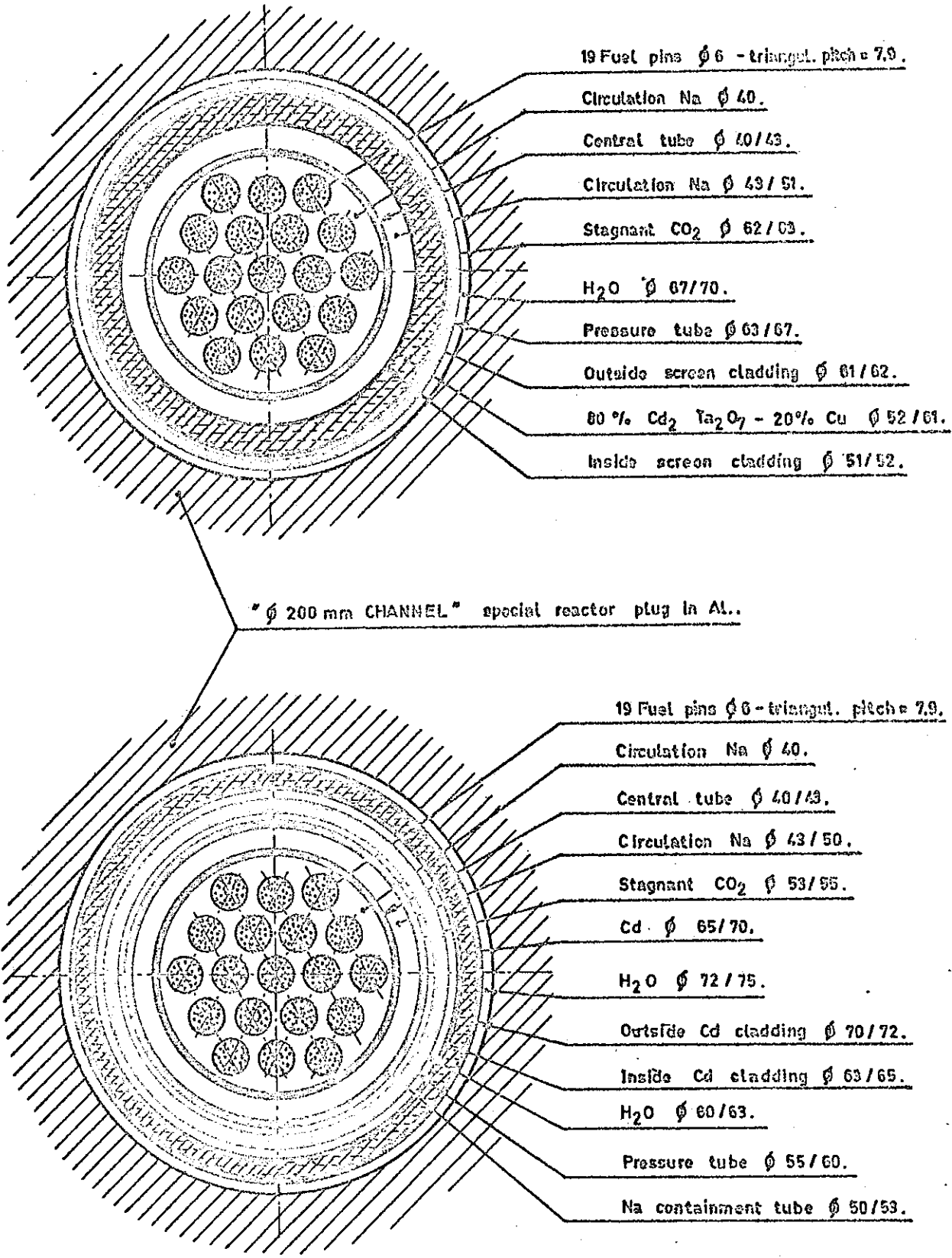


Fig.: 7.

VEHICLES TO HOLD THE FUEL IN THE CENTRAL SODIUM TUBE FOR 3 AND 7 PARALLEL PINS

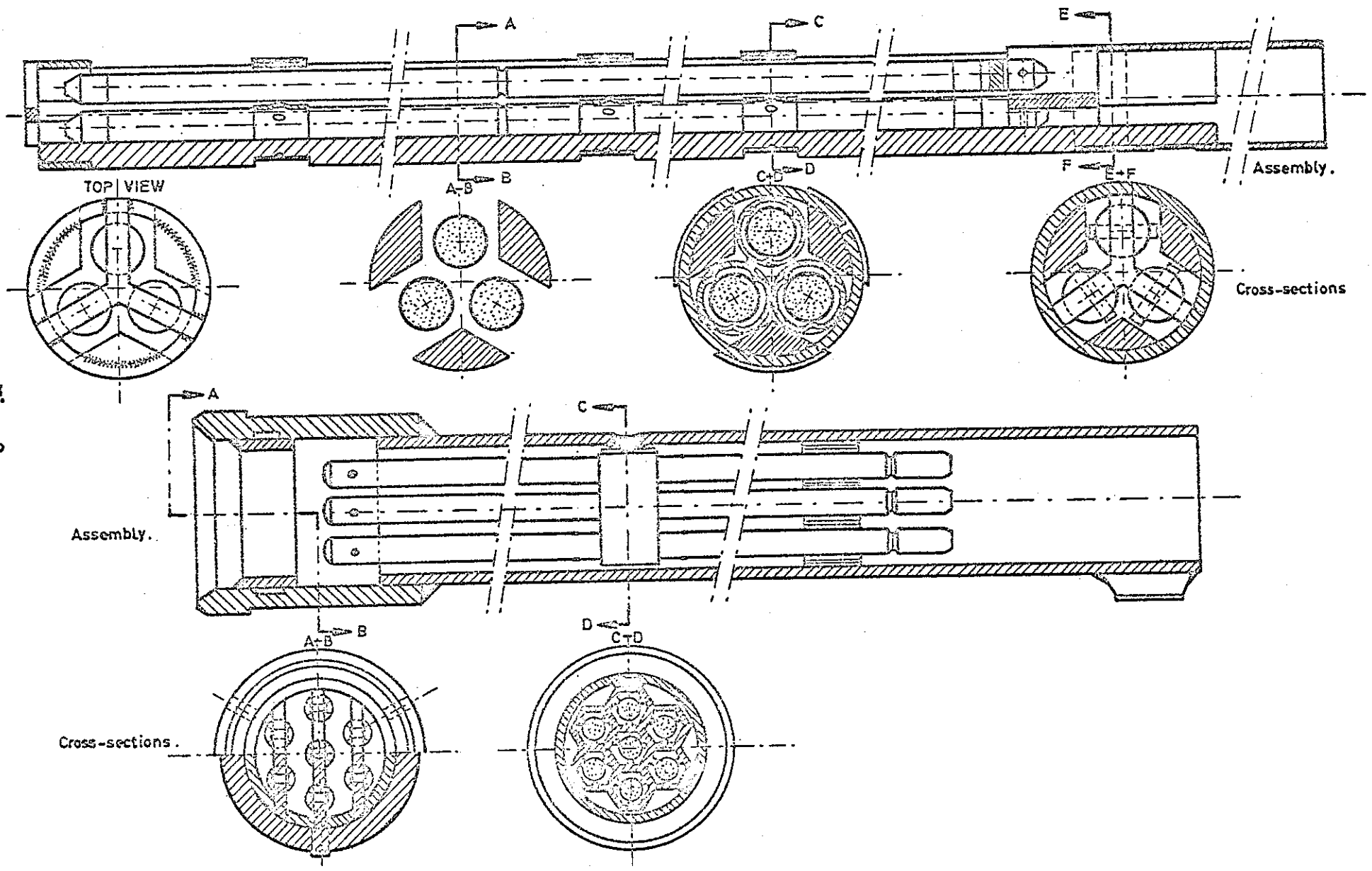


Fig.: 2.

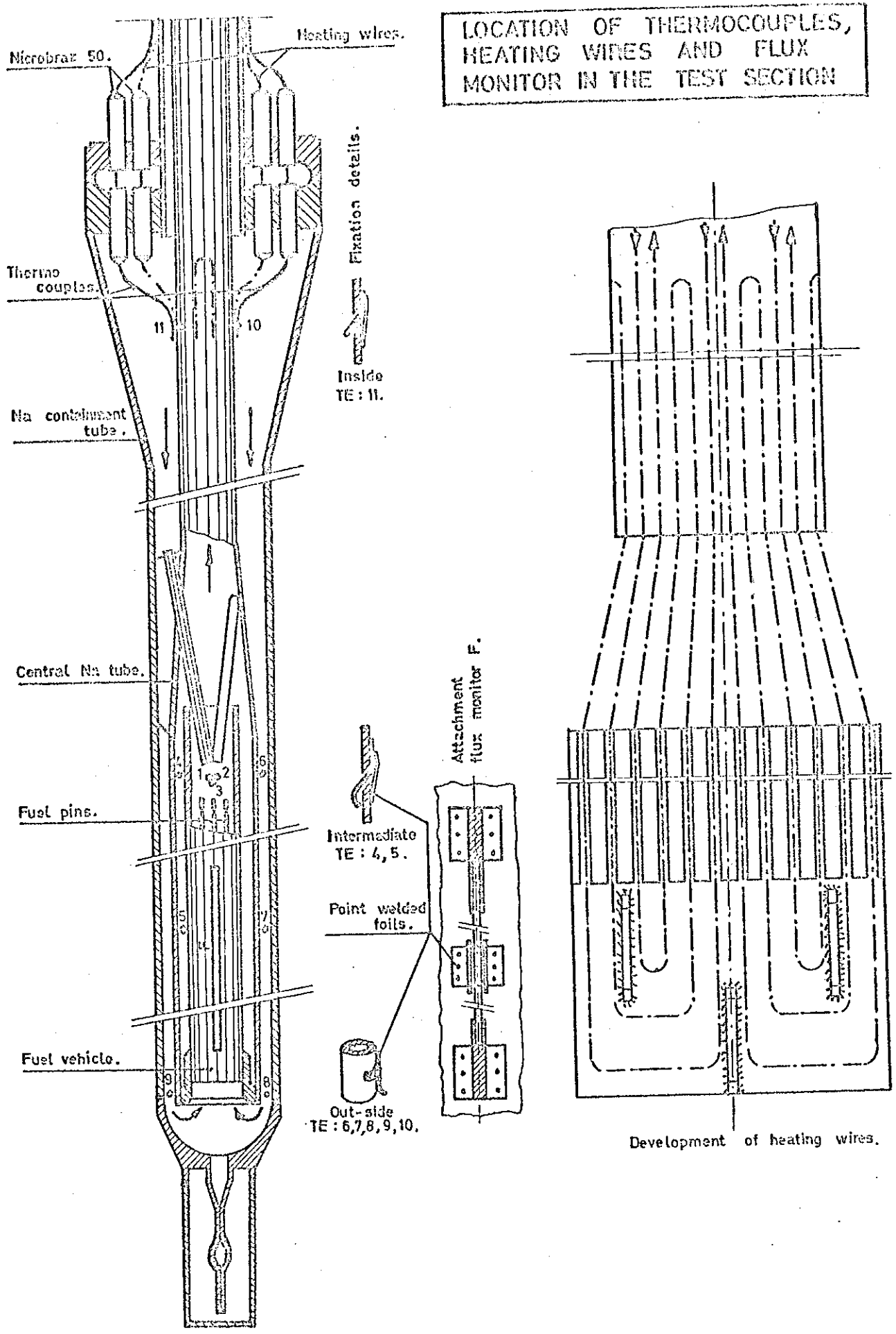
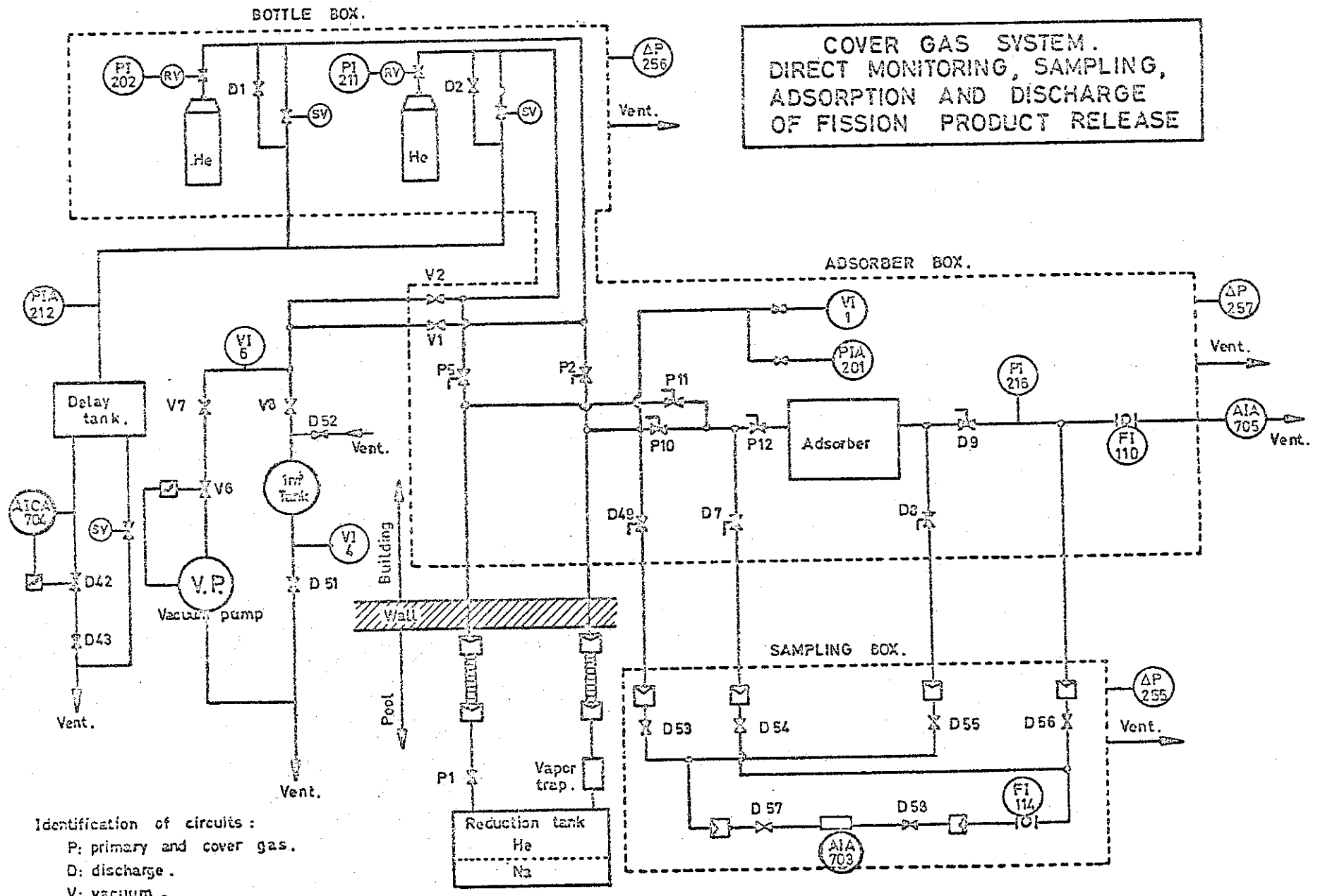


Fig.: 3.

Fig. 4.



Identification of circuits :
 P: primary and cover gas.
 D: discharge.
 V: vacuum.

COVER GAS SYSTEM.
 DIRECT MONITORING, SAMPLING,
 ADSORPTION AND DISCHARGE
 OF FISSION PRODUCT RELEASE

CHARACTERISTICS OF CORE CONFIGURATION IN BR-02
WITH A LOOP IN A PERIPHERAL CHANNEL AND ONE
IN THE CENTRAL CHANNEL

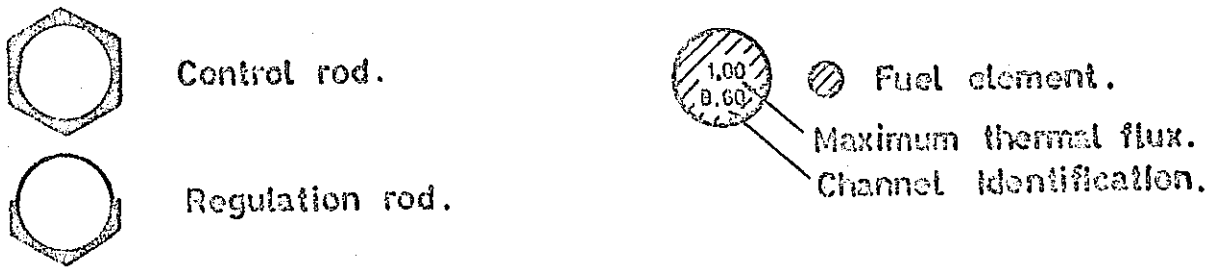
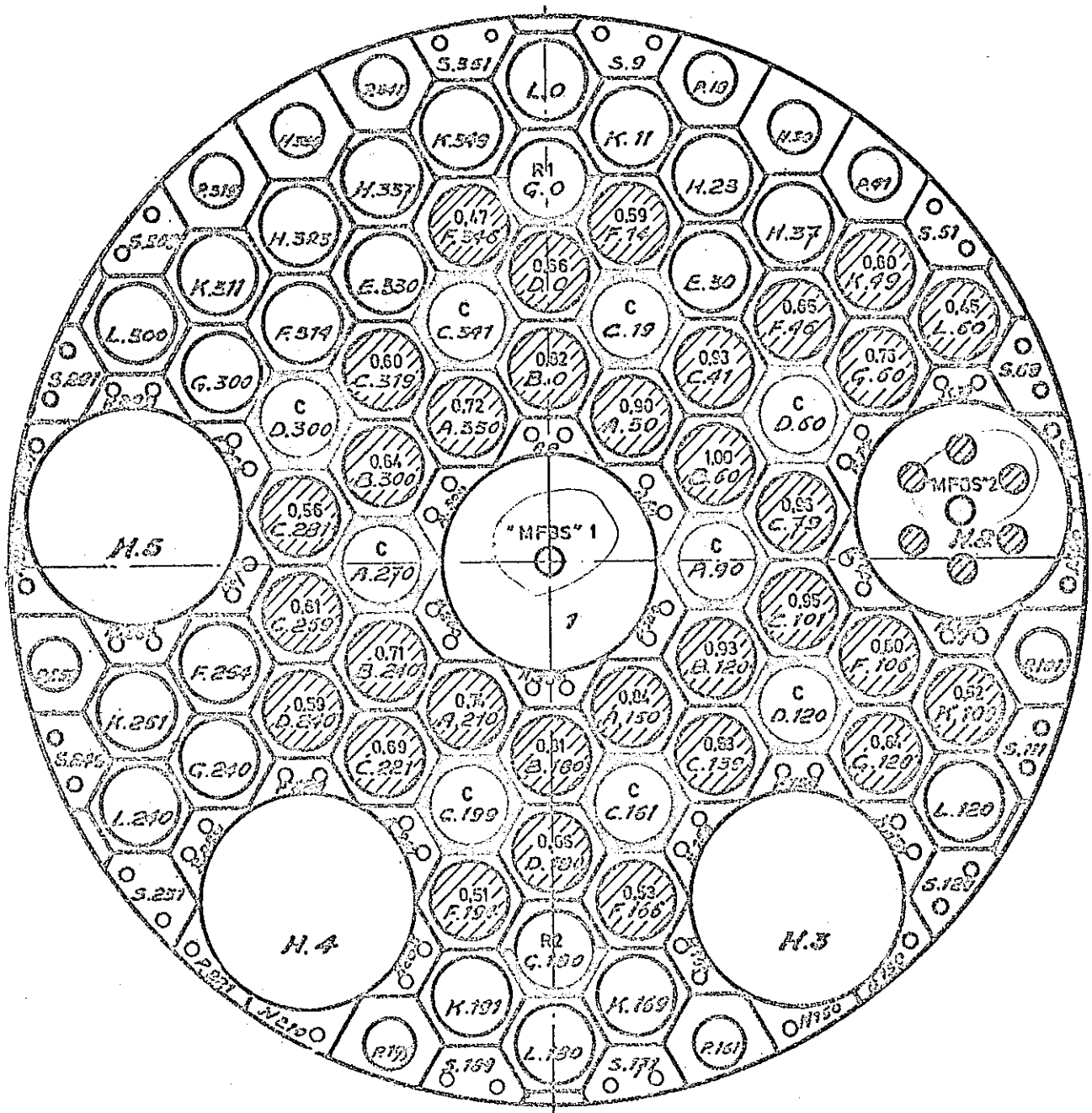


Fig.: 6.

