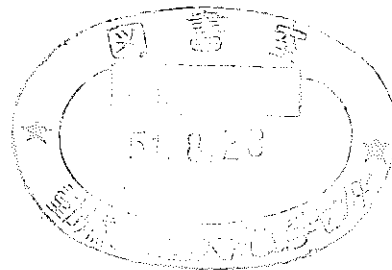


PNC^T N241-69-42

区 分 交 更	
変更後資料番号	710
決裁年月日	平成 13 年 7 月 31 日

「SEFOR」

才 1 部 SEFOR plant の概要



昭和 44 年 11 月

動力炉・核燃料開発事業団

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)

Southwest Experimental Fast Oxide Reactor (SEFOR) の概要

まえがき

現在までに世界に建設された高速実験炉のうちから、もつとも新しい炉としてSEFORを取り上げ、その概要をサーベしてみた。本資料の内容は、高速炉の安全性の問題に重点を置き、次の文献より集約したものである。

- Facility Description and Safety Analysis Report, SEFOR Vol. I & Vol. II (1968)
- Additional Information on SEFOR Plant, DOCKET-50231 -Supplement 1~24 (1968~1969)
- ANS 100 (1965)
- ANS 101 (1967)

尚、本調査報告は次に述べる3部から構成している。

第1部はSEFOR Plantの概要を簡単に述べた。

第2部はSEFORのOperation Licenseを得るために行なわれた安全解析を中心として詳しく述べた。

第3部はSEFORに関する追加情報として安全性に関連のある情報を断片的に集録した。

以上の内容をまとめるに当り、時間的に制約されながら間欠的に作業をしてきたため、多分に統一性を欠いているし、重要な点で不満足な所や、表現が間違っている所もあると思うが御容赦願いたい。

また、お気づきの点は筆者に御連絡いただければ幸である。

高速増殖炉開発本部研究員

福 島 機

第 1 部 目 次

I	緒 言	1
II	SEFOR Plant の概要	2
1.	敷 地 周 辺	2
2.	主 な 設 計 基 準	2
3.	Plant の 各 部 概 要	5
3.1	炉 容 器 及 び 内 部 構 造 物	5
3.2	冷 却 系	24
3.3	遮 蔽	33
3.4	格 納 容 器	38
3.5	工 学 的 安 全 施 設	45
3.6	廃 棄 物 処 理 系	47
3.7	制 御 計 測 系	48
3.8	核 特 性	60
3.9	電 源 供 給 系	66
III	結 言	70

I 緒 言

1964年始め、GE社が中心となつて、米国南西部17の電力会社で組織する Southwest Atomic Energy Associates (SAEA), およびユーラトムと西ドイツ等の共同プロジェクトとして高速実験炉の建設を開始した。

この炉は熱出力20MWt、混合酸化物燃料でNa冷却のループ型であり、今のところ発電設備の予定はない。

この原子炉の目的は、混合酸化物燃料による運転経験を得ること、燃料の安全設計基準の確立、また出力逸走時のドブラー係数の測定等が主であり、その他に燃料交換方式としてホットセル方式の確立、計装燃料の開発、燃料の振動検出や熱衝撃、その他各種照射実験などがある。これらはGE社の将来の大型高速炉開発研究の一環として重要なステップとなつているものと考えられる。

この原子炉・SEFORは1968年11月AECから運転許可を得て1969年5月臨界に達した。現在1MWtまでの運転が許可されている。

SEFORの将来計画としては1972年頃からTransient炉としての改造予定がある。

II SEFOR plant の概要

1 敷地周辺

SEFOR Plant は米国, Arkansas州, Washington地方Cove Creek区にある。付近には, 北々西19マイルにFayetteville区が, また南々西29マイルにFort Smith市がある。この地方は低い山波にかこまれ, 過去に地震歴があり, 一番近いところは敷地から5マイルの地点にあつたため, Plantの主要構造物は地盤において0.15gの水平方向加速度の地震に耐えると云う在来炉に比ベシピアな耐振設計となつている。

この敷地はへんびな所にあつて気象データがまだ十分でないが, Power Plantと違って連続的な放射性ガス放出はしないし, 仮想事故時の解析は十分安全側の気象条件で行なわれている。

付近の人口は少く, 直径15マイル内で45°範囲の最大人口は約3,600人である。

この敷地で竜巻が発生通過した経験はないが, 主要な安全施設は300マイル時の風圧に耐える設計となつている。

2 主な設計基準

(1) 原子炉

1. Plant Process System は寿命期間中, その構成要素の検査, 保守ができる。
2. 液体Naの冷却系は通常時の炉出力20MWtの除去能力を持つとともに, 通常のdecay heat及び冷却系1ループの事故や外部電源喪失の様な事故時のdecay heatの除去能力を持つ。
3. 炉心平均燃料温度が1,500°Fになる様なprompt critical transientにおいても燃料被覆管破損やPlant Process Systemの破損に至らない。
4. 炉は低出力密度ではあるが, 燃料温度は大型炉に相当する設計である。
5. Voidによる最大の正の反応度は1%以下である。
6. 炉内で取扱う燃料及びpoison rodの最大反応度値は1%以下である。
7. 反射体スクラム系はその最大反応度値の1本がstuckしても, 燃料交換時温度で未臨界を保つ。
8. 燃料最高温度はmelting pointを越えない。
9. 燃料棒はその設計寿命中燃料から放出されるF.Pガスを内部に保持し得る。
9. 炉心に対する過度の振動を排する設計とする。

(2) 格納容器

1. 格納容器は2重構造であり、1次格納容器は400MW-sのエネルギー放出によつて生ずるBlast 効果に耐える設計とする。
2. 2次格納容器は、その中で発生する可能性のあるNa化学反応によつて生ずる圧力、温度に耐える設計とする。
3. 1次及び2次格納容器は、運転前に耐圧テスト及び全体の漏洩テスト、さらに部分的な貫通部の漏洩テストを行なえる。
また、定期的な全体の漏洩テストがplant の全寿命中に行なえる。2次格納容器壁の貫通部も、個々に漏洩テストができる。
4. 1次格納容器壁のライナーと2次格納容器壁材質は、運転中及び試験中その温度が脆性遷移温度(NDTT)+30°F以上に保つ。

(3) 安全設備

1. 炉容器の外側には主配管ノズルの高さまでの安全容器を設け、定期的な漏洩テストを行えるようにする。
2. 照射済燃料の貯蔵タンクにはback up の安全容器を設け、少くとも2系統の冷却系を設ける。
3. 1次格納容器内の不活性ガス系は、ガス成分の管理が行なえる。

(4) 計 測

1. 中央制御室は、Plant Process Control System と Safety System の情報が正確に速時に運転員に伝えられるよう設計する。
2. 制御室は、Plant 運転中及び仮想事故時においても運転員が滞在出来るよう十分な遮蔽をする。
3. 中性子計装は、制御室に表示させ、炉内に燃料が入つているときは常に炉心内中性子束がわかるようにする。
4. Plant の安全に関する色々なモニター系にはReactor Protection System を設ける。
5. Reactor Protection System は、1つの事故時、制限のあるバイパスをしている時、保守時または確性試験時などにも、系の要求されている機能を損うことのないように機能的に及び機器的に多重性を持つ。
6. Reactor Protection System の主系統と複系統は、電氣的な事故、過出力事故および機械的事故による影響を制約するために、電氣的に物理的にできるだけ分離する。

7. Reactor Safety System の手動操作は制御室で行なえるようにする。

(5) 電気系統

1. 電気系統機器は、電気的な事故、火災および機械的事故の影響を制約するためにできるだけ分離する。
2. 非常用電源供給系は、通常及び考えられる異状時においても、Plant を緊急に停止し、安全な状態に持続できるより十分な能力を持つた代替発電施設を設置する。
3. 非常用電源供給系は、通常の如何なる運転モードからも安全停止し、停止を持続する能力をバックアップするためにバッテリー施設を設置する。
4. Plant の安全性の保守点検等のため、非常灯の必要のある施設には、高信頼度で独立なバックアップとしてバッテリーによる代替電源を供給し、事故時には自動的に常用電源からこの代替電源に切替えられる。
5. 非常用電力供給系の代替機器は、保守ならびに定期的な機能確認ができるように設計する。

(6) 放射性廃棄物

1. 廃棄物処理系は、気体及び液体廃棄物の放出ならびに固体廃棄物の敷地外への搬出に際して 10 CFR 20 の規制に従うよう設計する。
2. 放射性気体及び液体の処理、放出系は、10 CFR 20 の制限内に納めるために、モニターし、また必要ときには貯蔵し、遮断のできる設計とする。
3. 放射性気体廃棄物と格納容器内の排気は、高所において放出する。

(7) 燃料の貯蔵と取扱い

1. 未照射燃料の貯蔵施設は、臨界事故の生じない形態とし、遮蔽の施された立入制限区域に設置する。
2. 燃料交換 Cell には遮蔽を施し、目で見ながら手動で遠隔燃料交換ができるようにする。
3. 燃料交換 Cell の中には、照射済燃料の貯蔵のために、臨界事故の防止できる形態とした貯蔵施設を置く。
4. 照射済燃料は遮蔽と長時間冷却を確実に行なう。また、通常の冷却能力が低下する可能性のある場合にはバックアップ冷却系を設ける。

(8) 実験上の要求

1. S E F O R は定常試験、振動試験及び過渡試験を行なえる設計とし、様々な反応度係

- 数（特にドブラー係数）に関する情報を収集できる設計とする。
2. 実験は反応度挿入及び1次冷却系流量の制御によつて行なえる。
 3. 反応度振動の与えかたは、0.00125から0.5ヘルツの振動範囲で、最大振幅 $\pm 10\%$ に制限する。
 4. 過渡試験で挿入される反応度は最大1.30 $\%$ に制限する。また最大の反応度挿入率は20 $\%/sec$ に制限する。