Paper 2/5 : In-Pile Sodium Loop - 500KW Conceptual Design (CEN)

BR-2に取りつける予定で500KWのNa Loop の概念設計を行つている。この

Loop は

6 mm ϕ ピン 19本, Linear Heat Rating 600 W/cm

10 mm ϕ ピン 7本, Linear Heat Rating 1500 W/cm

の照射を行うことを考えた設計のものである。

熱交換方式は Na \rightarrow CO₂ ガス \rightarrow 水

をとつており, 熱中性子カットのためCdスクリーンを使用できるようにしてある。

Loop の全体図とフローシート, BR-2の炉心断面図を示しておいた。

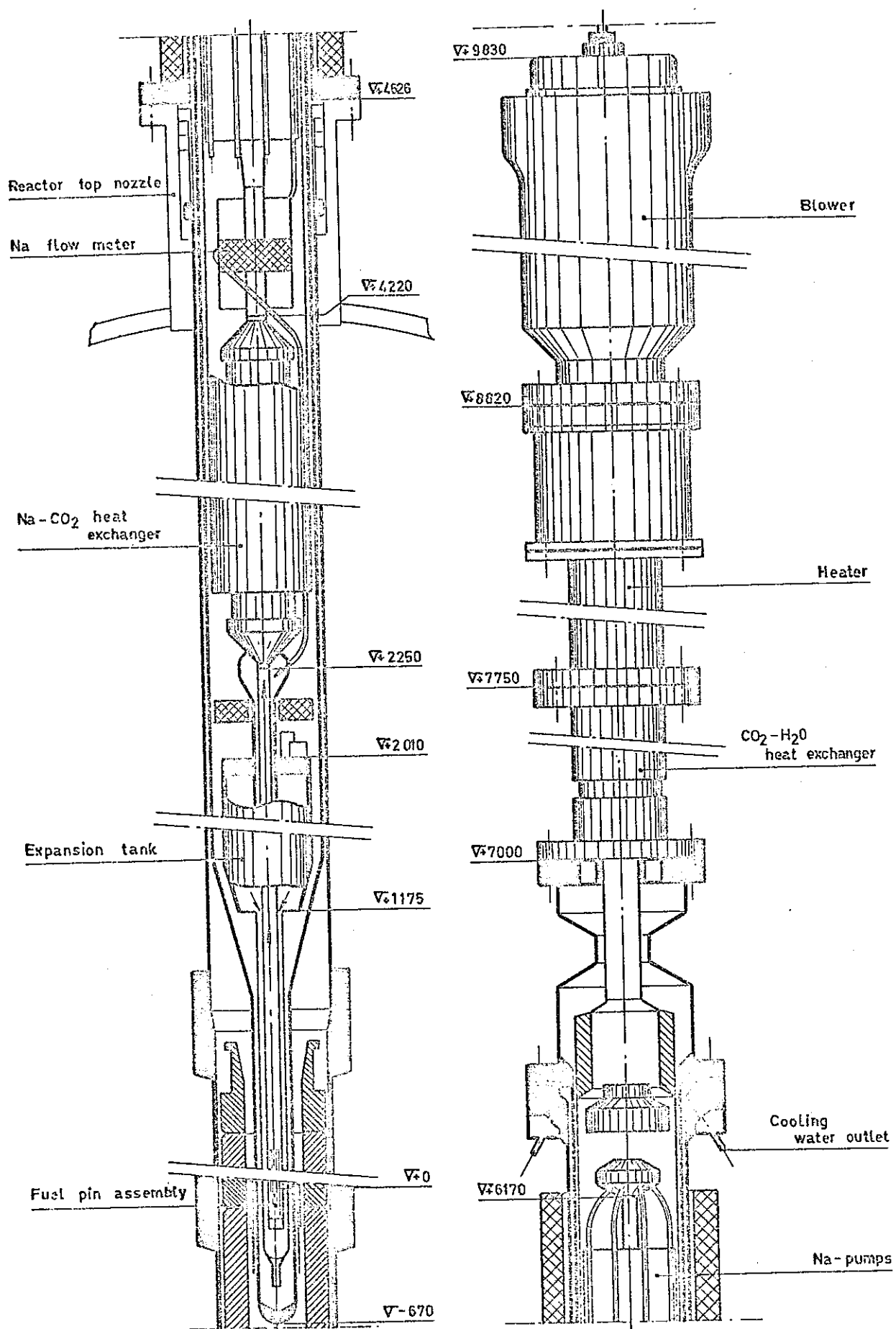


Figure : 1. GENERAL DISPOSITION OF THE LOOP IN THE REACTOR CHANNEL

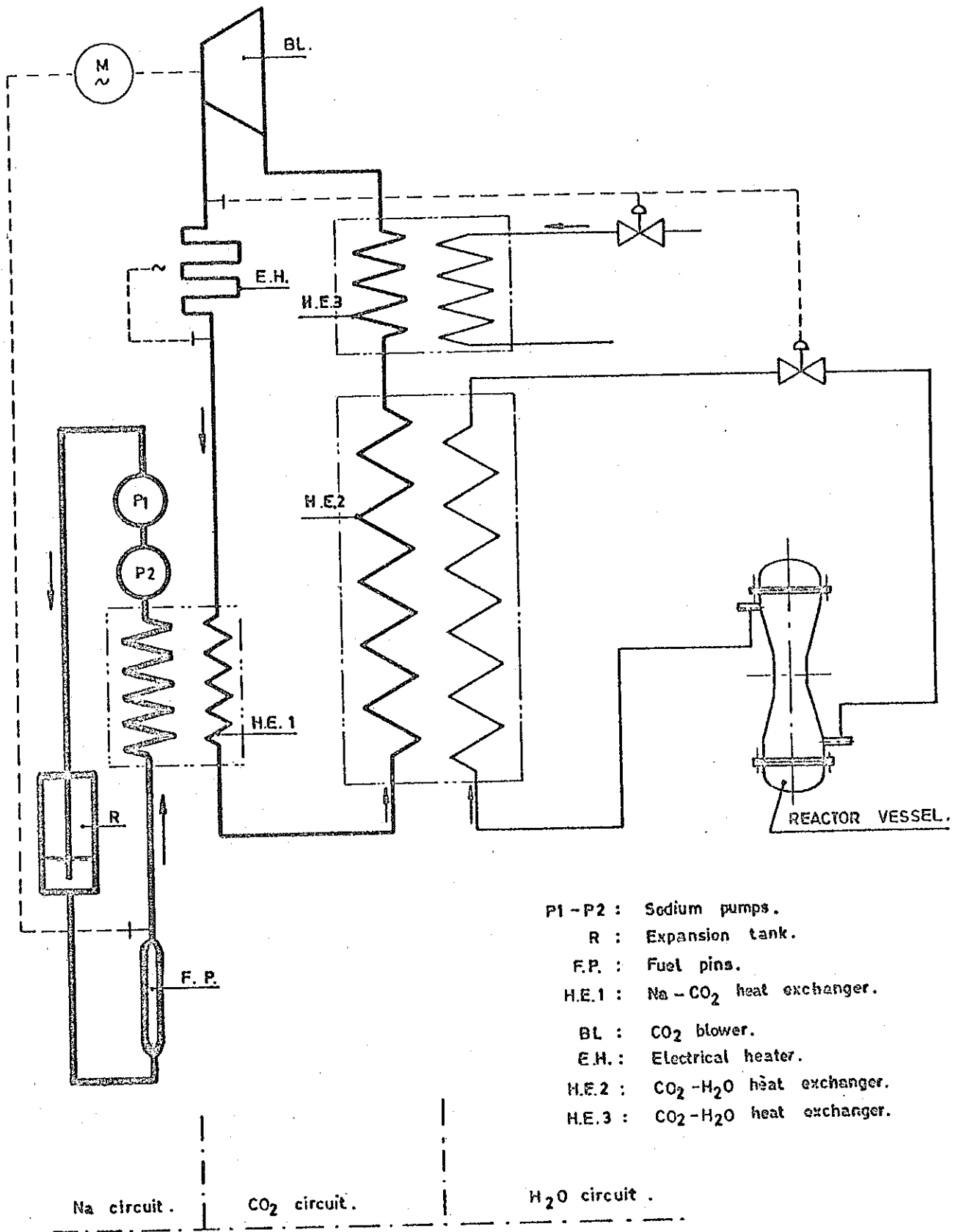
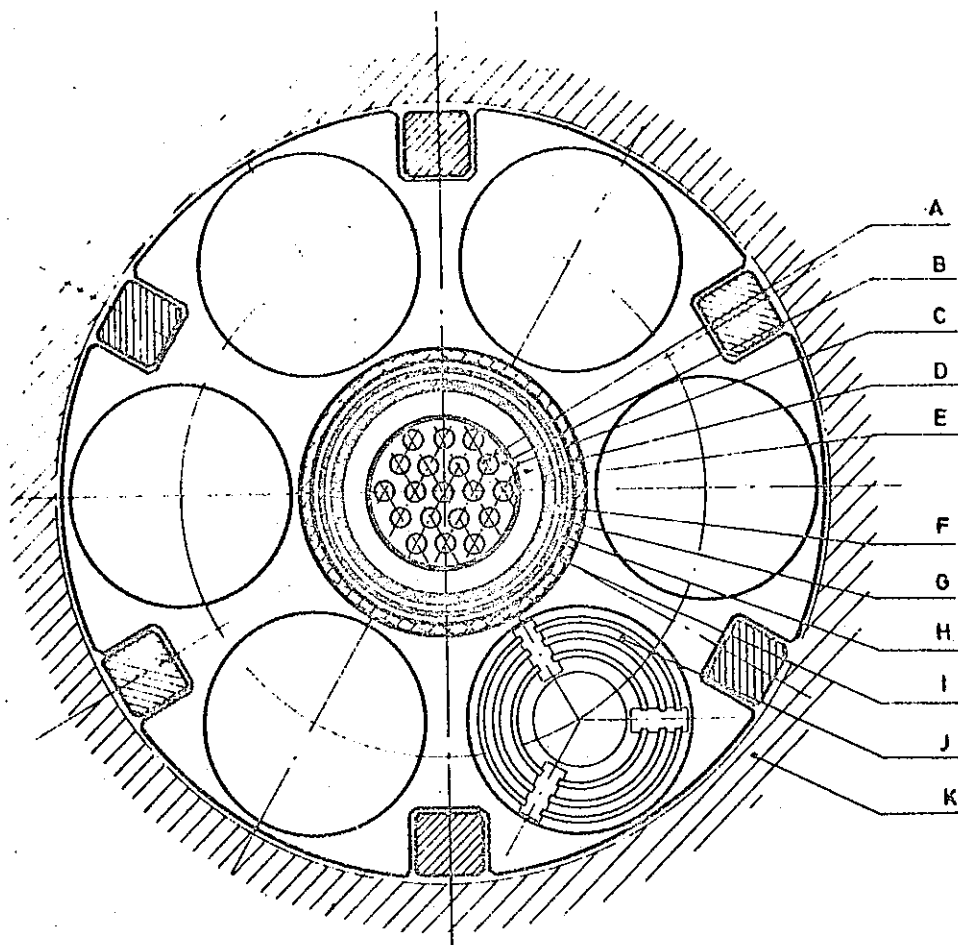


Figure : 2. GENERAL FLOW SHEET .



- A : Fuel pins (19).
- B : Sodium upward flow.
- C : Central tube ϕ 40.8 / 42.5 mm.
- D : Sodium downward flow.
- E : Sodium containment tube ϕ 53 / 59.5 mm.
- F : Stagnant CO₂ gas.
- G : Pressure tube ϕ 61 / 64 mm.
- H : Water gap.
- I : Cadmium with Aluminium cladding ϕ 69/71 - ϕ 76/78 mm.
- J : Aluminium special plug with 6 fuel elements.
- K : Reactor Be matrix.

Figure: 3. CROSS-SECTION AT THE REACTOR MID-PLANE.

Paper 2/7 : Irradiation Work at EBR-II.(USAEC)

EBR-II における最近の経験の発表があつた。現在使用中の M K I 燃料, 改良中の M K I A 燃料, M K I A 燃料に対して Smear Density を低下させ, Clad 肉厚を大とし, ガスプレナム体積を増加させた M K II 燃料に対する比較がある。M K I, M K I A の差は Silicon 添加により限界燃焼度が非常にのびるといつている。M K I, M K I A 等の実験データを基礎として M K II 燃料の予測を行つている。

これらの燃料挙動を解析する計算コード(BEMOD) を開発し, これと実験値とを対応出来るよう修正して使用している。これによる計算結果は次図に示す通りであり, M K I A 燃料の照射結果とよく合致している。

また, M K II の燃料挙動の解析結果によると, 12% Burnup 程度まではステンレス鋼のスエリングが主体であり, 12% あたりで燃料のスエリングがこれと追いつくという結果を与えている。

EBR-II の Run No. 33A における照射試料の Loading 情況は別図の通りであり, 相当数の照射が進行している。現在までの EBR-II

炉心		試料数
<u>キャプセル</u>	酸化物	201
	炭化物	65
	金属	142
	サーメット	5
	構造材料	168
<u>アセンブリー</u>	酸化物	183
<u>ブランケット</u>		
<u>キャプセル</u>	酸化物	28
	炭化物	6
	金属	0
	サーメット	0
	構造材料	117

EBR-II の Control Rod Guide Tube の照射后試験の結果をみると, スエリングは中性子束と温度の函数であり, 必ずしも今まで考えられてきていたように簡単な問題ではなさそうである。照射后試験の結果は次図に示す。スエリングは最高の Fluence の位置で最大となつており, 最高温度位置ではない。したがつて, In-pile creep 試験は重要であると考えられる。

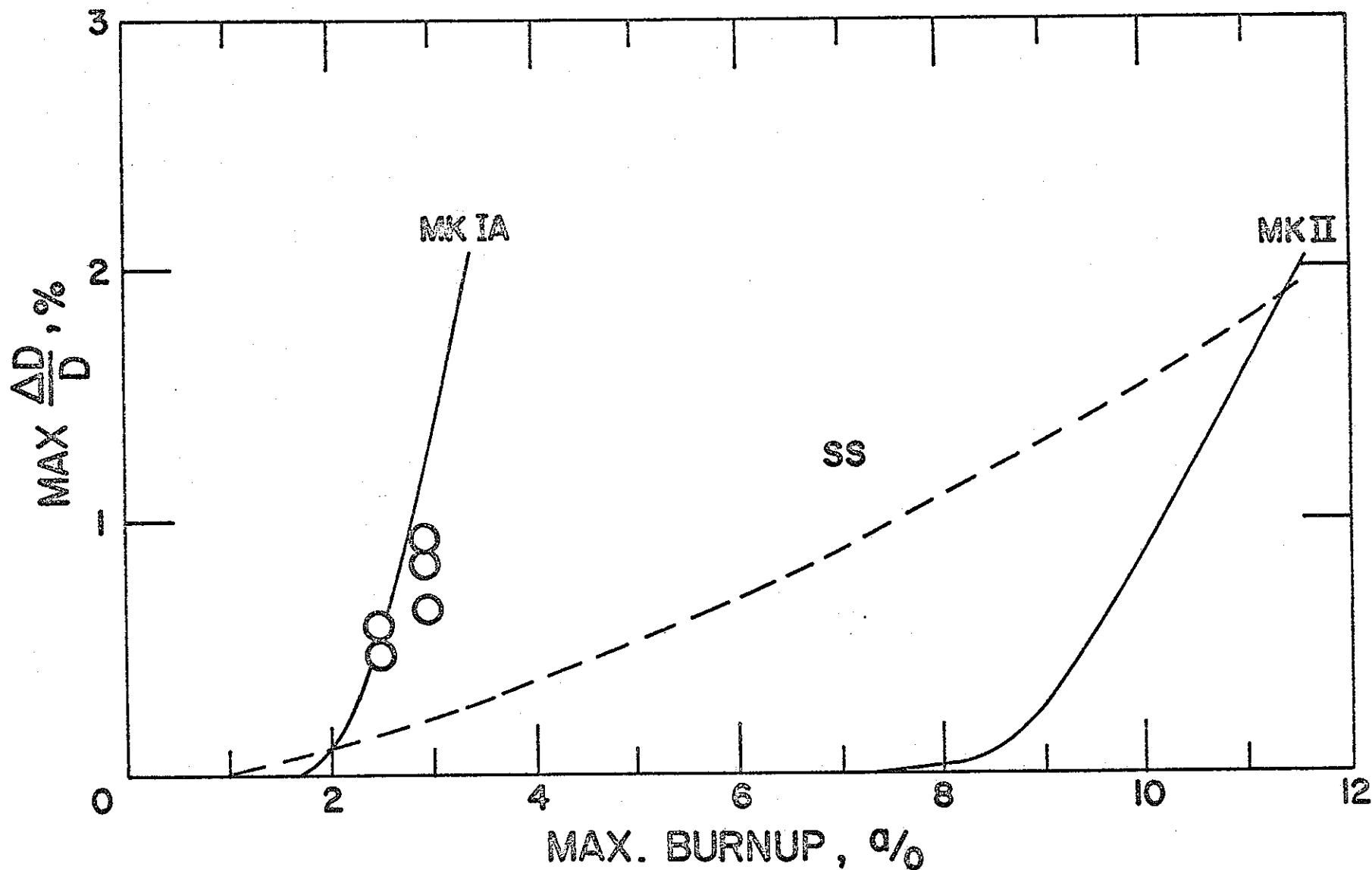
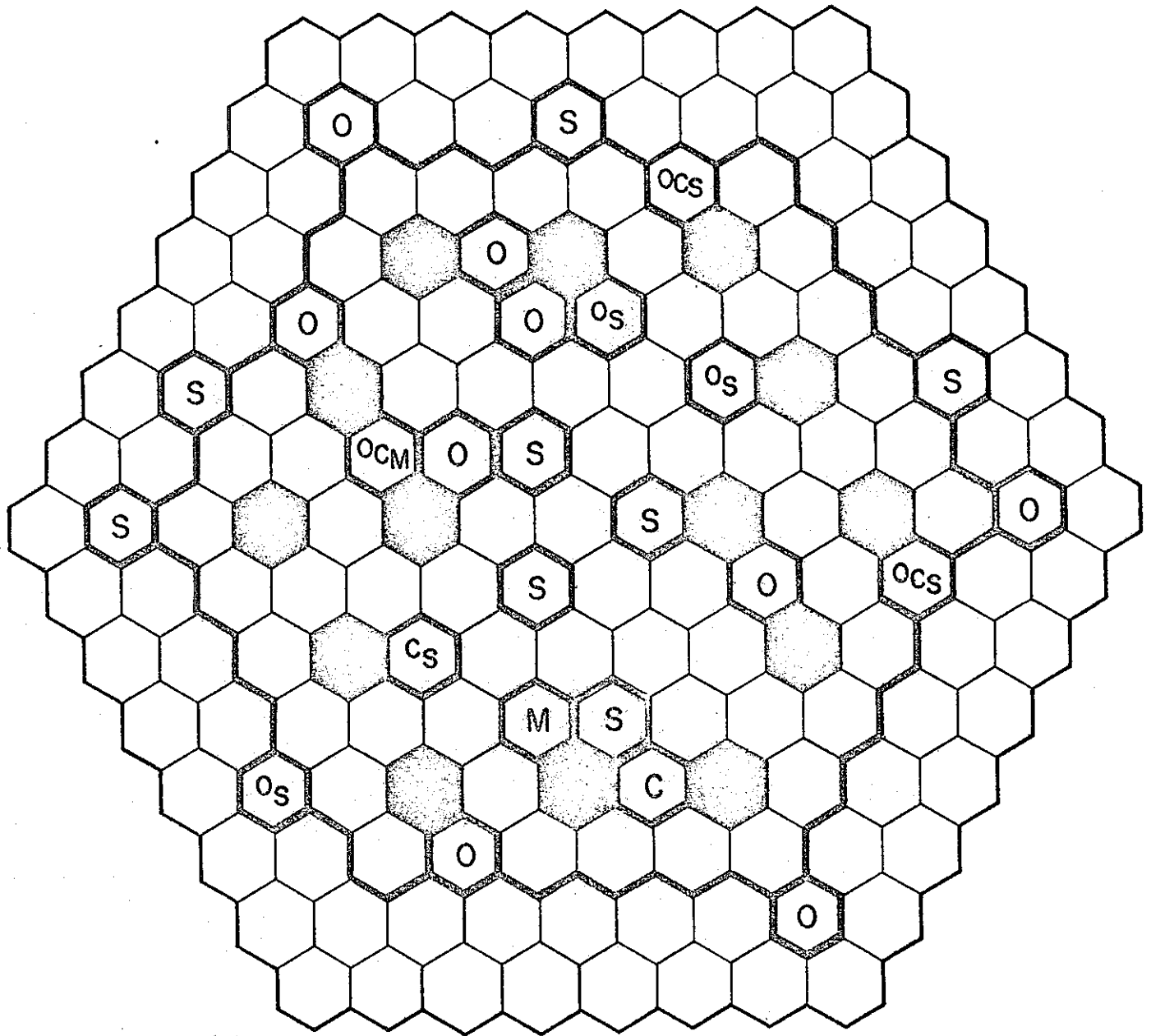



FIGURE 2. Maximum Clad Strain versus Burnup for Mark IA and Mark II. The points are from encapsulated MARK IA elements. The curves are extrapolations obtained from BEMOD. The curve labelled Mark II takes no account of clad swelling due to the flux of fast neutrons. However, the diameter change expected from the clad swelling (lightly dashed line) exceeds this prediction for all burnup and thus should be the curve followed by the Mark II.

FIG. 4 LOADING OF EXPERIMENTAL IRRADIATION
SUBASSEMBLIES IN CORE (RUN No. 33A)



IRRADIATIONS EXPERIMENTS

- O - OXIDE FUEL
- C - CARBIDE FUEL
- M - METAL FUEL
- S - STRUCT'L MTL.
CERMET FUEL

 - CONTROL OR SAFETY ROD

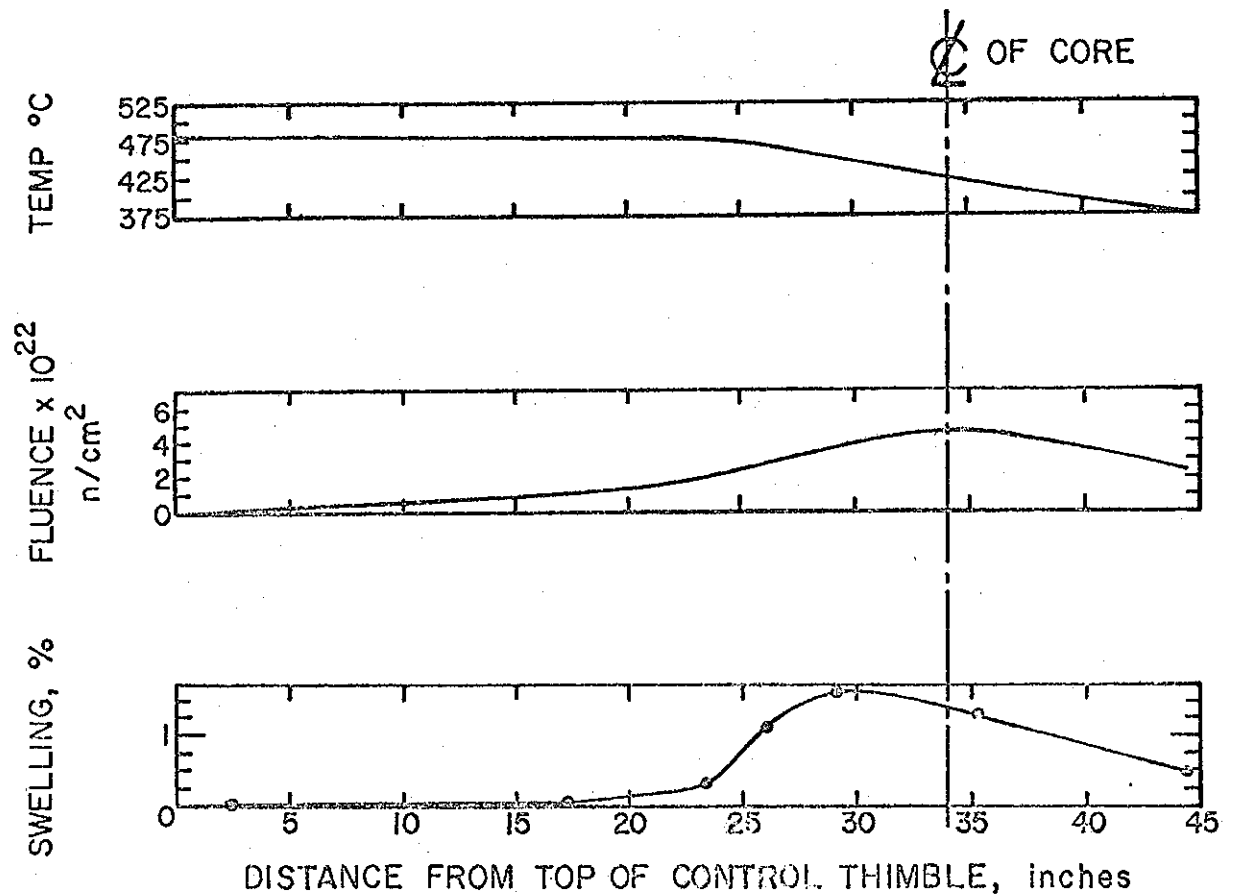


FIGURE 5. A Summary of the Swelling Results Obtained on Type 304L Stainless Steel Control-rod Thimble. The swelling results came from density measurements (from Ref. 6).