3 plant の各部概要

前節に記した主要な設計基準のもとに安全性と信頼性を重点とした設計がなされた。この plant parameter を Table 1 に示す。

3.1 炉容器及び内部構造物

(1) 炉 容 器

炉容器周辺の様子を Fig. 1 に示す。炉容器は ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, for Nuclear Vessels, Class A に基づいて設計製作されている。設計温度 1050°F における設計圧力は 100 psig である。全長 174 in で、上部の外径 70 in 板厚 $\frac{3}{4}$ in, 底部の外径 42 - $\frac{1}{2}$ in, 板厚 $\frac{3}{8}$ in, 材質は ASME SA-240.304 ステンレス, ボルトは ASTM SA-193 Grade B7 に基づいている。重量は約 48,000 lb (内部構造物は別) で、支持は炉容器室ライナーの上部のリングガードによつており、燃料交換 Cell の床高さに支えられている。

容器の運転温度は 700 ~ 800°F の範囲であるが過渡実験では瞬間的に 1000°F になることも予想される。材料のサーベランスプログラムが計画されており、炉心近傍で 20 MWt 3年間 7% 負荷率運転の照射中性子束積分量は 7×10^{19} nvt となる。更に 50 MWt, 7年間, 80% 負荷率で 7×10^{21} nvt となる。

容器には 7 個の貫通部がある。14 in の冷却系ノズルが 2 個 (主冷却系), 4 in の冷却系ノズルが 2 個 (補助冷却系), 2 in の燃料交換レベルノズル 1 個, 6 in のオーバフローノズル, 2 in の運転レベル制御ノズルからなる。これらのノズルは全て炉心上

部より高い位置に設けられている。炉容器の主冷却系出口入口ノズル以下は二重壁となっており、外部安全容器も ASME BPVC Section III に基づく Class A の容器になつており、設計温度も炉容器と同じく 100 psig, 1050°F である。安全容器と 1 次容器の間の円環部にはアルゴンガスが満され、安全容器の integrity のチェックが定期的に行なうことができるようになつている。この円環部には 4 個の漏洩検出器を設け炉容器からの Na 漏洩のモニターを行なつている。また、このアルゴンギャップは断熱保温の役目もしている。炉容器上部（一重壁で配管ノズル部など）の断熱保温は多層の薄いステンレス板から成つている。

容器の上蓋は 2 個の平らなプラグから成つており、内部プラグは炉容器フランジにボルト止めされた外部プラグにさらにボルト止めされているが、それぞれ二重 O リングでシールされている。この O リングの間のスペースは FP ガスのモニターができるようになつており、また、シールのテストのためにアルゴンを加圧できるようになつている。

(2) 炉内構造物

炉心は容器の低位置にあり、容器上部からシュラウドによつて吊り下げられている。このシュラウドと容器壁の間が円環となり主冷却系流入通路（1 in 巾）となつている。シュラウドは厚く 3/8 in の 304 ステンレスで下端が炉心支持板と一体となつている。炉心は 109 本の六角チューブのチャンネルから成り、全体で直径 3.47 in で長さ 106 in の束となりその外周でクランプされている。炉心の圧損をできるだけ小さくして自重だけでもホールドダウンできるようになつている。炉心のクランプは上下 2 箇所（下部は支持板の直上、上部は支持板上 60 in の位置）を 3 in 巾のバンドでしめつける構造である。クランプ力はインコネル 718 のトーション棒による。炉心支持構造材は 304 ステンレスで 2-1/2 in の厚さである。また円環状の遮蔽体支持板は 304 ステンレスで 1-1/2 in の厚さで、109 本の炉心チャンネルの外側に円環状に置かれた遮蔽チューブを支持している。Table 2 に炉心構成を示す。

Table 1

SUMMARY OF PLANT PARAMETERSSite

Location	Fayetteville, Arkansas
Size of Site	620 acres
Minimum Exclusion Radius	0.4 mile
Plant Ownership	Southwest Atomic Energy Associates

Reactor

Type	Fast spectrum
Thermal Output	20 MW
Primary Coolant	Sodium
Secondary Coolant	Sodium
Tertiary Coolant	Air

Core

Diameter (cylindrical equivalent)	34.7 in.
Active fuel length (fuel only)	33.812 in.
Core Height (including axial gap and UO ₂ insulator pellets)	36-9/16 in.

Core Element (Channels)

Number	109
Fuel Channel Material	Type-304 Stainless Steel
Outside Dimension (across hexagonal flats)	3.150 ± 0.003 in.
Wall Thickness	0.060 ± 0.002 in.
Fuel Channel Length	106 in.
Fuel Rods Per Core Element	6
Tightener Rods Per Core Element	1
Fuel Rod Pitch	1.095 in.
Calculated Weight (Channel, 6 fuel rods, and tightener assembly)	124 lbs.

Fuel Rod

Weight (includes integral reflectors)	11.0 lb.
Diameter (outside cladding)	0.970 in.
Number of Axial Fuel Segments	2
Cladding Material	Type-316 Stainless Steel

Table 1 (Continued)

Fuel Rod (continued)

Cladding Thickness	0.040 ± 0.002 in.
Fuel Material	PuO ₂ -U.2380 ₂
Fuel Pellet Diameter	0.875 ± 0.001 in.
Fuel Pellet Length	5/8 ± 3/32 in.
Fuel Density (Pellet O.D.)	10.2 gm/cc
Enrichment (Pu-239 + Pu-241)	18.7%
(U235)	0.17%
Spiked Fuel Rod Enrichment (Pu-239 + Pu-241)	25%

Instrumented Fuel Assembly

Number of Assemblies	6
Number of Fuel Rods per Assembly	2
Number of Fuel Thermocouples per Assembly	4 (2 per rod)
Number of Coolant Thermocouples per Assembly	3
Number of Flowmeters per Assembly	1

Control Elements

Number of Movable Reflectors (36 degree segments)	10
Reflector Material	Nickel
Reflector Weight (one segment)	1250 lb.
Reflector Outside Diameter	58 in.
Reflector Thickness	6.0 in.
Reflector Height	48 in.
Number of Fixed B ₄ C Rods (in core)	18 (nominal)

Nuclear Parameters

Volume Fraction Fuel	0.432
Volume Fraction Sodium	0.295
Volume Fraction BeO	0.057
Volume Fraction Steel	0.216
Design Criticality Factor (20 Mwt, No B ₄ C)	1.035
B ₄ C Reactivity Worth	0.033 Δk
Reflector Reactivity Worth (Total)	0.035 Δk
Doppler Coefficient, Sodium in (dk/dT)	-0.0085 Δk

Table 1 (Continued)

Nuclear Parameters (continued)

Doppler Coefficient, Sodium Out (T dk/dT)	-0.0070 k
Expansion Coefficient (dk/dP)	-1.97¢/MW
Maximum Positive Sodium Void Reactivity Effect, without B ₄ C	+6¢
Maximum Positive Sodium Void Reactivity Effect, with B ₄ C	+28¢
Median Fission Energy, Core Center	207 keV
Median Fission Energy, Total Core	174 keV
Delayed Neutron Fraction, β_{eff}	0.0032
Prompt Neutron Lifetime	0.68 μ sec

Thermal-Hydraulic Parameters

Power Density	33.8 kW/l
Specific Power	59.5 kW/kg fissile Pu
Linear Power	
Average	11.3 kW/ft
Peak (Standard Rods)	20.8 kW/ft
Peak (Spiked Rods)	25.0 kW/ft
Power Distribution Parameters (peak-to-average ratios)	
Axial	1.24
Radial	1.47
Local	1.01
Core Heat Transfer Area	450 sq ft
Average Heat Flux	150,000 Btu/sq ft
Maximum Heat Flux (Local)	276,000 Btu/sq ft
Coolant Inlet Temperature	700 ^o F
Coolant Exit Temperature (av)	820 ^o F
Core Design Coolant Flow Rate at 20 MWt	4300 gpm
Reactor Core Pressure Drop	5 psi

Nitrogen Cooling System

Number	3
Type	Freon-22
Capacity	167 Tons

Table 1 (Continued)

Main Intermediate Heat Exchanger

Type	Crossflow - tube in shell
Surface Area	483 sq ft
Capacity	68,254,000 Btu/h
Mean Temperature Difference (Design value)	137°F
Heat Transfer Coefficient	1000 Btu/sq ft-h-°F
Primary Sodium	
Inlet Temperature (a)	809°F
Outlet Temperature (a)	700°F
Flow Rate (a)	1,925,000 lb/h
Pressure Drop (a)	3.2 psi
Secondary Sodium	
Inlet Temperature (a)	555°F
Outlet Temperature (a)	665°F
Flow Rate (a)	1,925,000 lb/h
Pressure Drop (a)	9.2 psi

Auxiliary Intermediate Heat Exchanger

Type	Crossflow - tube in shell
Surface Area	63 sq ft
Capacity	8,532,000 Btu/h
Mean Temperature Difference (Design value)	129°F
Heat Transfer Coefficient	1060 Btu/h-°F-sq ft
Primary Sodium	
Inlet Temperature (a)	809°F
Outlet Temperature (a)	700°F
Flow Rate (a)	91,700 lb/h
Pressure Drop (a)	1.2 psi
Secondary Sodium	
Inlet Temperature (a)	645°F
Outlet Temperature (a)	755°F
Flow Rate (a)	91,700 lb/h
Pressure Drop (a)	4.7 psi

(a) Operating values at 20 MWt

Table 1 (Continued)