Paper 2/8 : The Safety of D.F.R. Irradiation Experiments (UK)

D F Rにおける照射試験の安全について説明があつたが、内容的に重要なものではなかつた。

Session 2 の主要討議内容

Q : 被覆管とワイヤーラッピングの問題, Grid の問題

A : ○ Rapsodie-Fortissimo は ϕ . t を同じにするよう使用する予定であるので、特に問題はなと考へている。スエリングによる Clad と wire の問題については現在にはつきりした答がない。

○ ドイツの KNK, SNR は Grid を使用する予定。スエリングは問題にならないと考へている。Grid をおく位置は中性子束の低い所にする予定。

Q : D F R の改良について

A : D F R は下向流であるため、流れが止つたときに問題となると考へられがちであるが、現在までの経験、水による試験の結果、全く問題がないと考へている。D F R は現在満足に運転しているので特別に改造は考へていない。

Q : Failed Fuel があつても運転をつづけるといつているが、許される Failure の程度は、

A : ○ BR-2 は Loop の上部に近ずける水準までは問題をなしとしている。Cover Gas のスイープをやつているので、Failure の検出は可能、しかし、Na と燃料の接触があるかどうかは不明。

○ D F R では 77 本ピン照射をもつとも重要な照射と考へており、この Failure を知ることにもつとも重点をおいている。Radon のモニターをやつている。

また、この集合体には上部と下部に Catch をもつている。検出装置として Delayed Neutron モニター、Acoustic モニターももつている。

○ Rapsodie は Δk の大きな変化、Cover Gas 中の FP が通常レベルの 4~5 倍になつた場合、Delayed Neutron が通常の 10 倍になると炉を停止している。

Q : BR-2 Cd のバーンアップの問題は

A : Cd のシールドは外側から次第にくわれて行く。しかし、0.3 mm の有効厚さがあれば十分であるので問題ない。ただし Cd シールドの均一であることが重要である。

Q : EBR-II での破損燃料の検出法は

A : 現在の EBR-II では Suspected fuel をさがすのに時間がかかつている。これを短時間に検出する一方法として Nat Xe (アイソトープ比のことなるもの) を Pin に封入し

DY5 C140
(UCS). NK 17/11/79
17 217

である。Cover Gas を質量分析にかけることにより測定しようとしている。Xe tagging によるリークの検出には数分から数時間を要しているが、今までの Iron Wire Collector 法よりははるかに短時間である。

Q : EBR - II での照射ピンに対する Criteria は。

A : Weld 部の inspection, Clad 材の品質検査をもつとも重点的におこなっている。

Q : K N K . II , S N R 両方とも Committed Program か、

A : K N K . II は Committed Program と同様であり、近く Commit されるはずである。

S N R は NO firm Committment の段階である。

Session 3

Civic Reception. 特記事項なし。

Session 4

Paper 4/1 : U C 照射について (U S S R)

BR - 5 で Carbide 燃料を照射している。

Clad は 18Cr, 15Ni を使用

Carbide は Sintered Pellet で 30% 濃縮 U C .

Carbide は 500℃ の Clad 温度で照射したが、将来は 700℃ の Clad 使用温度となると思われるので、将来は 700℃ で照射する予定。

Carbide で Na Bond を使用すると共存性の面で問題があるので、合金化、保護被膜の使用等を検討中。

800℃, > 1700 時間の試験で Stoichiometric Carbide は問題を示していないが hypo のものは問題があつた。ステンレス表面の炭化, Carbide の脱炭等を測定している。

BR - 5 の Inpile loop (Na 流速 5m/s, 入口温度 375℃, 出口温度 500℃) で照射しているものは、3% Burnup まで到達しており、近く照射后試験を行う予定。

SM - 2 では Carbide の照射挙動を試験しており、

- Compatibility With Clad
- 1000 ~ 1100℃ 中心温度時のガス放出率
- Bonding の効果

を測定。現在 4 a/o Burnup 後の照射后試験を実施中。

Paper 4/2 : Target 79 (USAEC)

FFT開発には、材料data, 設計データ, 炉運転の詳細, 照射后試験の詳細等を全て Computerized Storage とする計画である。例えば Clad Pipe の製造工程, 検査結果等は全て BNWL の data Center に集め, 計算機に Store してある。

照射后試験には NASA が開発した新しい方法を使っており, データの見落としが少なくなっている。また Scanning Slection Microscope や Electron Microprobe 等の新鋭機が使用されている。

Paper 4/3 : Rigs for Irradiation in BR-2 of Fuel

For Fast Reactors (Belgo Nuclear)

BR-2 での照射経験について説明があつたが特記事項なし。

Paper 4/4 : Experimental Devices for Fast Neutron

Irradiation (CEA)

Paper 4/5 : Irradiation Rigs for the Dounreay Fast

Reactor (UKAEA)

Rapsodie および DFR 用に設計された燃料用, 材料用の各種の照射 Rigs の設計内容について説明がおこなわれた。詳細内容は論文を参照されたい。

Session 4 の主要討議内容

Q : Wire Wrapping の場合の問題

A : Wire の所に Gas がたまつたり, non Wetting の問題があつたりしたことはない。高温で Wire の Slight Shift を認めただが, Spacing に変化はなかつた。Wire の位置等で特別高い温度を示したりはしていなかつた。

Q : Carbide に Mo の Clad を使用しているが, (USSR)

A : 高温で使用するので, Mo を一つの Prospect として Test しただけ。

Q : ソ連の T/C に問題は

A : 昔, 問題があつたが, 現在は大丈夫である。測定に必要な最高温度は 1100℃であり, W-Re で Nb Clad の T/c を使用している。将来はもつと高い温度まで測定する必要が出てくる。

Q : ベルギーの T/C の問題は

A : T/c を Clad に Spot Weld して用いている。しかし, Low Burnup の場合のみである。T/C としては MgO を Insulator に使い, T/C の外径は 0.5 mm である。

Q : フランスの使用している SiC の Templug の精度と alloy diffusion method について

A : SiC 法の結果と T/C を比較したところ、400~550℃の範囲で精度は±10℃である。600~650℃の範囲では計算によると±20℃以下であろう。

Alloy diffusion 法はまだあまりはつきりしていない。

Q : 計装 Rig について、

A : ○ UK は 15~20 の Rig を開発しており、現在 DFR に 6~9 が入っている。

○ Rapsodie 用に 5 種の Rig を設計している。

Q : r-heating の測定について

A : Rapsodie はカロリメトリック法で測定している。

Session 5 DERE 訪問

DFR, PFR, 照射后試験施設訪問。特記事項なし。

Session 6 Informal Discussion

Free Discussion がおこなわれたが、発言の主要内容を要約する。

米国は酸化物、ステンレス被覆の燃料の開発に 150 m\$ を必要とすると考えている。今まではどちらがというやみくもに照射試験が行われて来たように思われる。時間と金を Save するには Analytical と Mathematical な Approach がどうしても必要である。照射後の性質を予測出来る計算コードの開発が重要であると考えており、これにより、ある程度のスクリーニングが出来れば、照射に対する重荷がいくらかでも軽くなると思っている。いつまでも Try & error 方式をとるべきでないと考えているとの発言があつた。

これに対し、UK は照射については米国のようにむつかしき考えずにやっている。英国は 2 % think 98% do でやってきている。UK では Dont think too much という考え方をとっている。

英国はステンレスのスエリングについて言及し、高い damage の予想される材料は取替可能のように設計すべきであり、PFR はそのように設計されていると発言あり。

米国は海軍用炉の開発で、米国流の考え方をとり成功した。その例が CYGRO コードである。また、解析コードの確立により、熱中性子炉での照射データを高速炉の場合に Convert することを努力中であり、これが成功すると、山ほどあるデータが有効に使えるようになる。

米国は特に計算コードの開発により、照射データの外挿の巾を大きくしようとしていると説明

し、多くの共感をかつていた。

ドイツは、照射炉に金をかけず、Demonstration 炉に金をかけ、これに照射施設を附加することを考えている。現在はOxide ではじめて、Carbide に変える予定。

Oxide は600W/cm Carbide は1300W/cm を目標としている。

ソ連の高速炉開発は1958年に5MWのBR-5を運転し、この結果から、350MWeのFBRを建設することになった。BOR-60とBN-300を併行してやつている。

BN-600(660MWe)が次の計画である。BOR-60は1968年に炉物理試験を実施したが、本年ももつと試験をつづける予定。高速炉の開発には材料の開発が重要であり、高温(750℃)でReliable に運転できる材料が必要である。これにはオーステナイト系ステンレスにMo, Nb, Bを入れればよいと考えている。

Session 7

DERE訪問のため欠席。論文のテーマだけをあげておくと、

Paper 7/1 : Interpretation of Displacement Damage in
Irradiation Effects Studies on Structural
Materials in a Fast Reactor (Sweden)

Paper 7/2 : USSR 論文

Paper 7/3 : The Assessment of Reactor Data in the Dounreay
Fast Reactor (UKAEA)

Paper 7/4 : USA 論文

Paper 7/5 : Analytical Approximations in Fast Neutron
Spectrometry(Rumania)

Paper 7/6 : Measurement of Some Physical Parameters of Rapsodie
(CEA)

Paper 7/7 : Temperature Measurements in Uninstrumented
DFR Experiments.(UKAEA)

Paper 7/8 : The Use of DFR for Some Materials Irradiation
Experiments of Significance to Thermal and
Fast Reactor Designs (UKAEA)

Session 8

Paper 8/1 : Design Features and Testing Capabilities of
the Fast Flux Test Facility (USA)

FFTFでは、 $4\frac{1}{2}$ " 径の燃料集合体（大体217ピン/(S/A)相当）が照射出来る。これは実用炉で考えられる集合体の大きさである。

FFTFの全体配置図を次に示しておいた。

また、FFTFの炉心断面と、各集合体に対する計装の方式を次に示してある。計装は Fuel Handling System に取付けられており、図に示されておるように運転中は集合体の直上に、燃料取替中は横に移動している方式をとっている。

FFTFの主要設計項目と Loop 等照射能力について次の表にまとめてある。

またFFTFのもつ、照射后試験能力および、照射試料の流れについては次表および次図に示してある。

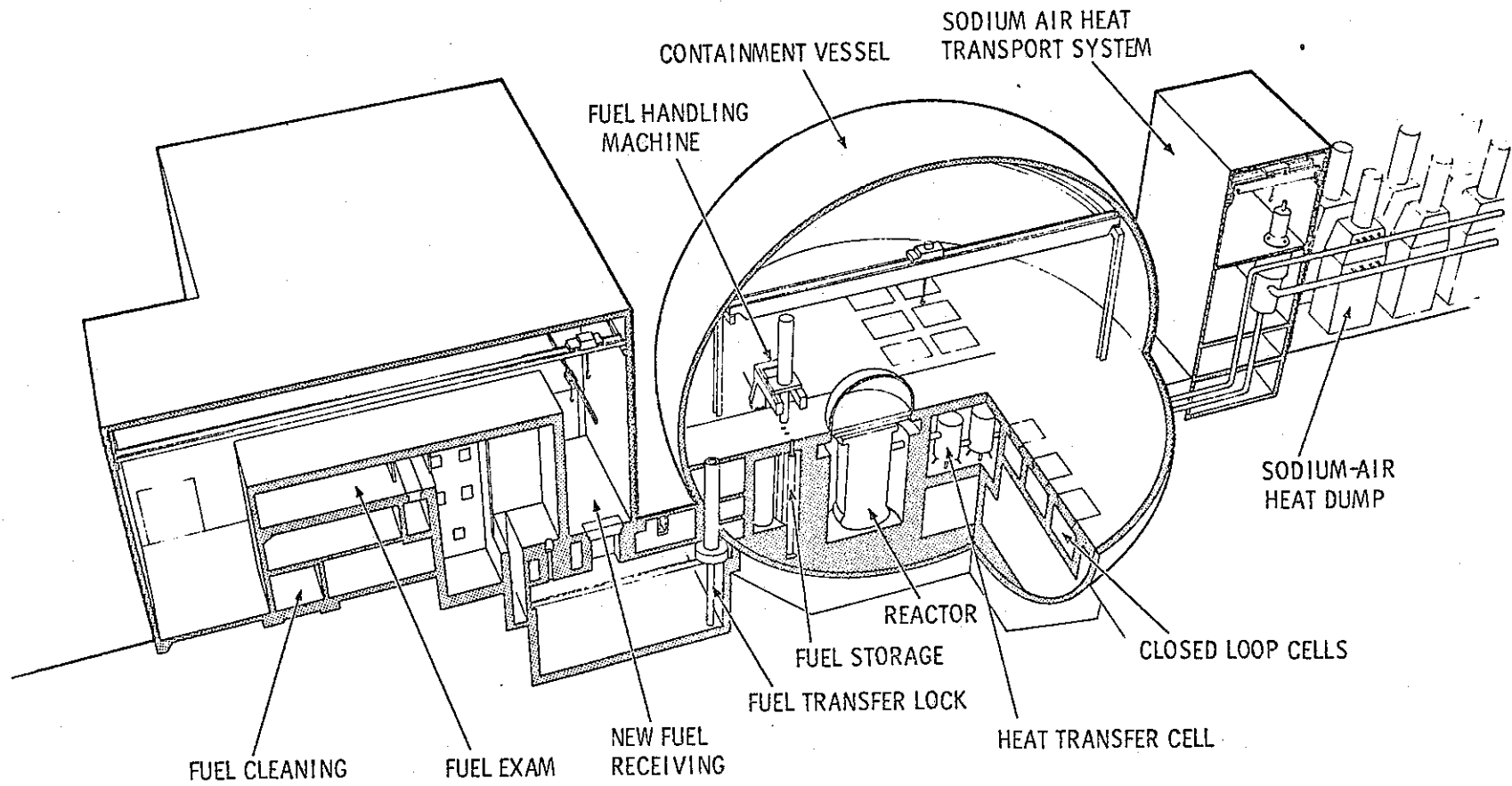


Fig. 1

Overall Plant Arrangement

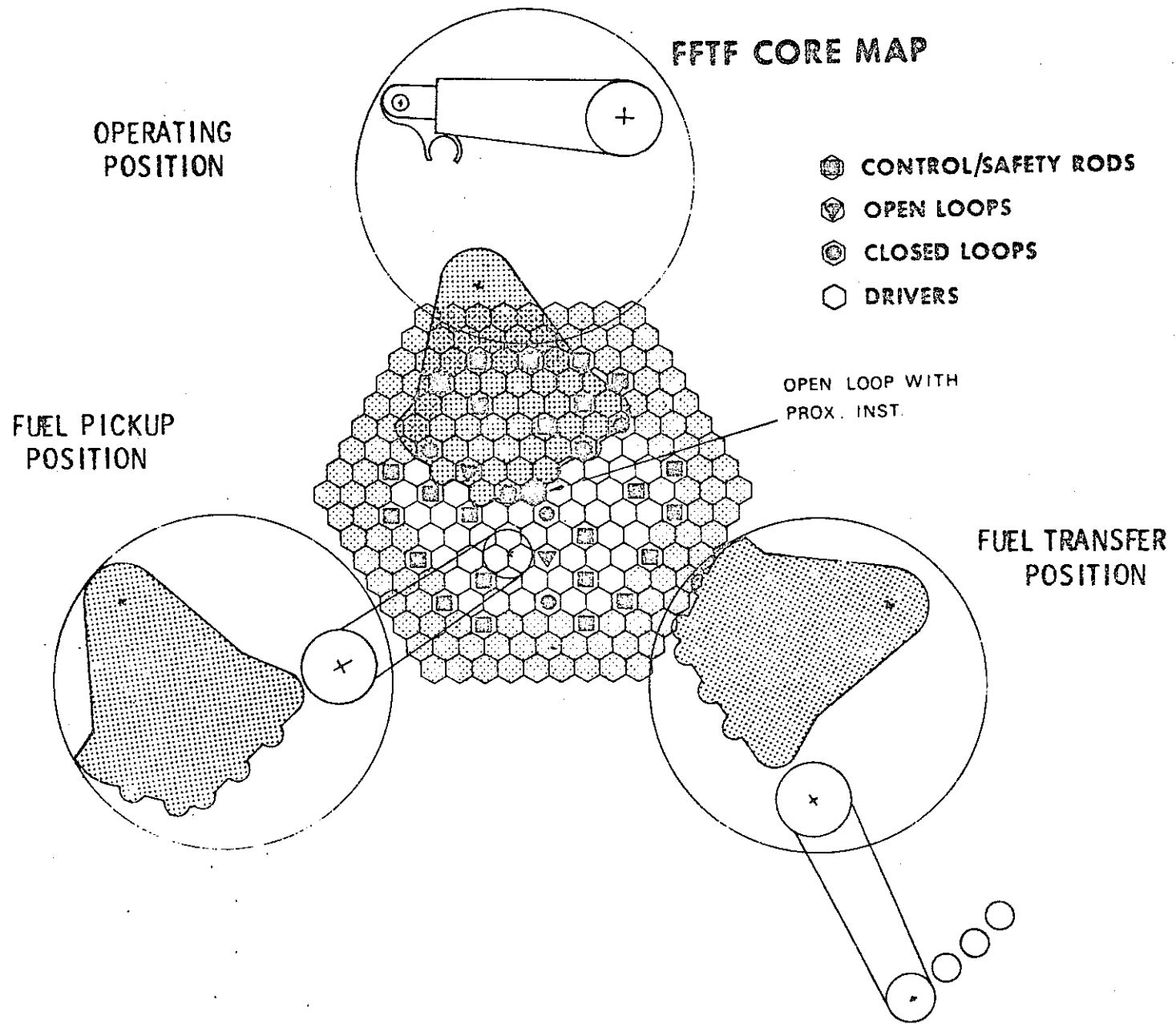


Fig. 2

Core Map and Fuel Handling Schematic

TABLE I
SUMMARY OF PRINCIPAL CONCEPT
CHARACTERISTICS AND DATA

	<u>VALUES</u>	<u>STATUS*</u>
Core Arrangement	Vertical	1
Peak Flux	7.3×10^{15} n/cm ² /sec	2
Total Power	400 MW(t)	1
Core Volume	1025 liters	2
Reactor Bulk Inlet Temp.		
Initial	600°F (316°C)	2
Design Maximum	900°F (483°C)	1
Reactor Bulk Outlet Temp.		
Initial Core	900°F (482°C)	2
Design Maximum	1200°F (649°C)	1
Fuel Composition	20-30 vol % PuO ₂ , balance UO ₂	2
Fuel Cladding Material	316 SS	1
Linear Heat Generation Rate, Ave.	7.85 kw/ft (258 w/cm)	2
Fuel Assembly Length	14 ft (427 cm)	2
Fuel Geometry	Hexagonal pin cluster	1
Fuel Pin Diameter	0.230 in (0.585 cm)	2
No. of Pins per Assembly	217	1
Lattice Spacing	4.175 in (11.97 cm)	2
Doppler Coefficient	-0.004 T ($\frac{dk}{dt}$)	2
Power Density	0.4 MW/liter	2
Number of Heat Transport Loops	3	1
Primary Loop Material	304 SS	1
Design Pump Head	500 ft (152 m)	2
Design Flow Rate, Per Loop	14,000 gpm (885 l/sec.)	2
Capacity, Per Loop		
Initial	133 MW	2
Ultimate	177 MW	2

*1. Firm concept characteristic.

2. Current reference design value.

TABLE II

IRRADIATION TESTING CAPABILITIES

	<u>VALUES</u>	<u>STATUS</u>
<u>Closed Loops</u>		
No.	6	2*
Heat removal capability	to 4 MW	1
Test section outlet temp. (maximum with bypass flow)	1400°F (760°C)	1
Test section diameter	2.5 in (6.34 cm)	2
Test section length	36 in (91.4 cm)	2
Pumping lead (primary)	250 lb/in ² (17.6 $\frac{kg}{cm^2}$)	2
Test section pressure drop (maximum)	90 lb/in ² (6.33 $\frac{kg}{cm^2}$)	2
Flow	to 300 gpm (18.9 l/sec)	2
<u>Open Test Positions</u>		
No. with contact instru- mentation	2	2
No. with proximity instrumentation	1	2
Power, test assembly length and cross section, coolant temperatures and purities	same as driver fuel assembly	1
<u>Short-Term Irradiation Facility</u>		
Type	Trail Cable	2
No.	1	2
Irr. Time (Min.)	1 minute	2
Sample length (max.)	24 in (61.4 cm)	2
Sample diameter (max.)	2.0 in (5.08 cm)	2

*1. Firm concept characteristic.

2. Current reference design value.

TABLE III

FFTF FUEL EXAMINATION FACILITY OPERATIONS

<u>Operation</u>	<u>Limited Interim Examination^a</u>	<u>Extended Interim Examination^b</u>	<u>Final Non-destructive Examination</u>
Duct removal	X	X	X
Disassembly		X	X
Reassembly		X	
Visual inspection	X	X	X
Photography	X	X	X
Overall dimensional measurement	X	X	X
Length, warp & cross-section measurement of pins, specimens and hardware		X	X
Fuel pin defecting		X	
Neutron radiography	X	X	X
Gamma autoradiography	X	X	X
Gamma scanning	X	X	X
Instrumentation tests	X	X	X
Instrumentation repair		X	
Replace duct	X	X	
Weighing		X	X
Leak testing		X	X
Bond testing		X	X
Fission gas collection and measurement		X	X
Repressurizing and sealing after fission gas collection		X	
Milling & cutting of capsules, hardware & irradiated components			X
Preparation of specimens for shipment			X

a Limited Interim Examination Operations are performed on items whose decay heat output, inspection requirements and design permit inspection and return to the FTR during a scheduled reactor outage.

b Extended Interim Examination Operations are performed where one or more reactor operating cycles are required for inspection before return to the FTR.