Main Forced Air Heat Exchanger

Type	Forced draft, crossflow
Surface Area	26,300 sq ft
Capacity	68,254,000 Btu/h
Mean Temperature Difference (Design value)	287 ^o F
Heat Transfer Coefficient	9.05 Btu/h- ^o F-sq ft
Sodium	
Inlet Temperature (a)	665 ^o F
Outlet Temperature (a)	555 ^o F
Flow Rate (a)	1,925,000 lb/h
Pressure Drop (a)	5.8 psi
Air	
Inlet Temperature (a)	90 ^o F
Outlet Temperature (a)	499 ^o F
Flow Rate (a)	650,000 lb/h
Pressure Drop (a)	3.6 in. H ₂ O

Auxiliary Forced Air Heat Exchanger

Type	Forced draft, crossflow
Surface Area	2730 sq ft
Capacity	8,532,000 Btu/h
Mean Temperature Difference (Design value)	430 ^o F
Heat Transfer Coefficient	7.27 Btu/h- ^o F-sq ft
Sodium	
Inlet Temperature (a)	755 ^o F
Exit Temperature (a)	645 ^o F
Pressure Drop (a)	2.0 psi
Flow Rate (a)	91,700 lb/h
Air	
Inlet Temperature (a)	90 ^o F
Exit Temperature (a)	533 ^o F
Pressure Drop (a)	0.03 in. H ₂ O
Flow Rate (a)	29,200 lb/h

Table 1 (Continued)

Inner Containment

Type	Steel-lined reinforced concrete
Design Pressure	10 psig
Design Temperature	250°F
Leakage Rate (at 10 psig)	20%/24 hours

Outer Containment

Type	Welded cylindrical vessel
Design Pressure	30 psig
Design Temperature	370°F
Leakage Rate (at 30 psig)	2.5%/24 hours

Electrical Power System

Off-Site Power Source	69 kVA
On-Site Power Sources	750 kW diesel generator 125V battery system +26.5V battery system -26.5V battery system

Nuclear Instrumentation

Location	Below core, outside vessel
Source Range Monitors (two)	1 to 6 x 10 ⁵ n/cm ² /sec
Intermediate Range Monitors (two)	5 x 10 ³ to 6 x 10 ¹⁰ n/cm ² /sec
Wide Range Monitors (three)	6 x 10 ² to 6 x 10 ¹¹ n/cm ² /sec

Reactor Protection System

Number of Channels	2
--------------------	---

Equipment for Experiments

Rod Oscillator Reactivity	± 1¢ to ± 10¢
Rod Oscillator Frequency	0.00125 to 0.5 Hz
FRED Maximum Reactivity Worth	1.30\$ ^(b)
FRED Maximum Reactivity Insertion Rate	20\$/sec

(b) Calculated for a Doppler coefficient of -0.0085. The operating limit will be determined by the actual measured value of the coefficient.

**この頁はPDF化されていません。
内容の閲覧が必要な場合は、技術資料管理
担当箇所を参照して下さい。**

Table 2

REACTOR CORE INFORMATION

Core Dimensions

Equivalent diameter	34.7 in.
Active fuel length	33.812 in.
Core height (including axial gap and UO ₂ insulator)	36-9/16 in.

Core Element

Maximum number in core	109
Calculated weight	124 lb
Fuel rods per core element	6
Tightener rods per core element	1
Rod pitch	1.095 in.

Fuel Channel

Material	Type-304 stainless steel
Shape	Hexagonal
Outside dimensions across flats	3.150 ± 0.003 in.
Wall thickness	0.060 ± 0.002 in.
Tubing length	105 in.
Over-all length	106 in.
Side rod diameter	0.250 ± 0.001 in.
Weight	22 lb

Extension Rod

Over-all length	64-27/32 in.
Weight	4.0 lb
Cladding	
Material	Type-316 stainless steel
Outside diameter	0.875 ± 0.005 in.
Wall thickness	0.040 ± 0.005 in.
Outside diameter at spring contact points	0.970 ± 0.005 in.

Shielding

Material	B ₄ C
Minimum density	1.7 gm/cc
Length	54 in.
Minimum weight	1.68 lb

Table 2 (Continued)

Tightening Rod		
Over-all length		111-27/32 in.
Weight		10.0 lb
Diameter		0.875 ± 0.002 in.
Cladding		
Material		Type-316 stainless steel
Outside diameter		0.875 ± 0.002 in.
Wall thickness		0.040 ± 0.002 in.
BeO Rod		
Material		Sintered BeO pellets
Diameter		0.777 ^{+0.000} _{-0.003} in.
Over-all length		36-9/16 in.
Density		2.9 gm/cc
Shielding		
Material		B ₄ C
Minimum density		1.7 gm/cc
Minimum weight		1.7 lb
Length		56 in.
Reflector		
Material		Nickel, ASTM B160
(upper)		0.655 ^{+0.000} _{-0.005} in.
Diameter		
(lower)		0.780 ^{+0.005} _{-0.000} in.
Length		
Upper		3-1/8 in.
Lower		4-27/32 in.
Tightener Sleeve		
Over-all length		110-1/8 in.
Tube material		Type-304 stainless steel
Spring material		Inconel 718
Spider material		Type-304 casting
Weight		4.0 lb
Orifice, bore diameter (central)		1.550 in.
	G1	1.296 in.
	G2	1.280 in.
	G3	1.096 in.
	G4	1.018 in.
	G5	0.920 in.

(3) 燃 料

Table 3 に燃料要素に関する定数を示す。SEFOR の燃料棒の設計目標は次の通りである。

1. $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ ペレットを用い、炉心の出力密度は比較的低い、燃料の運転温度は大型高出力炉に相当するものであり、燃料最高温度を混合酸化物の融点で制限する。
2. 他の温度条件としては、冷却材と接する被覆管表面の温度をNaの通常沸騰点以下にするよう炉心設計及び運転を行なう。これは定常運転で予想される過渡運転時をも含む。
3. 燃料ペレットの熱膨脹によつて生ずる炉心の容積変化をできるだけ小さくする。
4. 燃料棒は個々に組換えが可能な設計とする。
5. 燃料被覆管の定常状態における stress を運転温度での許容応力の2倍以下に制限する。
6. design transient の回数を満足する燃料棒設計とすること。この過渡状態は計画されているものより十分大きくとり、計画されているTest Program中の被労による事故の可能性を最小にする。

燃料アセンブリは6本の燃料棒と中心のBeO棒とから成る。このBeO棒は炉心中性子スペクトルを軟化するためである。SEFORのTest Programでは2種類の炉心の使用が計画されていて、第2炉心では中心のBeO棒の代りに中性子スペクトルを硬化するような物質が使われる。

燃料棒は軸方向燃料膨脹係数を減少させるために上下2つの燃料segmentに分けられている。この膨脹係数を減少させる目的は、SEFOR実験解析において全燃料温度係数からドブラー係数を分離して測定するためである。

被覆材は316ステンレスである。燃料棒の上部及び下部反射体はニッケルである。燃料ペレットは $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ で核分裂性Pu($\text{Pu}239+\text{Pu}241$)の割合は18.7%、全Puで20.4%、 $\text{U}235$ は0.17%である。insulatorペレット(燃料棒の両端のペレット)は減損ウランである。燃料棒の上端にはextension棒をとりつけ、遮蔽と燃料出入の役目をする。この遮蔽材は振動充填した B_4C 粉末である。燃料棒とextension棒を結合したときの全長は114inになる。

Fig. 2に標準燃料棒を、Fig. 3に燃料集合体断面を示す。

特殊燃料棒としてspiked燃料棒と呼ばれるものがあり、核分裂性Puの割合が25%のもので、構造的には標準のものと同じである。この燃料を定期的に検査することによつて、通常燃料の照射挙動を前もつて知ることができる。

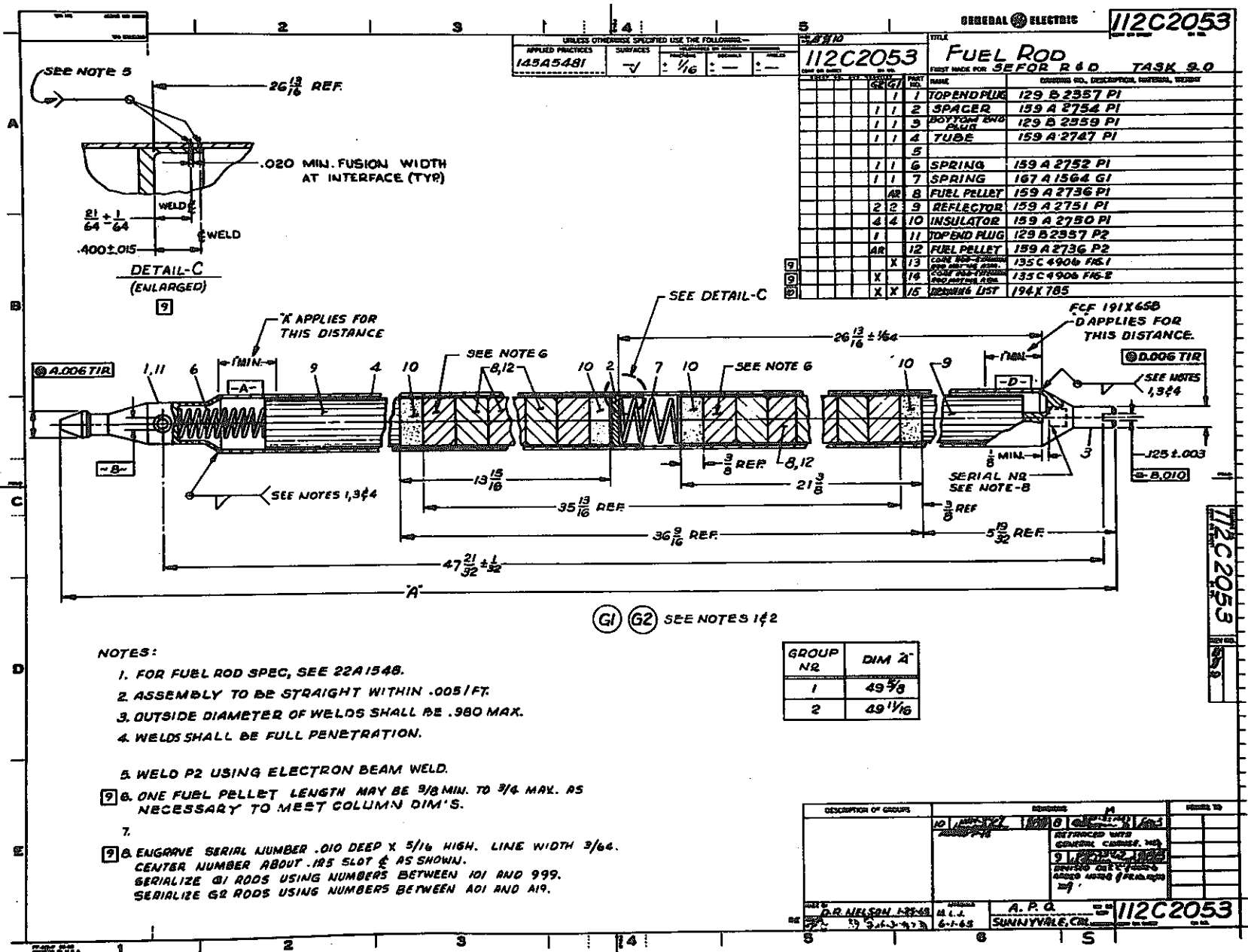
定常状態の燃料温度計算に用いた $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ に対する $\int K d\theta$ 曲線をFig. 4に示す。
($\int_0^{\text{TM}} K d\theta = 86.9 \text{ W/cm}$)