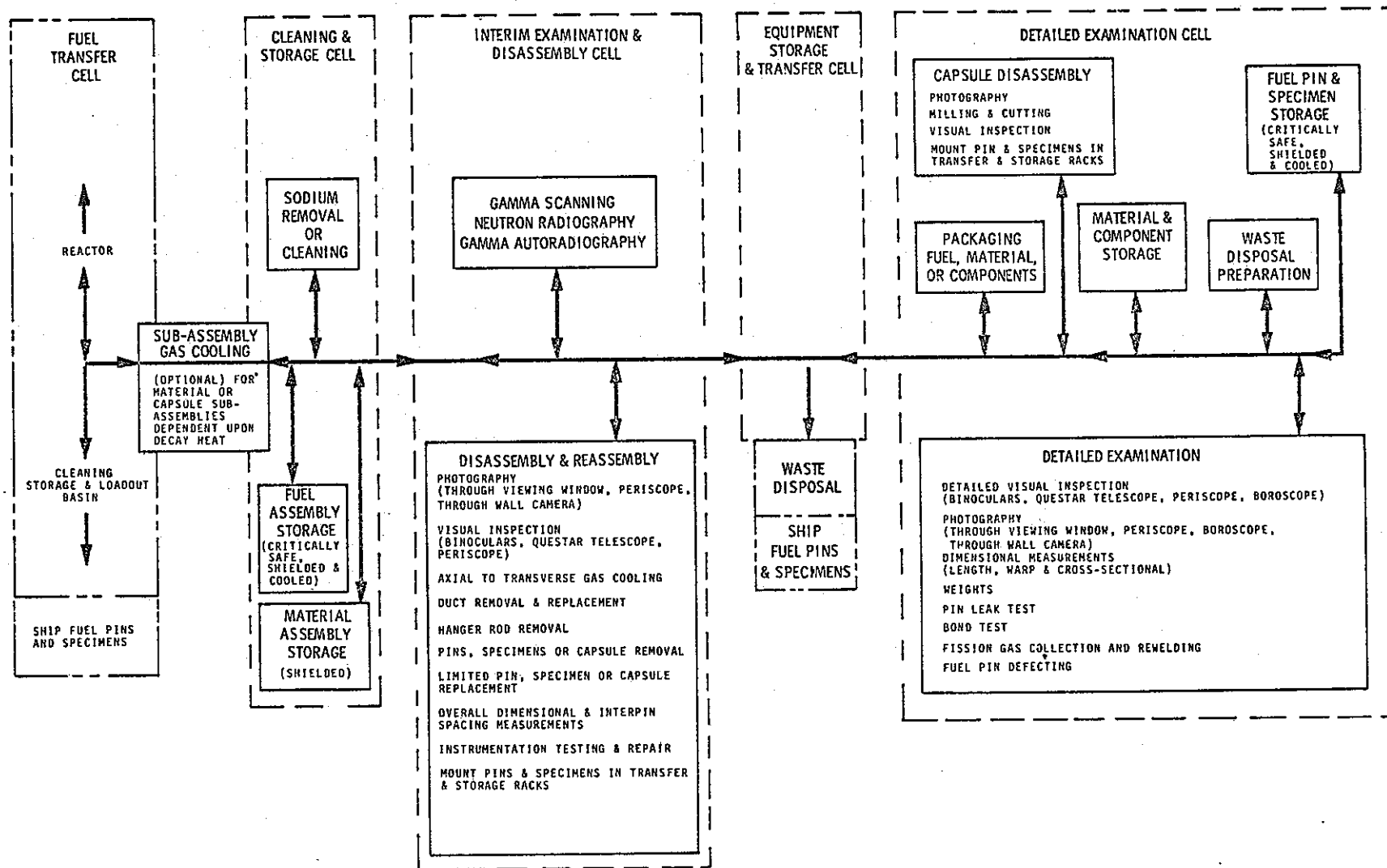


Fig. 4

Materials and Flow Diagram for Examination Facilities

Paper 8/4 : PFR Irradiation Facilities (UK)

PFRは原型炉であるが大型照射施設としても設計がされている。PFRがDFRに比して、照射炉として異なる点は

	PFR	DFR
中性子束	88×10^{15}	2.5×10^{15}
許容燃料出力	1000W/g	260W/g

である。PFRで予定されている照射内容は、

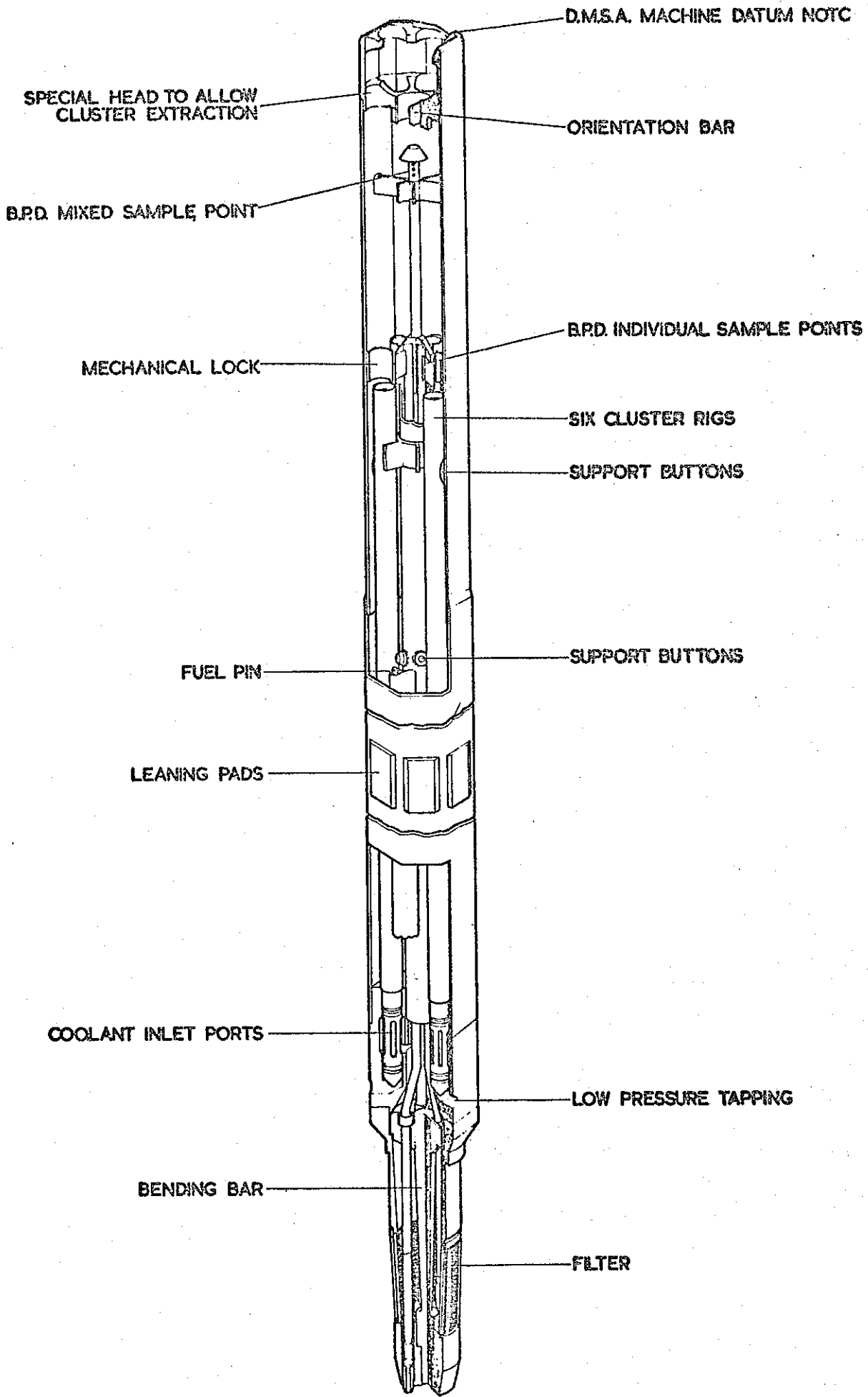
- a) 燃料集合体の Failure までの試験
- b) 被覆管の Stressed, unstressed 状態での照射
- c) 被覆管の Inpile Creep
- d) 燃料の温度サイクル照射
- e) Loop Capsule による照射

等が予定され、それぞれの目的に合致した照射Rig の設計がおこなわれている。

PFRでは動燃の計画同様、途中検査が出来るよう分解が可能な Demountable Fuel が一部で使用される予定である。

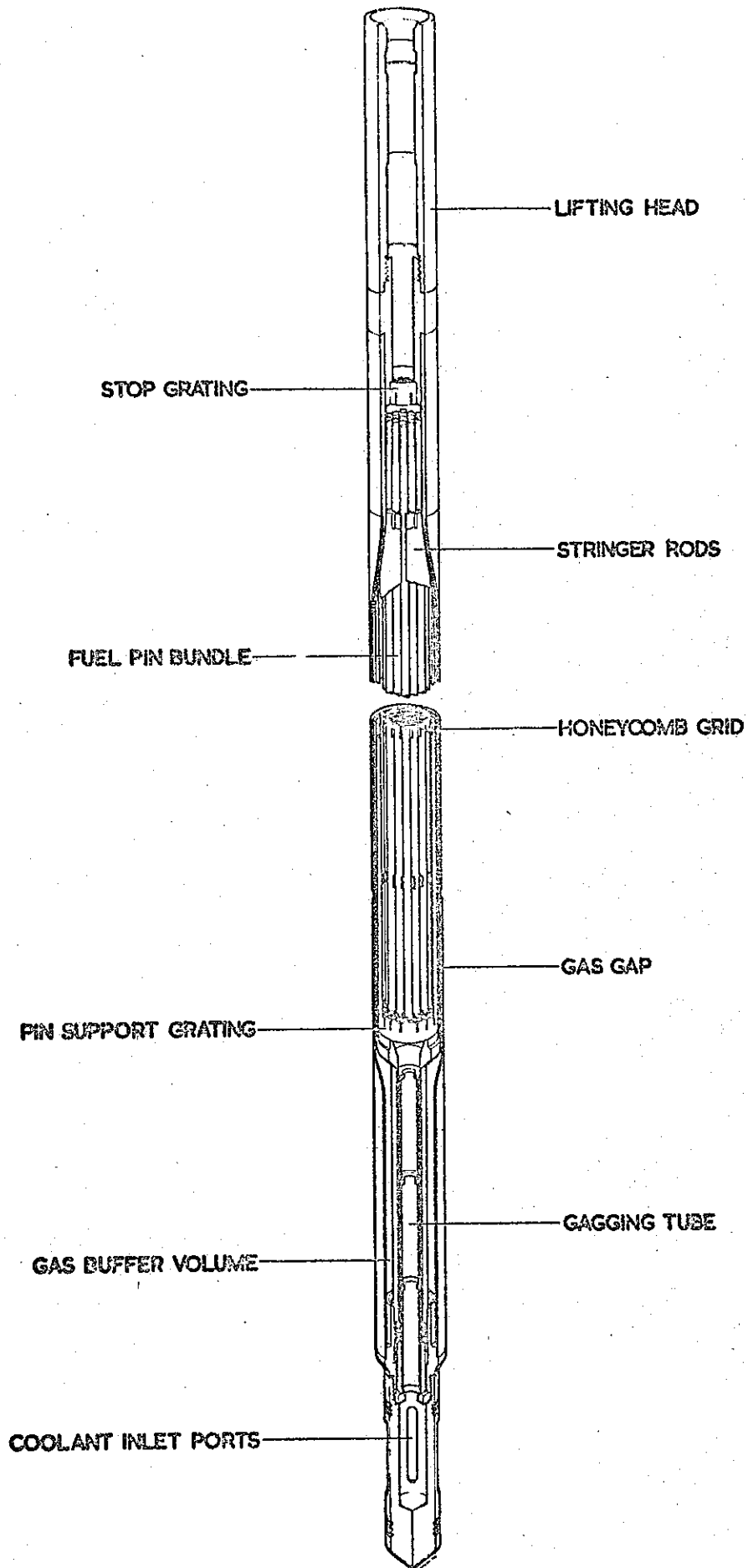
Demountable Fuel は6本、Fuel to Failure 試験用は4本がPFRに入れられる予定となっている。

Demountable Fuel の概略図を次に示してある。



DEMOUNTABLE SUB-ASSEMBLY

FIG.2.



DEMOUNTABLE SUB-ASSEMBLY 19 PIN CLUSTER

(UK)

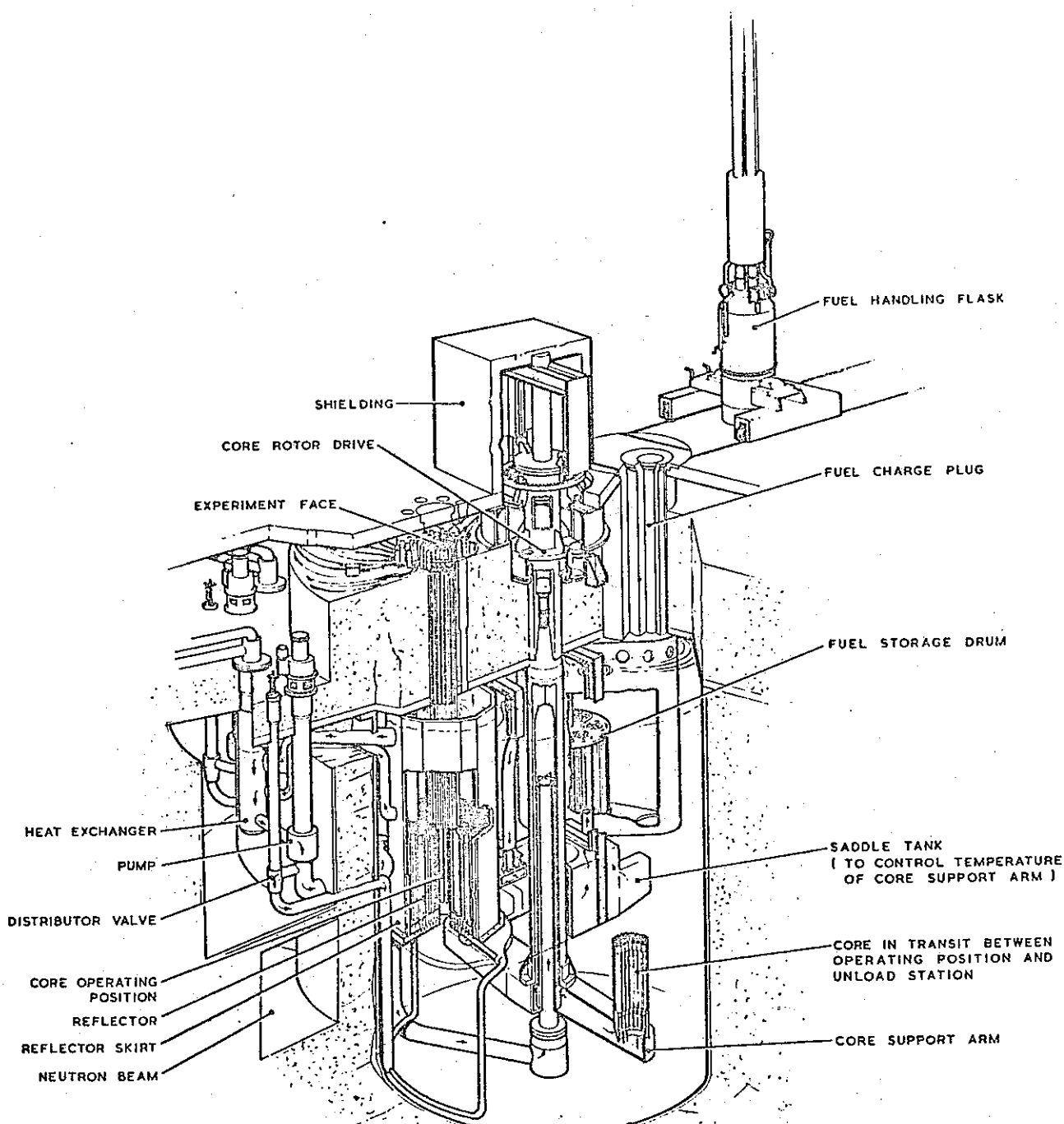
高速炉の材料照射は重要な問題であるが、現在の高速炉は材料試験のために設計されていないので、UKハールウェル研究所で材料照射専用の原子炉を設計してみた結果の報告である。

材料照射用高速炉としては、

- a) 中性子束は 10^{16} n/cm² sec 以上
- b) 中性子スペクトルは Hard Spectrum であること。
- c) 熱出力は min とすること、100~120 MW t でよい。
- d) 計装が完全に出来ること。

の条件をみたさなければならない。

ハールウェル研究所の設計研究の結果は、ヤジロペー形の炉であり、次図に示す。これに使用する燃料集合体は特色のあるものであり、図に示しておいた。



N.B. COOLANT OUTFLOW FROM SADDLE TANK AND SODIUM LEVEL CIRCUITS NOT SHOWN.

THE MATERIALS FAST REACTOR

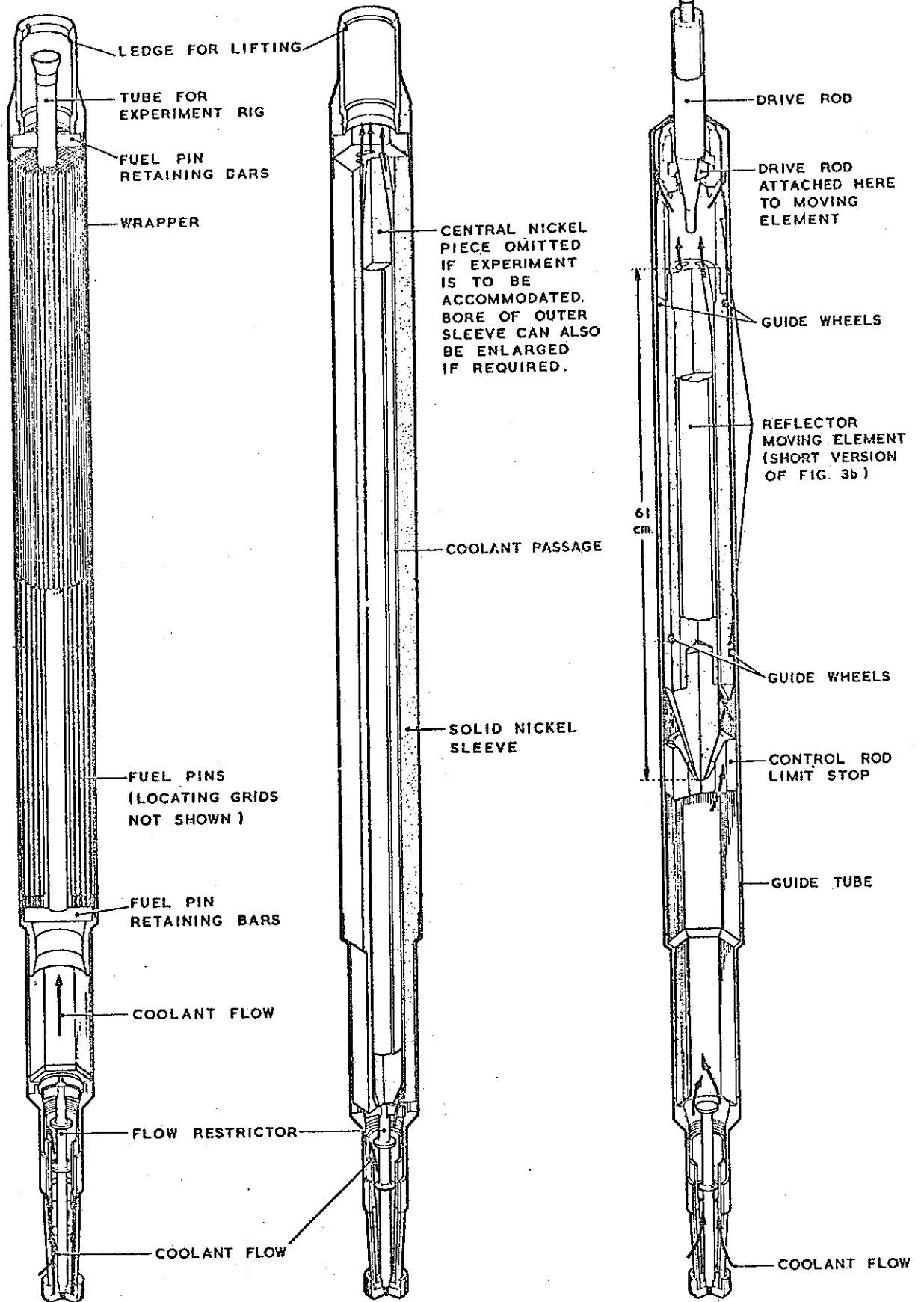


FIG. 3a. M.F.R. FUEL SUB-ASSEMBLY.

FIG. 3b. M.F.R. REFLECTOR UNIT.

FIG. 3c. M.F.R. CONTROL ROD & GUIDE TUBE.