またTable 4に燃料温度の計算結果を示す。

Table 3

SEFOR FUEL RODS

Weight	11.0 lb
Over-All Length	
Standard rods	49-5/8 in.
Spiked (guinea pig) rods	49-11/16 in.
Diameter	0.970 in.
Active Fuel Length	33.812 in.
Over-All Core Length (including axial gap and UO ₂ insulator)	36-9/16 in.
Number of Axial Segments	2
Cladding	
Material	Type-316 stainless steel
Inside diameter	0.890 ± 0.0015 in.
Wall thickness	0.040 ± 0.002 in.
Fuel Pellets	
Material	PuO ₂ -UO ₂
Diameter	0.875 ± 0.001 in.
Length	5/8 ± 3/32 in.
Density	
Based on pellet outside diameter	92.6 ± 2% T.D. 10.2 gm/cc
Based on cladding inside diameter	89.6% T.D.
Theoretical	9.85 gm/cc
Pu-239 + Pu-241	
Standard rods	18.7%
Spiked rods	25.0%
U-235	0.17%
Insulator Pellets	
Material	Depleted UO ₂
Diameter	0.883 ± 0.001 in.
Length	3/8 in.
Density	92% T.D. 10.1 gm/cc
Reflector (Upper and Lower)	
Material	Nickel-ASTM-B160
Diameter	0.875 ^{+0.0000} _{-0.007} in.
Length	3-31/32 in.



UNLESS OTHERWISE SPECIFIED USE THE FOLLOWING—		112C2053		GENERAL ELECTRIC		112C2053	
APPLIED PRACTICES	SURFACES	TOLERANCES	FINISHES	TITLE			
145A5481	✓	± 1/16	—	112C2053 FUEL ROD			
				FIRST MADE FOR JEFOR R & D TASK 9.0			

GROUP NO.	PART NO.	NAME	QUANTITY	DESCRIPTION, MATERIAL, WEIGHT
	1	TOP END PLUG	129 B 2357 P1	
	2	SPACER	159 A 2754 P1	
	3	BOTTOM END PLUG	129 B 2359 P1	
	4	TUBE	159 A 2747 P1	
	5			
	6	SPRING	159 A 2752 P1	
	7	SPRING	167 A 1564 G1	
	8	FUEL PELLETT	159 A 2736 P1	
	9	REFLECTOR	159 A 2751 P1	
	10	INSULATOR	159 A 2750 P1	
	11	TOP END PLUG	129 B 2357 P2	
	12	FUEL PELLETT	159 A 2736 P2	
	X 13	CORE ROD—STAINLESS STEEL	135C 4906 FIS-1	
	X 14	CORE ROD—STAINLESS STEEL	135C 4906 FIS-2	
	X 15	INSULATING LIFT	194X 785	