Session 8 の主要討議内容

Q : FFTFは 10^{16} オーダー以上の中性子束が必要と思う。したがってより High Power, High Flux を計画すべきではないか。

A : 現在の計画は初期炉心についての数値であり、将来は 10^{16} 以上の中性子束で使えるような炉の設計になっている。

Q : FFTF, PEC 等の Loop について。

A : OPEC は Inpile Loop に Na Loop の他に He Loop ももっている。

○ FFTF は Na Loop である。しかし、Option はある。

○ MFR は Na, Gas, Steam-Loop を考えている。

Q : 高速炉で TREAT のような施設は必要か。

A : UK は必要な施設と考えているが、局端な Transient の実験は当分 TREAT を借りて試験することで十分。

○ PEC は Transient 実験が出来るよう考えてある。

○ FFTF も Transient 実験が出来るよう考えている。

Q : FFTF の照射炉としての運転モードは。

A : 90日運転, 80日停止で年に4サイクル運転の予定。炉としての Total reactivity を大きくとるようにしてあり、運転には問題ないと思う。

Q : PEC の Na Loop の設計条件は。

A : 6 MW Loop, Na 入口温度 350~450℃

Na 出口温度 500~650℃

Loop は Interchangeable に設計しており、将来高い温度でも使えるように考えてある。

Q : FFTF と PFR のやり方の比較について。

A : 照射炉としては High Load Factor で運転することが必要。

High Flux が最終目標ではなく、大型炉の条件を近似することが必要であるので、将来は F

FTF, PFRとは別に Power Reactorをも Test Bed として使用することが必要である。

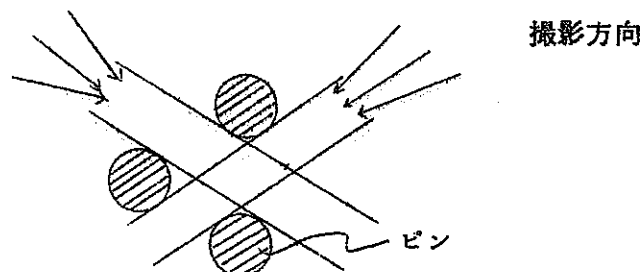
B. DFR 332/1 照射后試験

PNCのDFR332/1 照射后試験は

- Reactor Shutdown
- Nak の drain (30分ほどつりさげ)
- Cask で Transfer (Ar gas で Purge)
- Cave に入れる
- Cave で空気と十分に Contact させて酸化
- ビークルの外観検査
- ビークルの寸法測定
- ビークルの解体, ピン取出し
- 燃料ピンの外観検査
- Nak Oxide のふきとり
- Radio graph
- 直径測定
- γ - scanning

PNC ピンの取扱いは, Clad temp を超過しないという条件でやっている。Pinの表面に附着したNakの酸化物は, 少ししめしたTissueでもってふきとりをやっている。この除去法はCladの表面を変化させることなく, しかも除去も容易である。

ビークルのRadiographはビークル中に3本のピンが配列されているので, 下図のごとく多数のフィルムを撮影し, 最も適切なもののみをえらぶ方式を考えている。



これは, ビークル解体前にピンの完全性をCheckするためのものである。

ビークルを解体しピンを引抜くが, この際oxide filmをscratchする。この引抜時のきずは直線的であり明瞭である。またマニプレータによるつかみきずはat randomである

ので区別出来る。

ビークルにピンを挿入するときは力はほとんどいらない。Grid についている dimple はベネ式ではない。挿入時に力を要するときは Grid を多少まげることにより挿入しているそうである。Grid type の組立のときの挿入抵抗などあまり気にしていない。

照射したピンの表面の色は Bluish Dark であるが、Dimple に接触していた部分は明らかに色が変わっている。これは熱伝達と Flow Pattern によるものであると想像している。DFR type の dimple でもって Clad に問題をおこしたことはなく Fretting Corrosion の問題もおこしたことはない。

照射ピンの寸法測定は Transducer 方式で測定しており、精度は ± 0.2 mils である。また測定中の drift は $0.25''$ に対して $0.2506''$ 程度である。測定前後に Standard でもって校正をしている。

γ -scanning は Integral γ scan と、 Ru^{103} 、 Zr/Nb^{95} のエネルギーで Scan している。 γ -Scan は Na I crystal を利用しており、Collimator は $1.5 \text{ mil} \times 1''$ の window である。

DFR 332/1 の燃料ピン設計はどれも Gap が大きすぎたのではないかとの DFR 側コメントがあった。Pellet stack が非常に irregular であり、今までの DFR の照射経験ではあまりみないものであったそうである。また Pellet の熱われも非常に特異なものがみられたといていた。

C, UK Winfrith 研究所訪問

Zebra による実験

Winfrith 研究所においては、FCA 用の Pu-Al 燃料について UK 側の要請で討議を行った。

まず、Zebra 実験装置の主任者である DR. Campbell より UK における Zebra を使用しての炉物理研究の現状その他について話を聞いた。

UK は、高速スペクトル領域での断面積測定は未だ十分の精度のあるものとは考えておらず、独自の核データ測定を続けており、現在も Zebra を使用して、一連の注意深く計画された実験を行いつつある。これは Zebra の中心領域に球形の Test section を作り、この Test section は丁度中性子のもれがゼロになるように計画している。この Test Section の外側に Driver 領域があり、さらに外側に天然ウランの領域が作ってある。この Test Section

は色々のアイソトープ比をもったPuで作ることとしており、この領域からの中性子のもれがゼロになっているかどうかは、Test Sectionの中心の一部の燃料を取出すことによっても反応度に変化がないことで確かめている。この実験データを計算でチェックし、これにより計算コード、ライブラリーのチェックを行なっている。

実験には、Pu金属、 U^{238} 金属、Na、C、H等を使用している。特にCはその断面積がよくわかっていことから較正用として使用している。Zebraでの実験では U^{238} のCaptureと Pu^{239} のFissionの比が1%以内の精度で測定出来る方法を確立しており、この方法を用い、正確な実験値を得ている。データは計算機で全てOn Lineで処理するようになっている。

中性子のもれゼロの実験に引続いては、もれのある場合の実験を行う予定。これでもってバックリングともれとの関係をはっきりさせる予定でいる。

さらに、ブランケット中のスペクトル測定を考へており、これでもって U^{238} のCapture Ratioを測定し、PFRのブランケットの構成を決める予定。

ドブラー係数、制御棒ワース、燃料交換方式、中性子束分布のゆがみ等はモックアップ試験でもって測定を予定している。特にdoppler係数についてはZebraの燃料の一部を部分的に温度が上げられるようにしてあり、これでもって局部的なdoppler係数を測定しようとしている。

現在まで、Zebraでは板状燃料を主として使用してきたが、すでにピンと板状燃料の場合の比較実験もやってきた。しかし、ピン燃料を用いる実験は今後もっとやる予定でいる。

また、 Pu^{240} の含有量の多いPuについての実験、金属燃料と混合酸化物燃料との比較実験、燃焼度のあがったときのもぎ実験等も予定をしている。

Zebraの当初の実験では、中性子のもれゼロの時の実験で中心部にPu 60~100Kg、ドライバーに U^{235} 約300Kgを用いて実験した。中性子のもれがゼロであればドライバーは U^{235} で十分である。しかし中性子のもれのある場合の実験を行うにはPuの炉心で行うのがのぞましい。しかし、このためにはPuが大量に必要となるので、現在はまだ手をつけていない。このような実験を行うにはPuの量として約500Kgを予定している。さらに、実用炉のモックアップを行なうには約1,000KgのPuが必要であろう。

UKの現在の見透しでは、Puの必要量は各炉型について

PFR	~650Kg Pu
600 MWe FBR	1,200~1,300Kg Pu
1,300 MWe FBR	2,000~2,500Kg Pu

と考えている。

Zebra のような臨界実験の場合、systematic と random error について評価しているが、これらの Contribution は小さく、Physics の error の Contribution の方ははるかに大であることがわかっている。Zebraでは FCAの2倍の厚さの板状燃料を使用しているが、これで十分であり、FCAのように非常に薄いものである必要性は認められない。

Zebra の実験では、Pu-U Metal, C, Steel の系の実験で、Steel の量を変えた実験を行なってみたが、この結果Steel の断面積を30%も修正をする必要が生じた例がある。

燃焼の進んだ燃料についての実験の場合、放射性をもたないPseudo F.P. を使用した。結果は計算とよく一致したといえる。この場合Pseudo F.P. は粉末をキャンにつめたものを使用した。

現在のWinfrith でのドブラー係数に対する精度は約30%のerror である。しかし、UK としては、ドブラー係数の精度は現在のところこれで十分であると考えており、Zebra の実験はDoppler係数を測定するよりも他の目的の方に重点をおいてある。

板状燃料と酸化物ピンの比較実験については、ピンの場合

- 非均質性の相異
- ピンの場合の中性子ストリーミングの問題
- 燃料の粒子の大きさの影響

について十分実験する必要があると考えている。ピンとしては現在1.5kgのPu燃料をもっている。

現在までのZebra での実験の成果については6月の学会で発表される予定である。

実験の技術として、燃料の板厚は厚くなる方向にあり、FCAの行き方と逆であると考えている。これはZebra としては板状燃料のDimensional Stability を要求していることと Foil Technique が使いやすくなることからである。

FCA 燃料へのコメント

以下、FCA の燃料について討議したが、

- 1) UKは92% fissile のPuを供給することは可能である。但し、Calder Hall炉を使用してこれから生産するのであるからCost は高くなる可能性がある。
- 2) Tokai炉級のPuであれば(82~85% fissile)供給について全く問題はない、

Tokai 炉の Pu が出てくるまでの間に先渡しすることは不可能でない。Loan の場合の利率は非公式の値として現在いえるのは年利 10 ~ 15 % 程度ではなからうかと考えている。正式には話合いに応ずる。

- 3) Zebra の経験からは、同じアイソトープ比の Pu の必要量は最小 60 Kg である。アイソトープ比の種々変ったもののある方がよいのはないか。出来れば将来炉で使用するアイソトープ比の Pu を持つことがのぞましかろう。
- 4) FCA 用燃料としては、実験の技術からして、厚板の方がよりのぞましいと考えられる。
- 5) FCA で要求している Thermal Expansion の要求を満足することは非常にむづかしい。UK では Thermal Expansion は安全上の Requirement となっていない。Zebra は forced air cooling をおこなっているが、この Cooling をやめると相当の Expansion があり、安全上問題はない。また、この場合の燃料の温度は 40 ~ 50 °C にしかならない。
- 6) UK では板状燃料の中にスプリングを入れることは全く考えていない。これは全く意味がないと考える。FCA のようにスプリングを入れると、スプリングの部分に中性子のストリーミングがおこり、炉心に不必要な非均値性を導入することになる。これは実験データの解析をよりむづかしくするものでしかない。そうでなくても解析は十分むづかしいものなのである。このスプリング使用はかえって Disadvantage となる。
- 7) FCA の仕様にある表面汚染 0.2 dpm/cm² を満足することはすこぶるむづかしい。これを満足するためにはピッキングを必要とし、ピッキングを行うと寸法精度が出なくなるという問題がある。
- 8) FCA では Ni の plating を要求しているようであるが、Zebra は Cu の plating をおこなっている。Cu の Plating でも十分なのではなからうか。
- 9) Zebra の経験からすると、濃縮度と板当りの重量が重要であり、寸法そのものはあまり重要ではない。Zebra の Plate の精度は

Cu Plating で	$\pm \frac{5}{1000}$ in
ステンレス被覆で	$\pm \frac{15}{1000}$ in
ミート で	$\pm \frac{85}{1000}$ in

である。

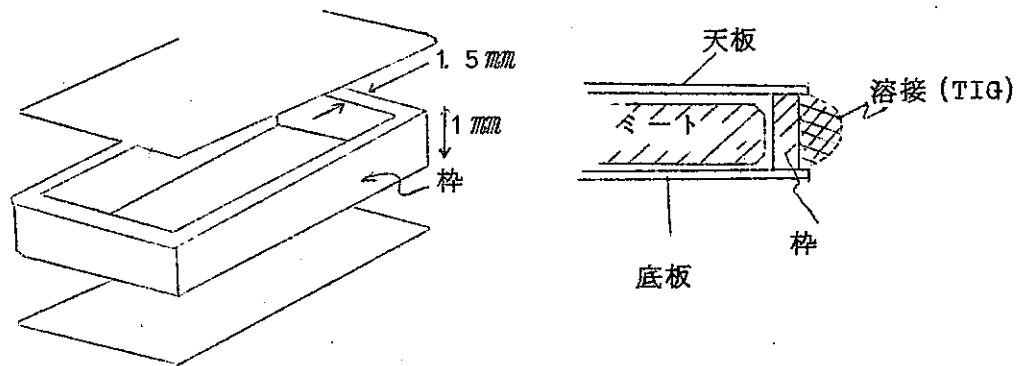
Winfrith Pu Labにて

Winfrith の Pu Lab では、Zebra 用の板状燃料を成形加工した。Pu-Al は Aldermaston の兵器工場 で加工，ロールし，キャンに封入するところを Winfrith でやっている。Pu Lab の規模は動燃東海の現有 Pu Lab に匹敵するものであるが，施設としては古いものであるので，何となくうすぼけてみえた。

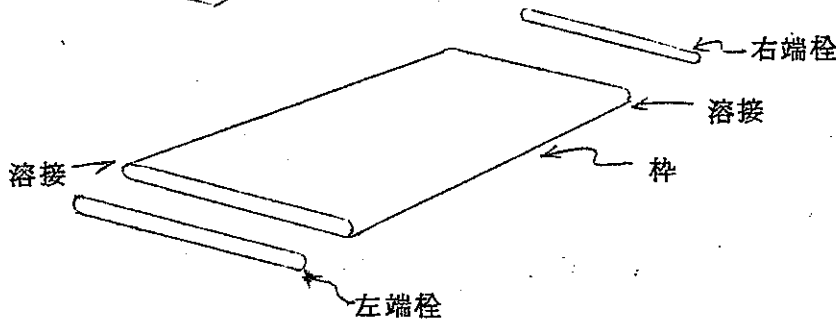
Winfrith の Pu Lab で FCA 用板状燃料を加工する考えているが，Pu-Al の板は Aldermaston の兵器工場 でロールを行なう予定なので，ロール中の立合検査は困難である。ただロール后，立合検査を行なうこと，およびロール自体を見せることは可能である。

Winfrith Pu Lab. で FCA 用として Propose する加工法は，

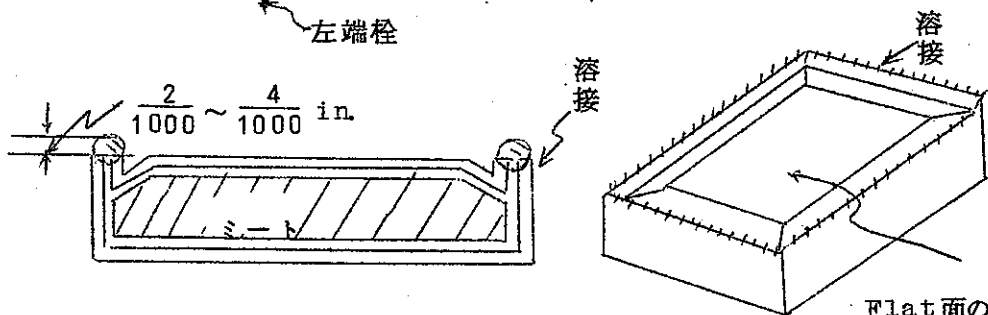
方法 1 :



方法 2 :



方法 3 :



方法 3 は Zebra, SNEAK, スエーデンの試料製作に使用

方法 1 が価格としてはもっとも安いものとなるろう。FCA の燃料の厚さが厚くてよいならば方法 3 が最もおましい。厚さが薄くなれば方法 1 がおましいものである。しかし，薄いものは強度が不足して問題となるろう。

- UK としては、もし日本が FCA 用燃料を UK で製作するのなら、Zebra で使用中の Foil technique についての情報を渡す用意がある。
- FCA 燃料の仕様として、寸法公差は実用上も、実験データの上からもあまり問題だとは考えられないので、寸法公差は Go or No Go で示した方が安価となり、しかもこれで十分であろう。
- FCA ではステンレス鋼の仕様を JIS で決めているようであるが、英国には相当品がない。UK では原子炉用としては Ti Stabilized の EN58F を使用しており、JIS 相当品の入手は不可能であるので、UK の規格のものを使用することをすすめる。
- UK の経験から、寸法公差として実現出来るのは
 - 長さ: $\pm \frac{5}{1000} \text{ in}/2'' \ell$
 - 厚さ: $\pm \frac{4\sim 5}{1000} \text{ in}/\frac{1}{4}'' t$ (Bow, Twist を含む)
- Zebra の場合、ミートと被覆との Gap は $2\sim 3/1000''$ 程度であり、FCA のようにわざわざスプリングを入れて Gap をとることは必要ないと考えている。スプリングを使用しない方が加工費も安くなるであろうし、スプリングの Reliability の保証もむつかしいと考えられる。

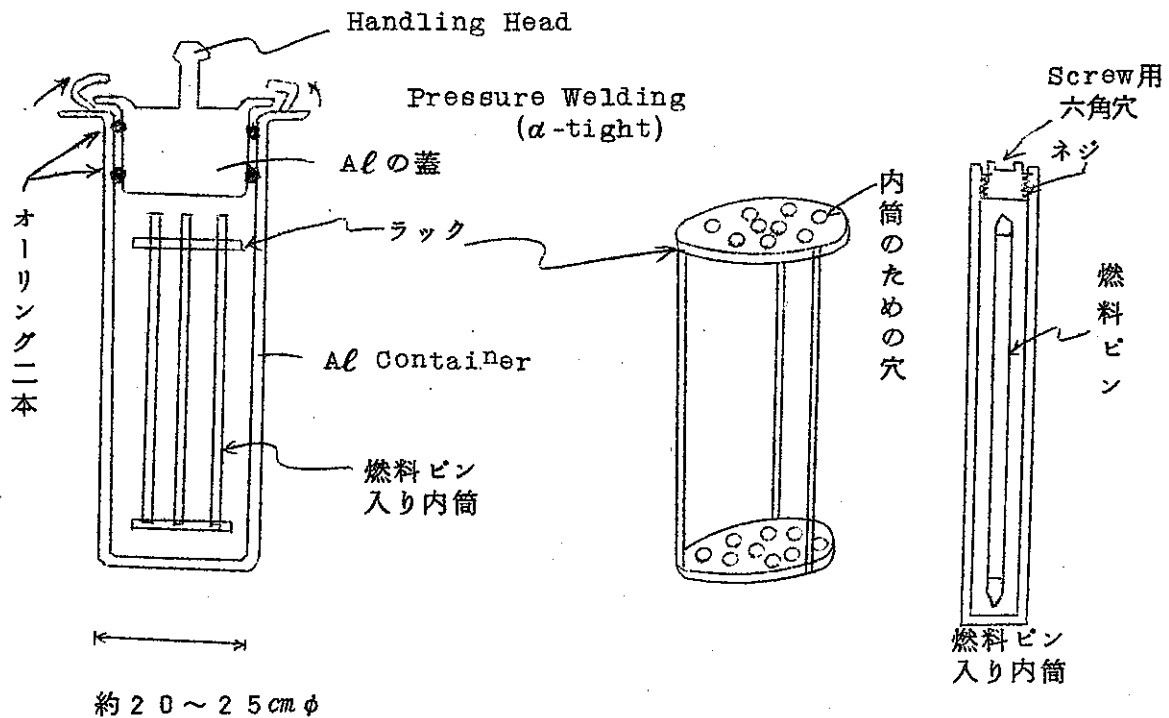
D. フロントネオローズ研究部 RM-2 訪問

RM-2 (α - γ ケーブ) の内容については 1967 年 ANS の Chicago Meeting に発表されている。

- Loading Cell は $100,000 \text{ Ci} (1\text{Mev})$
 $1,300 \text{ mm} \times 105 \text{ mm } \phi$

の試料取扱いが可能である。

- RM-2 への Rapsodie 燃料の持込みは、 α tight container に Rapsodie 燃料 1 集合体分 (37 本ピン) を封入して持込む。各ピンは夫々密封できる (Screw で) 筒に入れ、これがさらに A ℓ の Container に入っている。この Container を Cask に入れる。



- 燃料ピンの外径測定用には Moving Coil Transducer を使用しており、この測定精度は $\pm 3 \sim 4 \mu$ である。これは燃料ピンのスエリング測定用であり、外径測定后原子炉に再装荷することも考慮している。
- RM-2には Forster 製の Eddy Current Defectograph があり、これは Oxide 燃料の場合は Defect 等により、Na が燃料ピンの中に入っているかどうか、Carbide の Na ボンドについての健全性を確認するために現在は使用している。現在のところ照射した Cladding に対しては DEFECTO graph の適用は期待していない。
- Clad のスエリング測定のため Clad の密度測定を行っているが、作業速度は一日約一個であり、精度よい測定を一日に二個行うことは殆んど不可能である。
- X線回折法により、O/M 比を測定しているが、測定中に酸化がはげしく、O/M 比測定法には大変問題がある。例えば大きな Sample と micro drilling の Sample とでは大きな差が出ている。
- 燃料の密度変化の測定については、現在 $90,000 \text{ Mwd/T}$ の燃焼度のものを測定しつつあり、その精度は $\pm 0.2\%$ が達成されている。この測定には被覆管をはがして、ミートのみについて測定している。また、はがした被覆管は内面の X線分析を実施している。
- メタログラフィー用には、2台のけんま機（通常のもの）と2台の Cathod Vacuum Etcher を持っている。さらにライヘルトの金属顕微鏡一台とサンゴバン製金属顕微鏡一台

を持っている。しかし Rapsodie 燃料の検査依頼作業が多数あり、顕微鏡が不足であり、一台増設する必要があるそうである。

- RM-2 では Na の Cleaning にブチルアルコールを使用している。この方式は数の少ない時はよいが、多数になると時間がかかるので問題となる。よく Cleaning をおこなったのちでも、どうしても Cell 雰囲気により被覆管が酸化する傾向にあるようである。
- マイクロドリル装置はあるが、O/M 比測定用の Sample 採取には不適當である。どうしてもドリル中に酸化が進むようである。したがって Sample 採取には超音波ドリルを使用することに変更する予定。
- ラブソディー炉燃料の照射后試験の結果から、燃焼度 20,000 MWD/T までは Pu の Migration をほとんど含めていない。
- RM-2 の Cutter は High Speed Diamond Cutter であり、冷却材としてアルコール又は White Spirit を使用している。Cutter は特別設計のものでなく、通常市販品を使用しており、Decontamination を必要とする場合は廃棄処分としている。
- RM-2 では照射済燃料ピンから脱ミート作業を行っている。脱ミートされた被覆管はサクレー研に送って強度試験を実施している。

脱ミートは超音波ドリルを使用している。この方式で長さ 12.0 mm まで脱ミートに成功している。脱ミート后 Cleaning して必要な端栓を溶接して試験を行っている。サクレー研では Burst Test, 引張試験, Creep 試験を実施している。
- ホットセル内の電気配線は γ 照射による損傷をうけるが、RM-2 では商品名 FILOTEX と称する電気配線材を使用している。
- ラブソディー用の照射后試験は
 - a) Rapsodie 炉は毎月 stop して、4,000~5,000 MWD/T 毎に燃料の Inspection を実施している。
 - b) ピンの γ スキャン, 寸法測定, Radiography は全ピンについて実施している。

PNC Rapsodie 照射の照射后試験

PNC の Rapsodie 照射についての照射后試験の試験可能項目と照射后試験単価は次の通りである。

1. 集合体全体に Charge すべき値段
冷却プールよりの取出し

ADAC への輸送

準備および洗滌

集合体解体

廃棄物処理

燃料ピンの梱包

RM-2への輸送

RM-2での燃料ピン梱包

PNC Observer の受入れ

合計 170,000 FR

2. ADACでの試験

(1) 集合体試験又は測定

外 観 検 査	4 0 0 FF
寸 法 測 定	9 5 0 "
温 度 "	5 5 0 "
秤 量 "	1 7 0 "
写 真 撮 影	1 3 0 0 "
Radiography	1 3 0 0 "
労 賃	3 2 0 "

(2) ピン試験 (ピン1本当りの値段)

外 観 検 査	8 0 FF
秤 量 "	1 1 0 "
寸 法 測 定	2 5 0 "
リーク試験	7 0 "
F. P. ガス圧	2 5 0 "
γスペクトロメーター	7 5 0 "
写 真 撮 影	2 5 0 "
γラジオグラフィ	2 5 0 "
温 度	1 1 0 "
中性子ラジオグラフィ	3 4 0 "

3. RM-2での試験(ピン一本当りの値段)

外 観 検 査	1 0 0 0 F F	
プロファイルメーター	1 0 0 0 "	
渦 電 流	1 0 0 0 "	
γ スキャン	1 0 0 0 "	
精密 γ スペクトロメーター	5 0 0 "	
F. P. ガス分析	3 1 0 0 "	
γ ラジオグラフィ	1 0 0 0 "	(1 度 に 4 個)
中性子ラジオグラフィ	2 0 0 0 "	
単純な切断	1 2 0 0 "	
金相用切断	4 2 0 0 "	
研 磨	5 4 0 0 "	(1 度 に 3 個)
Etch	1 2 0 0 "	
マクログラフィ	1 0 0 "	
光学顕微鏡	1 5 0 0 "	(1 個 に つ き 写 真 1 0 0 枚)
α オートラジオグラフ	1 5 0 0 "	
$\beta\gamma$ オートラジオグラフ	8 0 0 "	
レプリカ	1 7 0 0 "	
電顕観察	6 0 0 "	
マイクロ探傷サンプル	7 2 0 0 "	
マイクロ探傷試験	3 0 0 0 "	
ロックウエル硬度	1 2 0 0 "	(1 2 点)
マイクロドリル採取	2 1 0 0 "	
マイクロ Sample γ スペクトル	5 0 0 "	
同位元素分析	3 1 0 0 "	
X 線 回 析	1 0 0 0 "	
F P ガス分析	4 2 0 0 "	
研磨面 γ スキャン	5 0 0 "	
密 度 測 定	6 0 0 0 "	
熱 処 理	4 1 0 0 "	

- PNC の燃料ピンは全長1000mm Lであるので、ADAC→RM-2 への輸送は容器の面からは問題ない。CEA の標準Cask の使用ができ、一時に12 pinの輸送が可能である。
- プロファイル測定は1000mm Lだと上下半分づつ2回測定
- Radiograph も同様に2回測定となる。
- 中性子ラジオグラフィーは炉心部分のみなら1回でできる。
- γ スペクトログラフィーも寸法の関係から1/2づつ2回測定を要す。
 γ スペクトルはADAC では1エネルギーレベルのものを測定し、これをもととしてRM-2 で適切なエネルギーレベルのものを測定する方式をとるのがよい。またADAC の γ スペクトルの結果からRM-2 に送るピンの選択をやるのが普通の方式である。
- F. P. gas圧はADAC で、F. P. ガスの体積測定と分析はRM-2 で。
- ピン切断法は直径方向と軸方向が可能。
- X線回折はPowder についてのDiffraction pattern測定が可能。しかし精度はあまりよくない。またMicrographをする面についてのDiffractionも可能である。
- Metallography はmacro, micro, β - γ Autoradiograph, α -Autoradiograph, γ scan, 電顕が可能。しかし α -autoradiograph はあまりよい結果が出ていない。
- Burnup 分析はMass spec でやるのはあまりよくない。仏ではNd の分析でやろうとしているが、これも未だあまり精度が出ない。
- Pellet 中にTrapされたF. P. gasの測定はここ一年位で出来るようになる。
- Cladding の引張試験は700℃までは可能。
- PNC Rapsodie 照射の照射后試験は実質は1~2ヶ月で終了しよう。最終報告書が完成するには3~4ヶ月かかる。

E. ラハーグセンター訪問

再処理工場敷地とUP-2

La Hagueが再処理工場の場所にえられたのは、

- EDF の炉の燃料の再処理を行なうのに近接地であること
- 液状廃棄物の英仏海峡への放流の便利さ

の点からである。

この地点での海流は最大10ノットであり、放流された廃棄物は、潮の干満により往復運動

をおこないながら、非常にゆっくりと英仏海峡に流れて行く。その移動速度は10km/日程度である。放流は海岸から5.5km沖まで20cmφのパイプで圧送され、1日に2回、満潮時に放流されている(各3時間)。放流点から3kmで1,000,000倍の稀釈率となっており、放射能の検出はほとんど不可能となっている。保物上の問題を長期にわたって調査するため、再処理工場内に海洋生物生態研究所ももっている。

工場敷地は、海水面から120mの高さの位置にあるために、地下水のモニターも行っている。英国領の島が近くにあるため、英国も放射能調査を独自にやっている。

La Hagueからは年間45,000 Ci/yrの放射能の放出が許されており、英国のWind-scaleの90,000 ci/yrに比し半分である。しかも、現在のLa Hague工場よりの放出実績は許可量の約1/10、約4,500 ci/yr程度である。再処理により得られるF. P.の主体は放流されずStorageされている。

High Activity F. P.からは将来、Cs, Sr等を抽出する予定でいる。LowとMedium activityのものは共沈処理をおこない、そのスラッジのみを貯蔵している。

現在High Activity F. P.貯蔵用のタンク200m³2基をもっているが、近い将来に200m³タンク2基を追加し、Cs, Sr抽出装置と、残存F. P.ガラス化装置を追加する予定。ガラス化したF. P.は地下埋没にり最終処分することを考えている。

工場の近くには400,000m³の貯水能力のあるダムがあり、ここより工場が必要とする水を全部供給している。

通常、工場にはAℓのコンテナに入れられた照射済燃料が50tカスクに入れられて送ってこられるが、Aℓのコンテナなしで裸で送られてくるものもある。

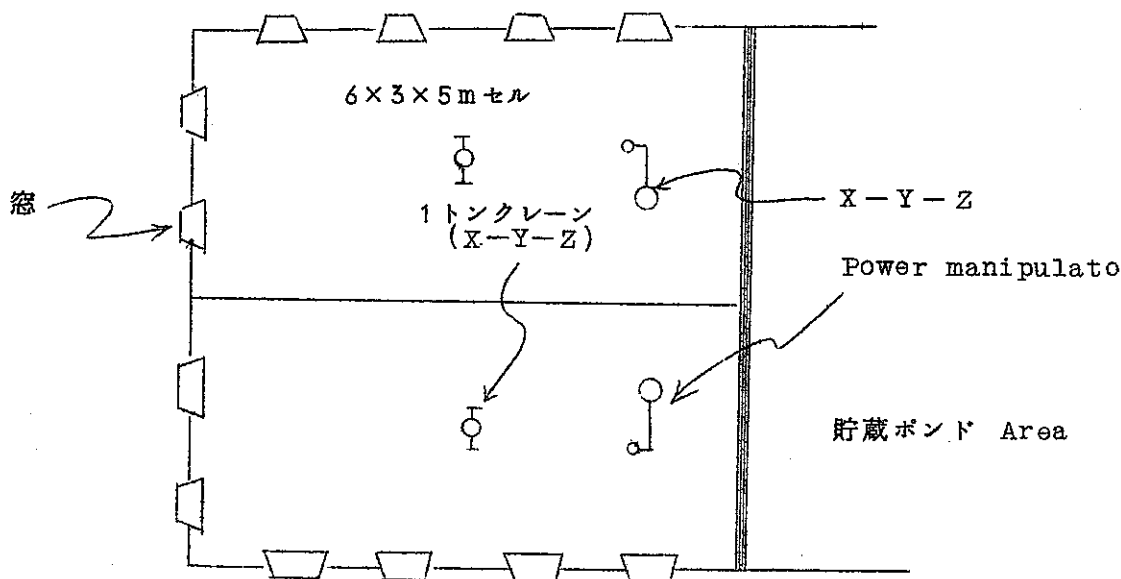
この工場で再処理して分離したUとPuは、Puは現在はPu Metalとして生産されているが、将来はPuO₂生産に変更する予定。Uもmetalの形で生産されている。現在の使用済燃料よりのUは濃縮度が0.6%程度あるので(低燃焼率のため)、炉で再使用している。

UP-2の Fuel Exam Cell

UP-2には、使用済燃料の貯蔵ポンドの横に新たにFuel Exam Cellを建設中である。(2セル)。

Fuel Exam Cellは遮蔽コンクリート厚110cm, Ferrite コンクリート(密度3.5g/cm³)を使用し、遮蔽能力は100,000 Ci(1Mev)である。設計表面放射能強度は2.5mr/hr at surfaceの予定。

セルは $\beta-\gamma$ Cell (Semi $\alpha-\gamma$) であり、セルの大きさは $L \times W \times H = 6 \times 3 \times 5$ m であり各セルには 1 トンクレーンと仏製の 100 Kg Heavy duty power manipulator と通常のマニプレーターをもっている。



Power manipulator およびクレーンの操作は全て遠隔操作で工業用テレビ (クレーン又はマニプレーターに固定) を用いてモニターしている。

これは主として EDF よりの照射済燃料をモニターするためのものである。しかし Semi- $\alpha-\gamma$ Cell の設計の理由については明確でなかった。照射による生成 Pu の効果を考えているのか、もしくは Pu-thermal を考えているのか明確にする機会はなかった。

このセルの工事は約 90% 終わっていると見えた。すでにマニプレーターの据付を終り、調整試験中であったので、本年中に運転に入りうるであろう。

Cs, Sr 分離工場 (ELAN)

Cs, Sr 分離工場は現在建設中であつた。現在建設中の工場は Cs 分離と成型加工専用であり、Sr については将来を考えている。工場建設はほぼ 90% 完了しており、1969 年末には運転に入る予定だそうである。

Cs, Sr 分離用の F. P. は マルクール工場と UP-2 とから送られてくるそうである。

Cs, Sr 分離工場は 100,000 Ci (1 Mev) の遮蔽設計になっているセルが 6 個から形成されている。マルクールから送られてくる F. P. はイオン交換樹脂に吸着された形である。分離された Cs は最終的には Cs Carbonate として得られる。

Cs は受入れ Cell の後方より、15 トンクレーンにつられて入ってくる。蒸発セルの大き

さは $L \times W \times H = 5 \times 5 \times 7$ m である。 Cs は

Carbonate \rightarrow Chloride \rightarrow Cs \cdot Si \cdot Al \rightarrow Pelletizing \rightarrow Sintering
 \rightarrow S. S. Canning

の工程を通り、15 ~ 125 mm ϕ に成型される予定。

セルの機能は

No. 1 Cell	Carbonate \rightarrow Chloride
No. 2 Cell	Cs \cdot Si \cdot Al 混合
No. 3 Cell	Pelletizing と Canning
No. 4 Cell	汚染除去
No. 5 Cell	第二 Canning
No. 6 Cell	Shipping

Cs の利用目的は	{	医学用の利用
		工業用の利用
		食品照射用
Sr の利用目的は	{	宇宙利用
		海中でのエネルギー源
		海上ビーコン用エネルギー源

を目的としているそうである。

AT-1

AT-1 は Rapsodie 燃料の再処理のために作られた専用の再処理施設である。プロセスは、

1. ADAC (カダラッシュ) から Rapsodie 燃料ピンを RM-2 で説明したと同様の Al Can に入れ、これを 3 個 Cask に入れて送ってくる。この Cask は特別の冷却装置をもたぬ Cask である。Cask 自体は Gas tight の設計となっており、Gas tight の第一セルにラカレーネ製の Air tight Valve を通じて入れている。
2. 次に Al Can を開封 (Cut) しピンを取出して、High Speed Rotary Cutter により、燃料ピン 1 本づつを約 10 mm L に切っている。この Cutting の速度は約 1 pin/分である。この Cut した燃料ピンを Dissolver に入れている。
3. Dissolver は Batch Operation であり、1 バッチに 22 本の pin を入れている。

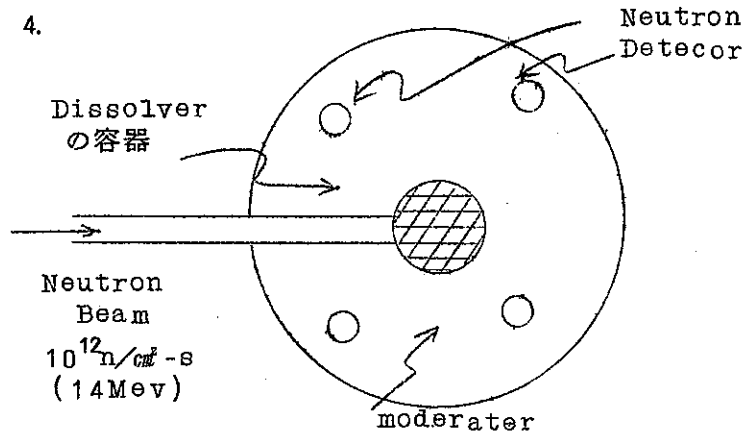
この中に含まれている燃料は、

U = 1296 g (60%濃縮)

Pu = 432 g

F. R. = 72 g

であり、Dissolver 後の U, Puの残存は Neutron Source を利用して checkしている。



左図のごとき措置の装置を使用し、Delayed Neutron を測定している。測定精度は U, Pu 100 mg が限界である。測定には約 1 時間を要する。

5. Dissolver では HNO_3 , HF , $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$ で溶解。

6. 第一段階の処理は UP-2 と同じであるが、臨界の面だけの考慮がしてある。UP-2 の 3 stage の処理は全て TBP Process であり、UP-2 の最終 stage がアミン法に変わったのが AT-1 であると考えればよい。

7. AT-1 より Final Product は U-Pu の共沈であり、再使用をはかるため U-Pu は分離せず、 $(\text{U-Pu})\text{O}_2$ が Final Product となっている。

8. 再処理での各 stage の Activity level は

1st stage 10 Ci/gm

Final stage 0.1 $\mu\text{C/gm}$

である。Final stage での Activity の主体は Nb, Ru が主体となっている。この 0.1 $\mu\text{C/gm}$ の放射能レベルは Cadarache の取扱いの上限である。

9. TBP はあまり問題なく、1st stage は 10 Ci/gm の Activity であるが TBP のもつ Activity は 0.1 mCi/l 程度の Activity であり、AT-1 の過去 2 ヶ月の運転からでは問題がない。

LA HAGUE の組織

ラハーグの組織は次図に示す通りである。

D P
 Direction des Productions
 Directeur : M. MABILE

Centre de la HAGUE
 Chef de Centre : M. BOUSSARD
 Adjoint : M. SOLLIER

Service Administratif et Financier - SAF -
 M. CROCHET

Section de Protection contre les Radiations - SPR -
 Dr BOUGEOIS

Section Médicale et Sociale - SMS -
 Dr MALBY

Formation Locale de Sécurité - FLS -
 M. ROZET

Section Technique - ST -
 M. DOMENEGO

Usine Plutonium N°2 UP2
 M. DELANGE

Usine
 M. CHAMBON

Laboratoires
 M. PATIGNY

Entretien
 M. TEXIER

DMCH - DC
 AT.1
 Département de Chimie
 Atelier de traitement de:
 Rapsodie
 M. TALMONT

DBS - DPS
 Direction Biologie et Santé
 Département Protection Sanitaire
 Radioécologie marine.
 M. ANCELLIN

DPA - DM
 Direction Piles Atomiques
 Département Métallurgie
 LEAG
 M. TEULON

LMCN - DR
 Département des Radio-Éléments
 ELAN
 M. COUROUBLE

DMCN - IC
 Département de Chimie
 CORROSION
 M. MAHUT

- 65 -

Ⅴ. カダラッシュ研究所訪問

Pu STA

Cadarache の Pu STA 施設は建物としては旧来の建物と同じものを使用しているが、内部は現在全面的に改造をされており、これにより旧 Rapsodie 燃料を作っていた部分で、Rapsodie-Fortissimo 用燃料および Phenix 燃料を製造する予定でいる。

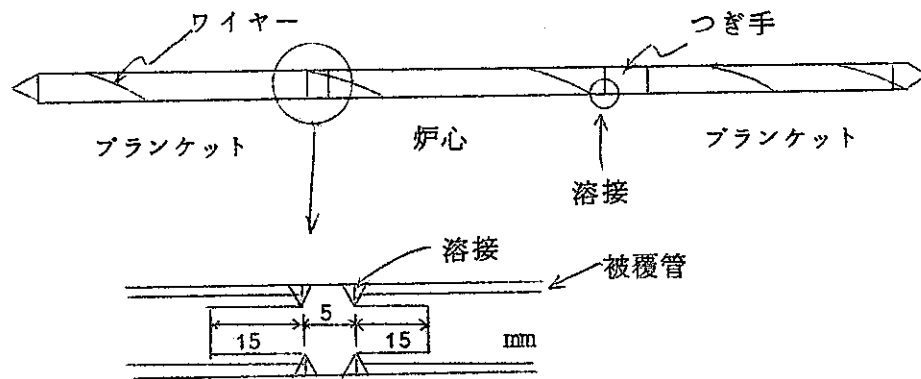
Pu STA は Classified Section と Unclassified Section とからなり、Classified Section と Unclassified Section の面積は略同程度である。Classified Section では Pu-metal の加工を行っている。Unclassified Section は 12 Cells (部屋) からなっており、Rapsodie-Fortissimo 燃料の製造にはこのうち 4 cells を使用し、のこりは phenix 燃料製造用である。

Rapsodie-Fortissimo 用は、6 kg Fissile Limit の V-Blender を用いて M. B. 方式である。Glove Box は全てアルゴン雰囲気であり、臨界コントロールは工程により、単一 Box 単位のものもあれば、数ケの Glove Boxes 単位となっているものもある。複数 Box を単位としているものは Boxes の周辺に明確に黄色のラインで他のボックスから分離されておりこの黄色ラインでかこまれた Box 間の物質移動の場合は全く重量秤量なしで物質を移動している。各セル間の物質の移動は Vertical Transfer 方式をとっており、部屋間の物質移動はバケットコンベヤーでトンネルを (約 30 cm φ) 通って移動している。Sinter 炉は Rapsodie-Fortissimo 用は Batch 方式であり、250 Kg M. O. / 月の生産量である。Press は 30 t 油圧プレス (独マンネスマン製) を使用し、ペレット成型速度は 15 pellet 毎分の速度である。

Phenix 用は Press まではアルゴン雰囲気であるが、Press 後第二段栓溶接までは He 雰囲気で行っている。これは低密度ペレットであるため (80% T. D.) 初期の熱伝導率を増大させる (照射がわずか進めば sinter 効果により熱伝導率増大) に He を使用し、Closed pore 中に He を入れるためである。Phenix では連続焼結炉を使用しており、焼結能力は 15 ton / 月である。この焼結炉は有機バインダーの回収装置をもっており、毎日 0.5 Kg のバインダーの回収ができるそうである。この回収は重要であるといっている。Phenix の場合は粉末の輸送に Vibration Transfer 方式をとっており、全自動輸送方式である。Granulation は偏心回転胴のものでやっている。

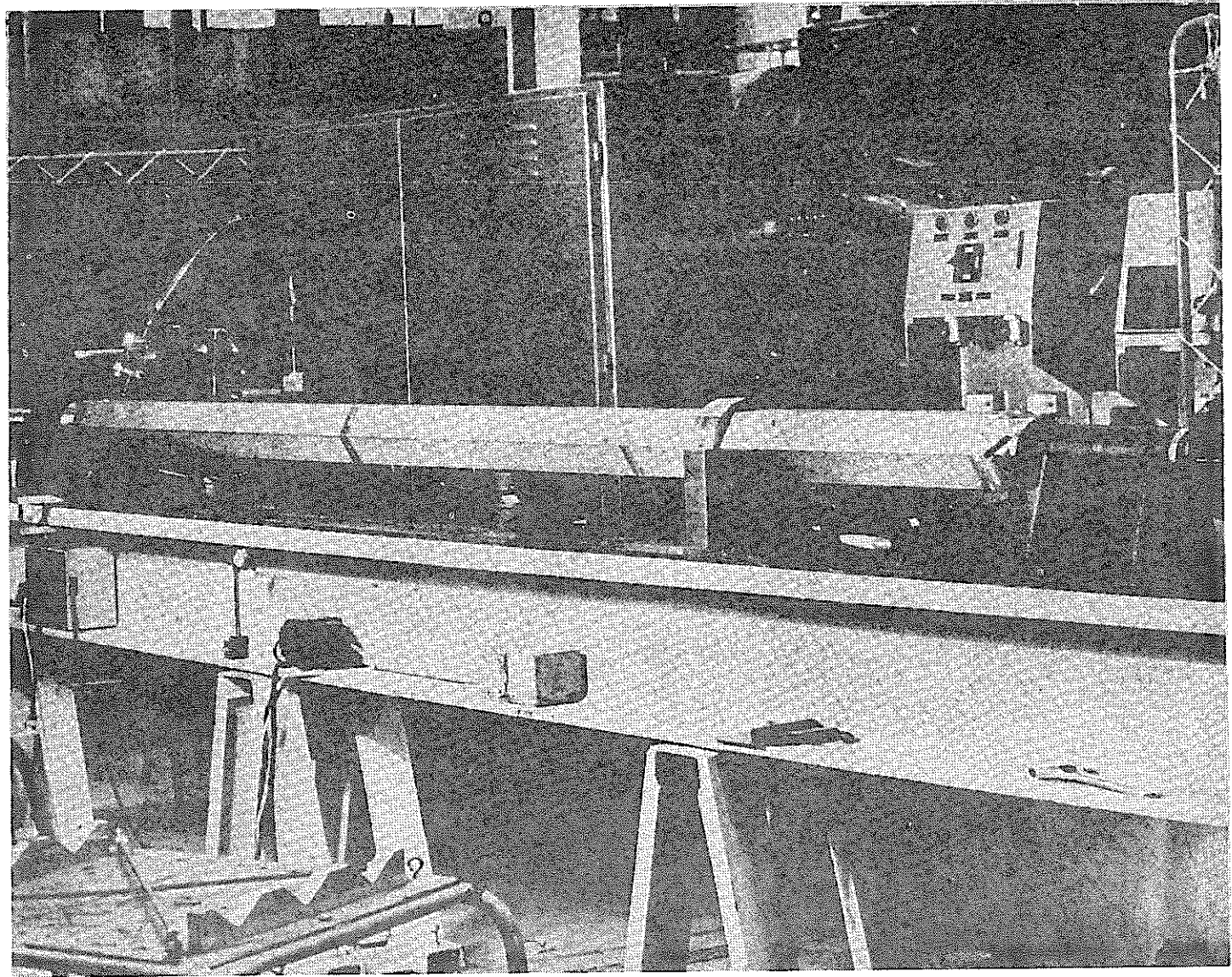
Phenix 燃料ピンはワイヤー型を使用しているが、その特質は炉心部軸方向ブランク部 (上、下) の三部分からなっていることである。

M.B. 方式
G.D. 2x2x
15 pellet/min Press
7x2 pellet 7x2 Ho.
closed pore 中に He が入って
7x2 pellet 7x2 Ho.

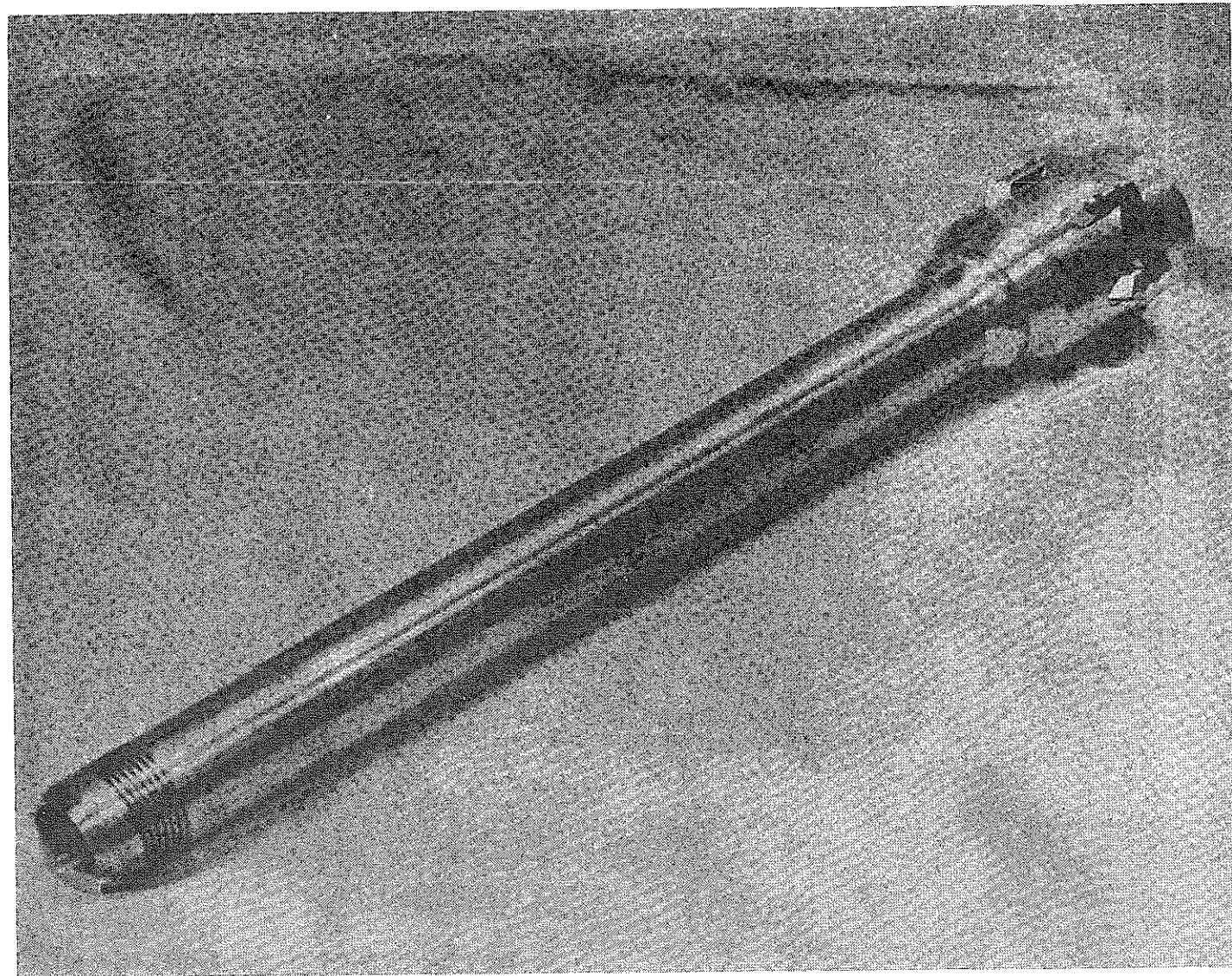


図のごとく UO_2 部分と UO_2-PuO_2 部分を三分割して全く別の個所で製造し、最終的に三部分を溶接して一本の長尺ピンとしている。中間の溶接部分は非常にうまく溶接されており、全く突起をみとめず、ワイヤーの巻きつけには問題がない。またピンの溶接部分における折れ曲りにも問題はないそうである。ワイヤーは下端部はひっかけ方式であり、上端部は端栓にかしめつけである。この方式のピンでもって、すでに Na 中の流動試験を行っており、すでに 1500 時間の耐久試験が終わり、全く問題がないそうである。

次に、Phenix 燃料集合体の組立と溶接および同ノズル写真を示してある。集合体の組立、溶接台は試験中のものであり、現時点で筆者がみたものは、溶接機の自動化と組立后支持方法等についてこの写真よりも改良点がみられた。



Phenix 用 集 合 体 組 立 と 溶 接



Phenix 用 集合体 エントランス ノズル

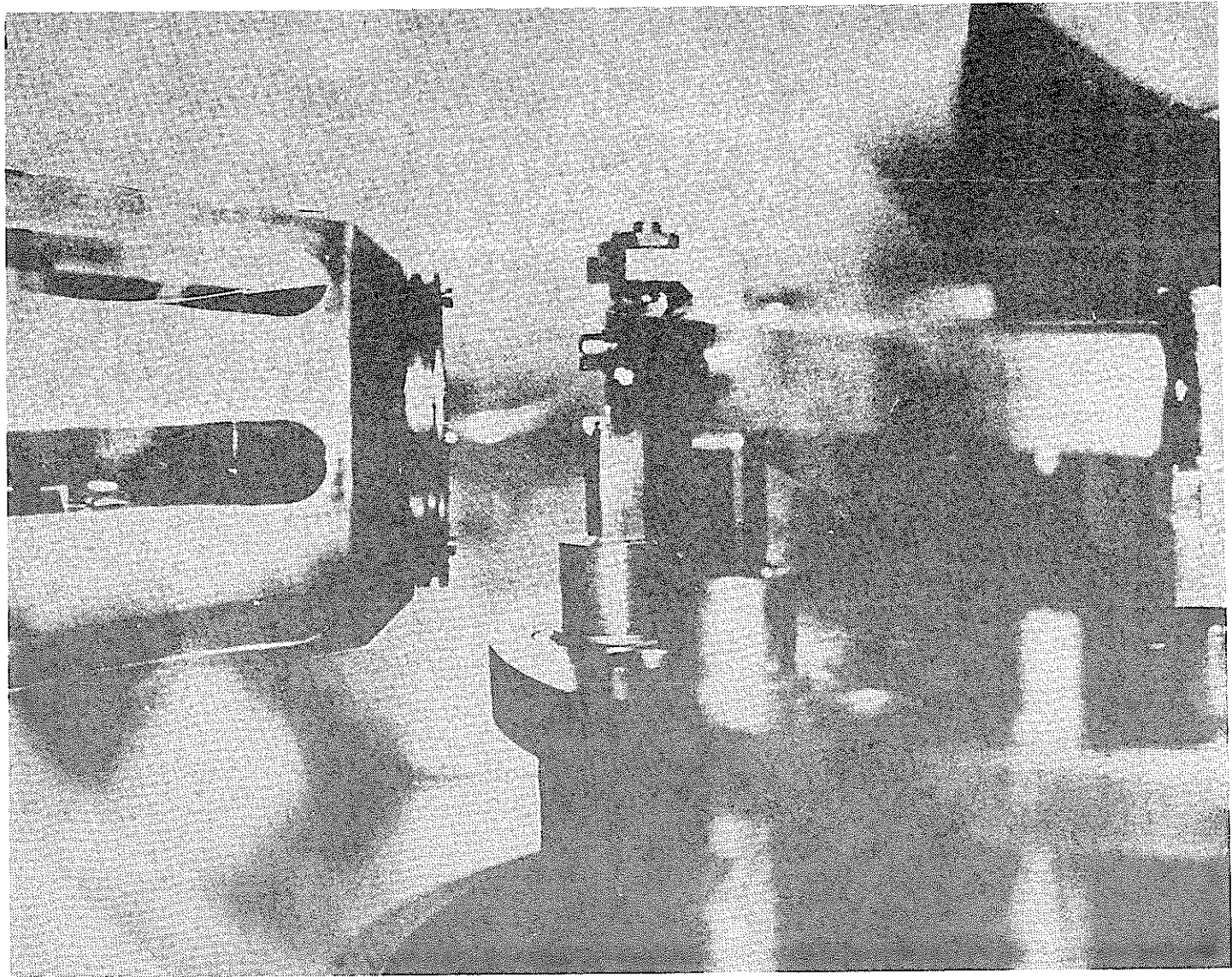
FCA 用 Pu-Al 燃料

FCA 用の Pu-Al 燃料について Ni coating を必要とするとしているが、私は Cupper Coating を行っている。米国の加工法は Ni coating をとっているが、Ni Coating と米国の加工法とは Consistent なものであり、私の Cupper Coating と私の加工法とは、これも Consistent なものであり、私は Cu Coating 方式をとりたい。

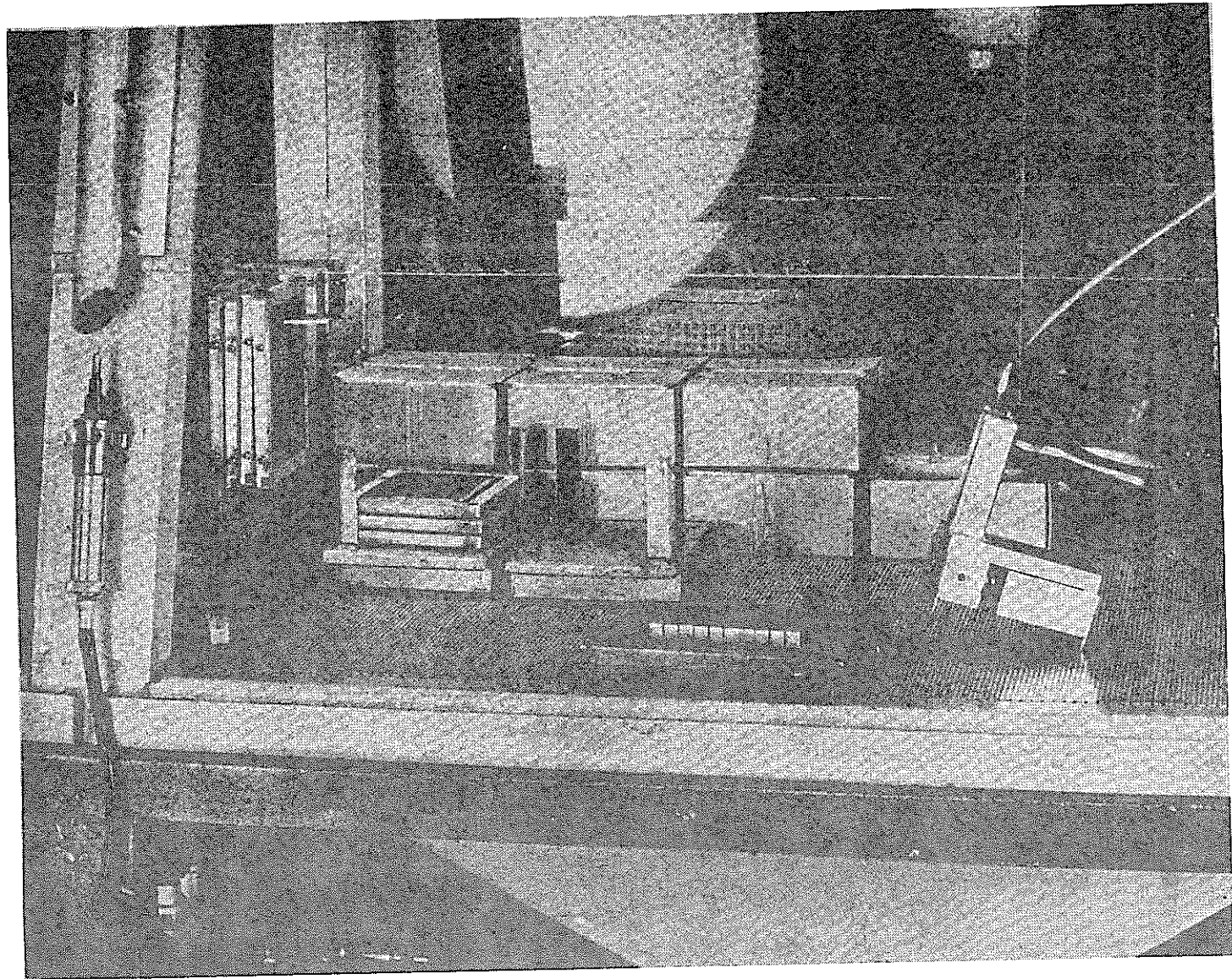
Canning の溶接は私はマズルカ用の場合エレクトロンビーム溶接をとっている。私はエレクトロンビーム溶接に自信をもっている。

PNC の燃料の厚さに対する Tolerance はあまりにもきびしすぎる。±0.05 mm なら問題なく出来る。

次図にマズルカのエレクトロンビーム溶接中および UO_2 ペレットブロックの組立中を示す。



Masurca 用燃料の電子ビーム溶接



Masurca 用 UO_2 の組立
Masurca 用 UO_2 の組立

PNC-Rapsodie 照射設計

PNC 第一次設計上の問題点は次の様なものがあつた。

- 1) Tie rod の位置は適当でない。Tie rod が大きな ΔT を与えているので設計書 page 2-22, Fig 2, 3, 2-2 に示す Tie rod の位置から一列内側に入れる必要がある。
- 2) Tie rod と燃料ピン間の Differential Expansion による接触はないが問題がある。これは Grid の dimple をうまく設計することと Tie rod を内側に一列入れることで問題が少なくなるはずである。
- 3) Max hot spot temp は CEA 側が決定する。PNC 希望は hot spot clad temp 650°C , linear heat output 400w/cm 以上である。
- 4) Page 1-6, 1-8 に示すピン固定用 Framework の寸法は Wrapper Tube の寸法と合わないので修正を要する。
- 5) Knock Bar は Framework に He 又は A による TIG weld で Spot 的に固定することを要する。通常の Spot weld は許さない。
- 6) 集合体の全重量が 13.8Kg (page 1-13) であり, Rapsodie-Fortissimo の集合体重量 16Kg に比して軽い。この重量差については CEA が考えて必要な処置をとる。集合体の Handling Head 構造は現在 Cavitation をおこしているもので、構造的に変更を加える予定である。
- 7) 仏の経験では, FV41-05-10201 に示す End plug の pipe に入る部分の長さは 5mm で十分である。しかし PNC 設計のごとく 10mm でも問題はない。ガスブレナム設計の点からはこれが短い方が実用的であろう。
- 8) PNC 設計のスプリングは相当硬いものになっているが、これでも問題はない。日本→仏への遠距離輸送があるのでしかたなかろう。
- 9) CEA の stress 計算で問題があれば、上部ブレナム容量を増加させる。このため上部ブレナムのペレットを一部とりのぞくこともありうる。
- 10) PNC 図面に全て Tolerance を入れること。
- 11) PNC 設計 page 1-6 に示す The distance between inner walls は
$$47.8 \begin{matrix} +0.4 \\ -0.2 \end{matrix} \text{ を } 47.8 \begin{matrix} +0.2 \\ -0.0 \end{matrix} \text{ に変更}$$
- 12) PNC 設計 page 1-8 に示す。The distance between outer walls は
$$47.6 \pm 0.2 \text{ を } 47.6 \begin{matrix} +0.0 \\ -0.1 \end{matrix} \text{ に変更}$$

ADAC施設見学

ADAC施設はRapsodie燃料のRapsodie炉よりの取出し後の解体、検査、送り出しを行なうものである。ADACの主要施設は3セルよりなり、その平面図は次に示してある。各セルの作業は、

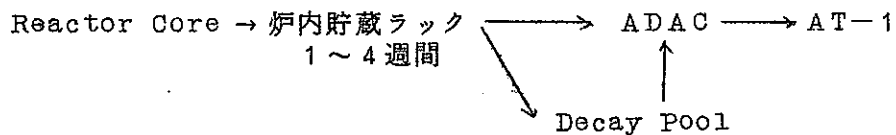
Cell 1 : Na Cleaning ($N_2+H_2O \rightarrow H_2O \rightarrow$ Citric Acid 洗滌) 重量測定, 温度測定, 寸法測定, 写真撮影, Radiograph, 解体。

Cell 2 : Radiograph, 寸法測定, γ スペクトログラフ (全ピン), Leak Detection, F. P. ガス圧測定 (体積分析ではない), F. P. ガス分析。

Cell 3 : Shipping のための梱包その他

である。

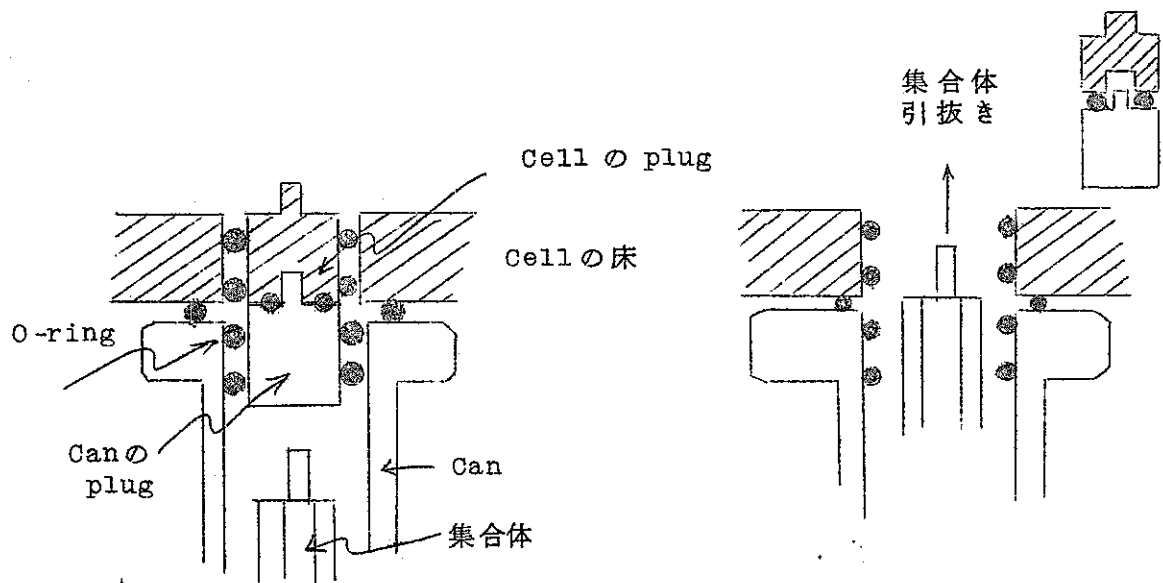
Rapsodie から ADAC に燃料を持ち込む場合 min cooling time は 4 週間であり, 3 ヶ月 Cooling が通常である。燃料の動きは、



炉内貯蔵ラックから ADAC へ直接送るものはステンレス製の Can (CO-ring 付きのプラグで密封 (アルゴン雰囲気) して移送。Decay Pool に入れたものは ADAC で再処理工場に送るための解体作業を行うのみ。

ADAC の Cell 1, 2 は N_2 ガス雰囲気でも運転できるようになっている。特に Cell 1 は集合体と Na が共存している場合は必ず N_2 ガス雰囲気で運転する。Cell 2 は Cell 2 に集合体を入れることもありうるし, Fire の可能性が少しでもある場合, N_2 雰囲気で運転しうるように設計してある。

Rapsodie の燃料を入れたステンレス製の Can および Cask は Rapsodie と ADAC 間を往復する。下図のような機構により, Can の外面には α 汚染のないようにしている。



O-ring の材料は合成ゴムでPerbinonと呼ぶものを使用し、取替可能としてある。

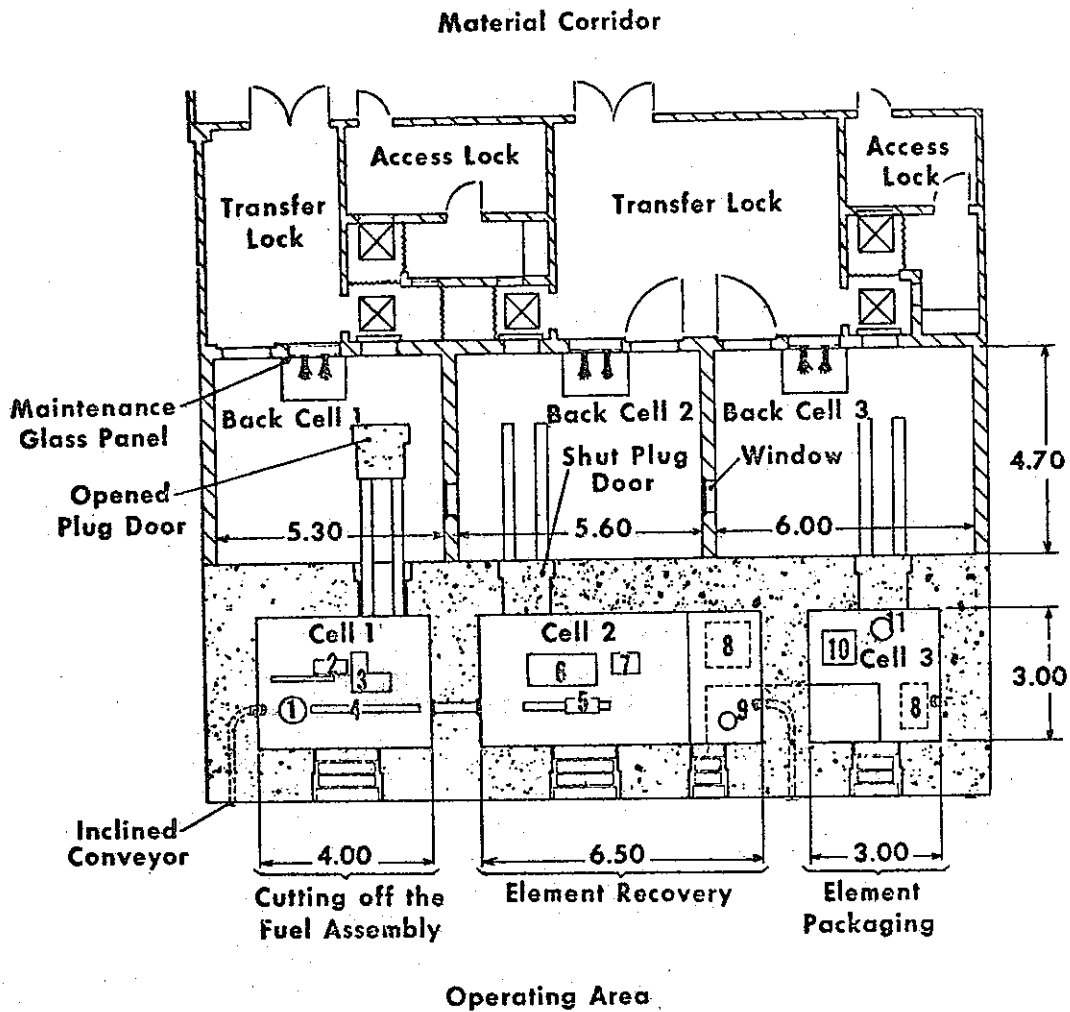
Cell 1 には外側面からの長尺集合体の導入も可能なよう設計が行なわれている。ADAC のような施設の設計の場合、設計のポイントは、Transfer の Possibility を多くしておくことである。装置は容易に取替えるが、遮蔽壁は容易に取替、加工が出来ない点についてよく考えておくべきである。

Cell の設計において、化学操作の多い場合は汚染の機会が大であるので、Box in Cell 形をとることがのぞましい。しかし解体作業等の大物をあつかう場合は Box in Cell 形だと Box が大となり manipulation に問題がおこる。したがって Integral Cell 形をとるべきである。

ADAC の Cell 設計の特長は main Cell のうしろに a tight の Back Cell を持っていることであり、この Back Cell が機器の maintenance 除染、将来必要な場合の拡張等のスペースとして利用されている。Cell 内の全装置が Cell と Back Cell 間移動可能な Over head クレーンにより Back Cell に持出せる構造となっており、もしこの Over head クレーンが問題をおこした時は manual Operation でクレーンを Back area に引出せるように設計されている。Back Cell 中では通常 Dust mask のみで作業可能であるが、必要なときにはエアラインスーツでも作業可能である。

Cell 1 での作業の一部詳細は次のようである。

集合体洗滌： N_2 ガスを水中をバブルさせて通し、わずかに水分をもたせこれでもって、約 30 分 Na の酸化をおこなう。ADAC ではこの工程での温度



LEGEND

- 1 Fuel Assembly Introduction
- 2 Tippler
- 3 Hack Sawing Machine
- 4 Roller Track Conveyor
- 5 Dismantling Bench
- 6 Longitudinal Milling Machine
- 7 Solid Waste Press
- 8 Shielded Storage Pit
- 9 Temporary Canning
- 10 Ultimate Canning
- 11 Can Evacuation

High Density Concrete

Normal Concrete

Scale

 1 Meter

ADAC Hot Cell の平面図

計測ができない設計になっているが、経験によると温度計測は必要である。次いで、Demineralized H₂O でもって十分洗滌を行なう。洗滌終了后アルカリの残存を防止するため Citric Acid のうすい液でもって最終洗滌を実施している。

温度計測： 集合体ラッパ管外面の温度をはかっており、これは Thermocouple を直接おしあてる方法で測っている。測定温度は寸法測定を行なった場合の寸法補正を行うために用いている。

寸法測定： 集合体の寸法は、集合体を直立させ、ある基準線からのふれを Dial ゲージでもって測定している。この測定法および測定点は Pu Lab.での装荷前寸法測定と Consistent である。この方式は大型集合体に利用はできない。

重量測定： 集合体の重量測定の精度は±5 gである。集合体重量は約1.6 Kgある。重量測定はNa洗滌前と洗滌後の二回実施。

Rapsodie 燃料の中間検査後の再装荷、使用は可能である。しかし再装荷の場合はNa洗滌を全くやらない。再装荷燃料取扱いの場合はCellはN₂雰囲気で運転する。このN₂のO₂汚染度は1% O₂ levelでコントロールしている。Cell 1を通常の空気雰囲気からN₂雰囲気(1% O₂ level)に転換するのに、現在は約2日間かかっている。この1% O₂ levelのN₂中で集合体を取扱ればNaの多少の酸化は認められるが、炉の運転に支障のあるほどのものではない。

Cell 2 での作業の詳細

γスペクトロメトリー、Xray : γスペクトロメトリー、Xrayの結果はKnow-Howが入るので見せられないと見学をゆるされなかった。しかしフランスはTransversal γスペクトロメトリーを重要視しており、その結果はきわめて良好であった。Rapsodie Pelletの結果があったが、明瞭にペレット中のF. P. 分布がみとめられた。

寸法測定： 燃料ピンに対してはTransducer方式でもって測定しており、移動は燃料ピンの方が移動する方式である。この装置の寸法測定の精度は±2~3 μである。現在Pin一本あたり約30分測定に要する。Pinの測定の前後にはStandardでもって測定機を較正

する必要がある。

Leak Detection : ADAC ではGas 圧入方式により、アルコール中での気泡発生を測定する方式をとっている。これは全ピンに適用している。被覆管に穴があっても室温では F. P. は殆んど出てこないので F. P. 検出法は不適當である。

Neutron - Radiograph : アンチモン、ベリリウムの中性子源を使用して Rapsodie ピンに対する Neutron Radiographをやっているが、どうも中性子量不足である。中性子源についてもっと考えるべきだと思っている。

G. バルダック臨界実験所訪問

バルダック臨界実験所は広大な仏軍事施設の中にあり、非常に秘密にされており、立入りを許されるのは臨界実験所のみであり、その位置からはバルダックの全施設の全体をおしはかることは出来ない。しかし、この施設全体で約 2000 人位の人員が働いているのではなかろうかと思われる点があった。臨界実験所そのものは約 70 名の人員でもって運転されており、ほんの一部にしかすぎない。

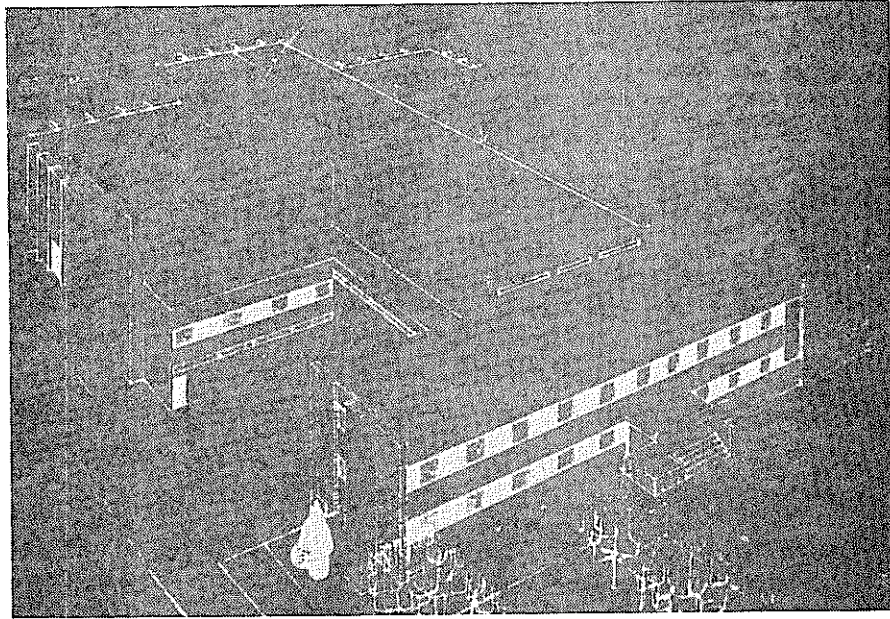
臨界実験所は床面積 100 × 100 m 程度の建物であり、1962 年の建設時に建物および装置類に約 20 m F. F. の投資がなされた。その以后、装置の新設その他に約 5 ~ 10 m F. F. が投資されている。この実験所を運転するのに

臨界実験要員	55 名	} この中 大卒 7 名
安全管理関係	6 名	
ガード	2 名	
分析, 電気工務関係	7 名	

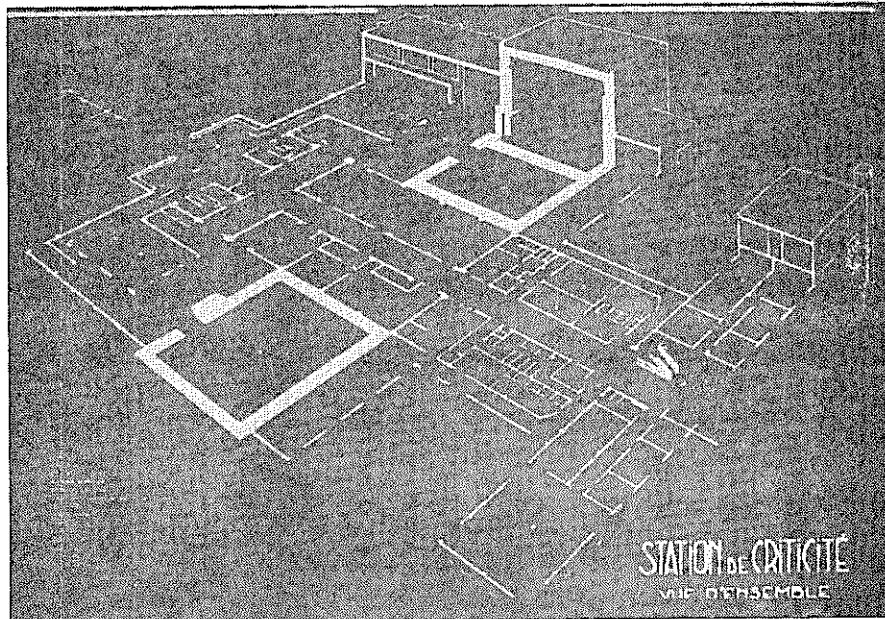
の人間がいる。実験所では実験の実施を主体としており、解析は主としてサクレー研究所でやっている。したがって解析関係の人員はこの実験所にはいない。

臨界実験所の Lay-Out

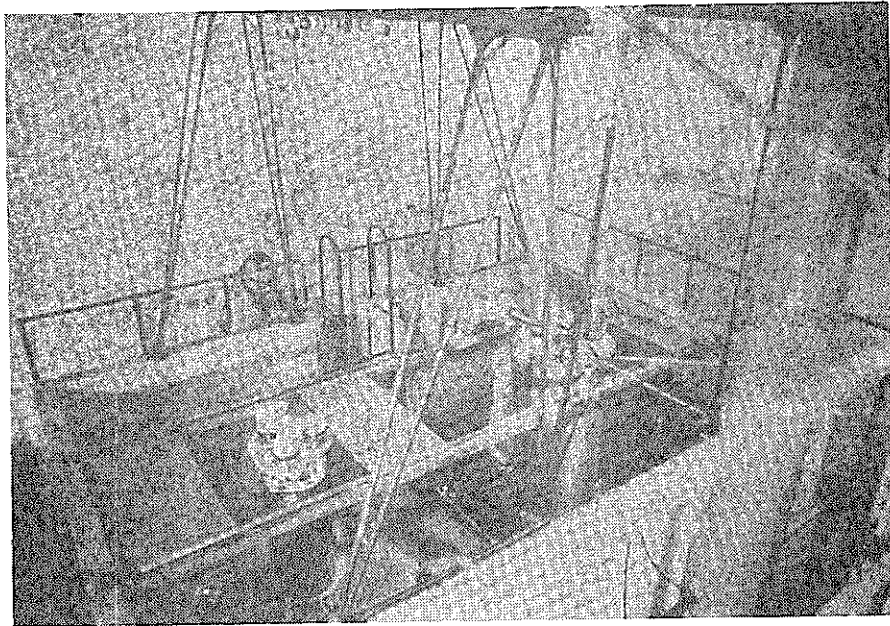
臨界実験所は次図に示すごとき形をしており、実験は East Cell と West Cell とでやっている。East Cell は主として臨界接近の実験をしており、次図に示すような装置を使用し



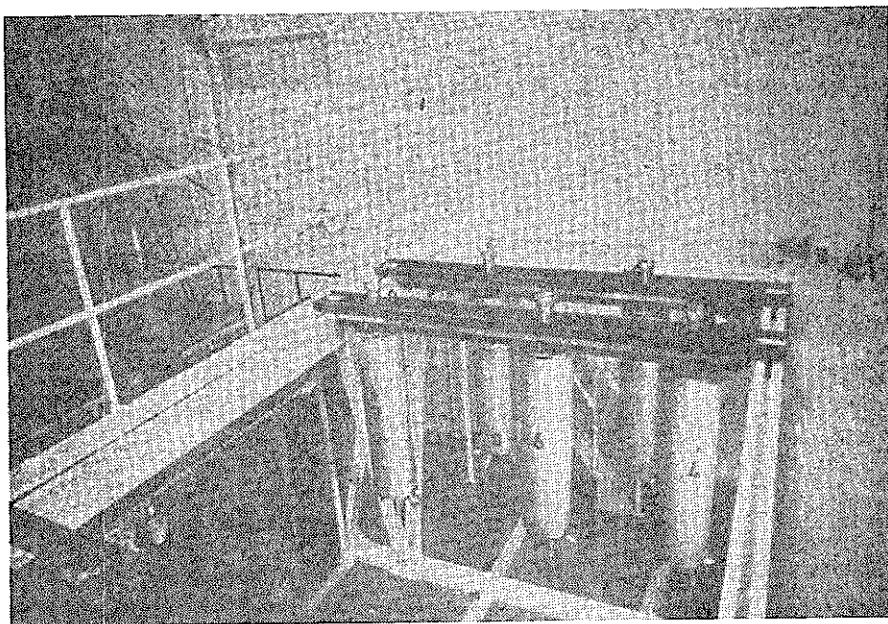
Slide 3



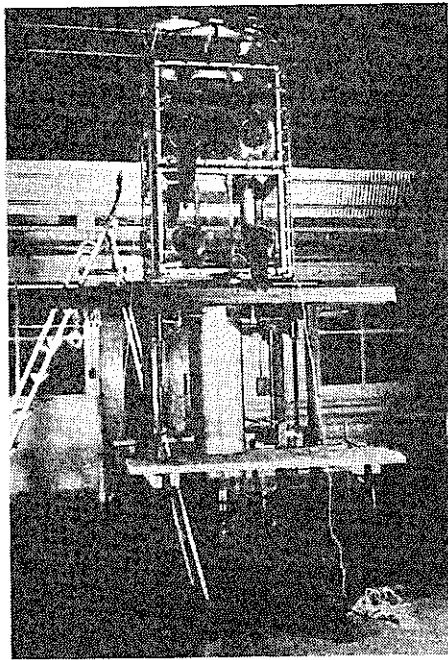
Slide 4



Slide 12



Slide 14



Slide 19

て実験を行なっている。

実験の内容等

- East Cell : ○ Pu Nitrate Solution の実験
○ U-Al Metal の実験
○ UおよびPu の Solution の Interaction の実験
○ Pu Solution に Poisoning を用いる実験
- West Cell : ○ CRAC 実験を大々的にやっている。
(Biological Consequence on Critical Accident)
- Chemical Lab : Pu metal から Pu solution の準備を行なう。また, Pu solution を1年に1回 Purification している。これは実験に使用した Pu より, S. S., Ni, Cr, 等の不純物を取りのぞくためである。Pu metal は汚染を防ぐためにタンタル製の Can に入れて運んで来ている。ここでの Dissolution の限界は 200 g である。イオン交換のところは 220 ~ 250 g で限界としている。

East Cell では, Interaction の実験をやっていた。I. D. 25 cm, 3 mm 厚, 1 m 高の中空シリンダー (S. S. 製) を用いている。実験方法はまず複数の中空シリンダーを所定

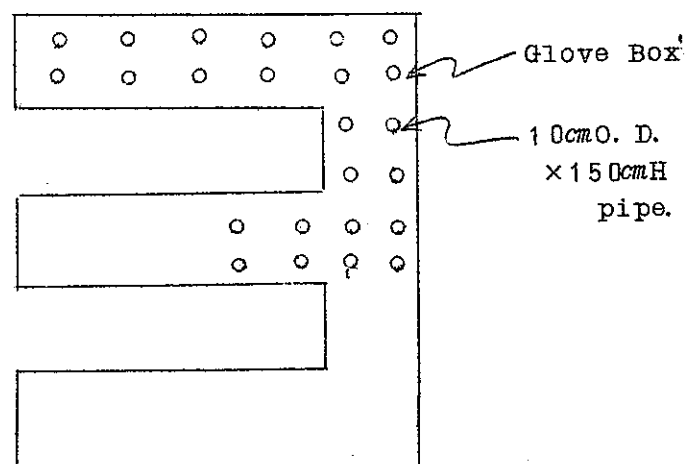
の位置に置く、Pu 溶液を遠隔的に注入する、Cd 製のコントロールロッドを引抜く。シリンダーの Array は空気、パラフィン、プラスチック、ボロン入りプラスチック、コンクリート等を用いている。臨界は全て臨界アプローチ法で実施しており、中性子束レベルか、中性子源の中性子束レベルの100倍になると Shut Down している。

水槽中での U-A ℓ (20%U-80%A ℓ , 93%濃縮U) 板による実験も実施中であり、Smallest Critical Mass in Water の測定を主目的としていた。U-A ℓ 板を所定の形状にセットし、水面上昇により臨界に近づけている。水平上昇速度の最大は 2cm/min であり、液面位変動は少ない。水面位の測定は 1/10mm まで測定可能である。

近く 1.6%濃縮U の中空燃料 (プジュ-燃料) についても実験する 予定であり、実験目的は Cooling Pond での問題と Transport の問題を試験するためである。年末頃には Rapsodie 燃料についても同様の問題を試験する予定である。

ラシッヒリングによるポイズニングの実験はラシッヒリングでは Geometry を簡単化することが出来ないので、グラスロッドできれいな Array を作って実験している。

Pu solution の storage は、10cm O D \times 150cmH の pipe を利用し、この pipe の間隔が 60cm (Axis to Axis) になっている。貯蔵時の Pu 濃度は 110g Pu T/ ℓ (4.23% Pu²⁴⁰) であり、貯蔵能力としては 500 ℓ 、約 50Kg の Pu が貯蔵出来る。しかし、現在実験所にある Pu は 16Kg である。これらの pipe は Glove Box 中に二列に並べられており、各 pipe は Chemical pump で連結されており連続混和が可能となっている。



Pu としては Pu²⁴⁰ 3% のもので実験を開始したが、Pu²⁴⁰ 10% のものまで実験する予定である。最近 Pu²⁴⁰ 40% のものを 400g 入手したので、これを混合して上記の Pu²⁴⁰ 存在比の溶液を調整する予定。

1968年10月17日現在での実験所における核物質量は
CRAC = criticality
を測る

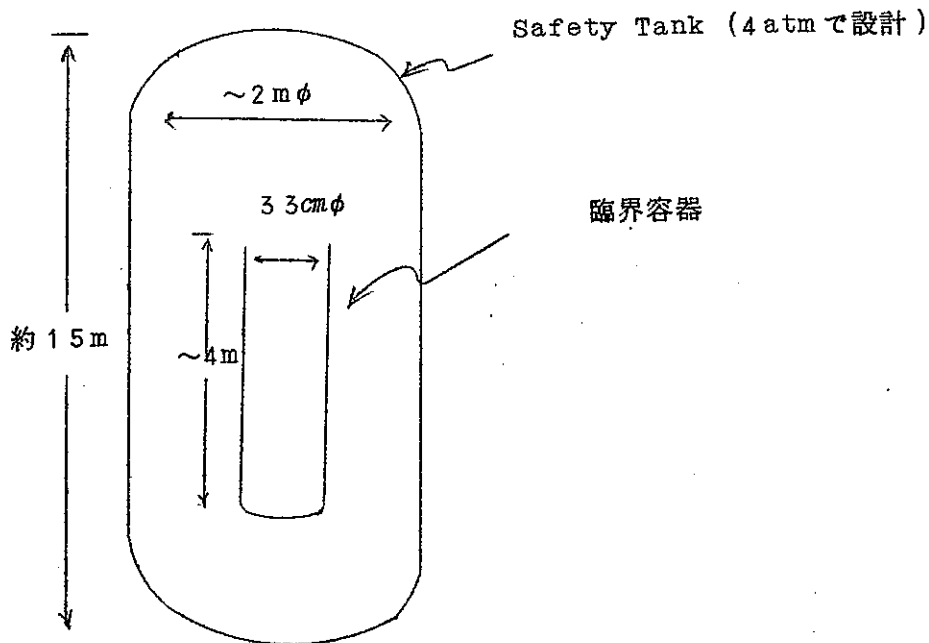
1968年10月17日現在での実験所における核物質量は

U (93%濃縮)	5.410 Kg
Pu	377.4 g
Pu	16,142.7 g

であり、実験所が必要とする量よりもはるかに少ない量である。

CRAC では現実に臨界事故を発生させ、事故による影響を測定している。目的は Solution の Boiling, 臨界事故の性質, 臨界による Dosimetry である。

CRAC 実験用の燃料は臨界に達するため相当量の F. P. が発成する。このため実験后毎回 F. P. の抽出をやっており TBP-Process を使用している。CRAC 試験は現在 U-solution でやっているが、将来 Pu-solution で試験を予定している。



- 実験方法は、
- Critical level の計算
 - Accident のタイプを選定
 - Critical level をこえて U or Pu 溶液を注入
 - Control rod の ejection
 - 圧力, 温度, γ 線, 中性子を時間とともに測定, 同時に高速度映画を撮影。データは 2 m sec 毎に 35 点のデータを計算機でもって Data Log している。

現在までの実験は、Period が few second のものである。これで fissivr としては、 4×10^{17} fissivrs を観測している。近く Period の 2~3 msec のものも実験する予定。

実験にはマウス、血液、その他動物を照射するとともに臨界アラームも実験している。特に臨界アラームを実験した結果は、臨界アラームの Philosophy を変更する必要性が生じたそうである。PNC の Pu Lab. の臨界コンサルタントを引受けた場合は、これらの結果も適用する予定。