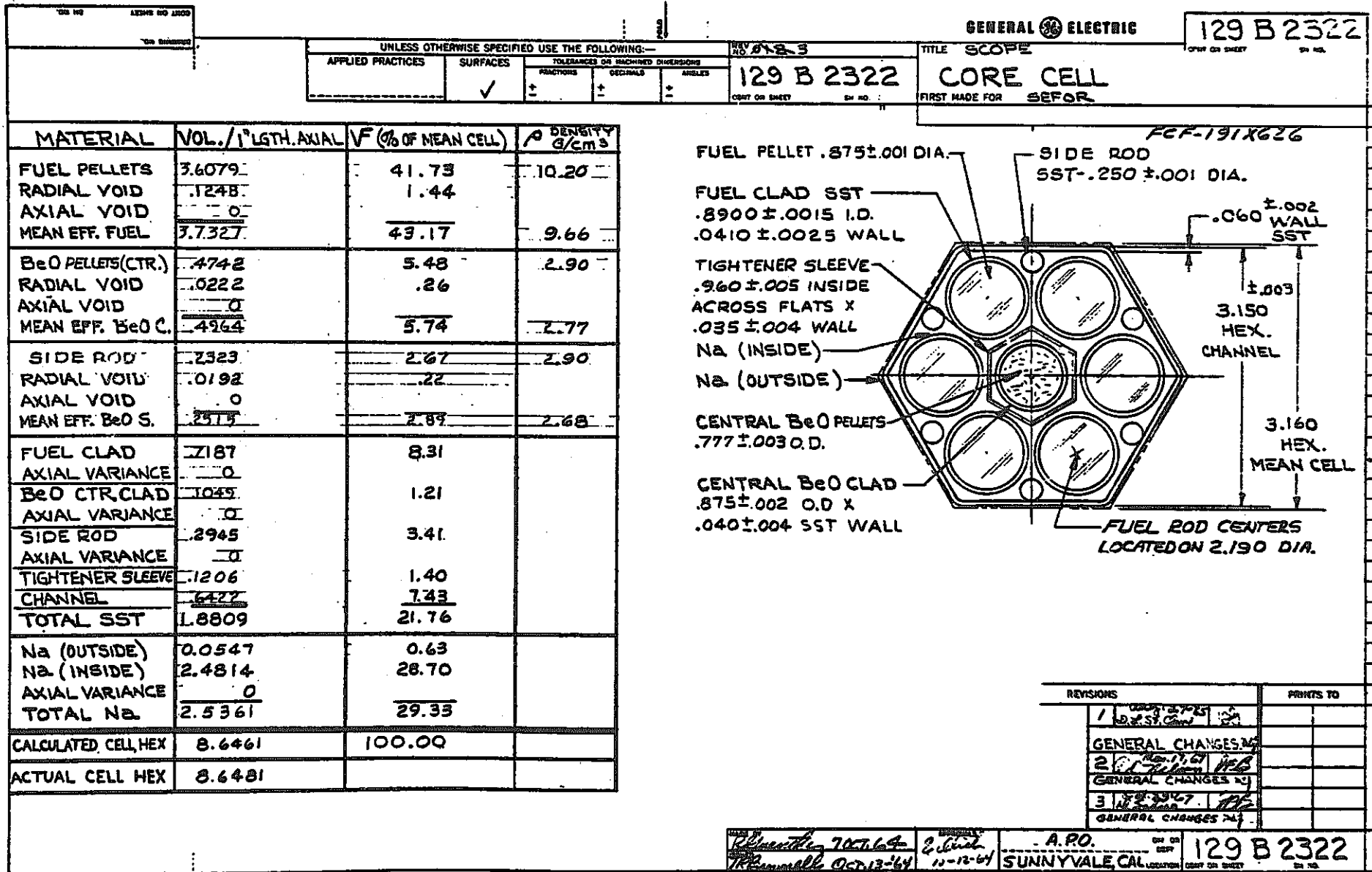
- NOTES:
- FOR FUEL ROD SPEC, SEE 22A1548.
 - ASSEMBLY TO BE STRAIGHT WITHIN .005/FT.
 - OUTSIDE DIAMETER OF WELDS SHALL BE .980 MAX.
 - WELDS SHALL BE FULL PENETRATION.
 - WELD P2 USING ELECTRON BEAM WELD.
 - ONE FUEL PELLETT LENGTH MAY BE 3/8 MIN. TO 3/4 MAX. AS NECESSARY TO MEET COLUMN DIM'S.
 - ENGRAVE SERIAL NUMBER .010 DEEP X 5/16 HIGH. LINE WIDTH 3/64. CENTER NUMBER ABOUT .125 SLOT & AS SHOWN. SERIALIZE G1 RODS USING NUMBERS BETWEEN 101 AND 999. SERIALIZE G2 RODS USING NUMBERS BETWEEN 401 AND 419.

GROUP NR	DIM 2"
1	49 5/8
2	49 11/16

DESCRIPTION OF GROUPS	GROUPS	REVISIONS	DATE
APPROVED BY: A. P. G. DATE: 6-1-65		112C2053	

Fig. 2 STANDARD FUEL ROD

ETCHING TT-9



- 2 -

Fig. 3-2 CORE ELEMENT ASSEMBLY

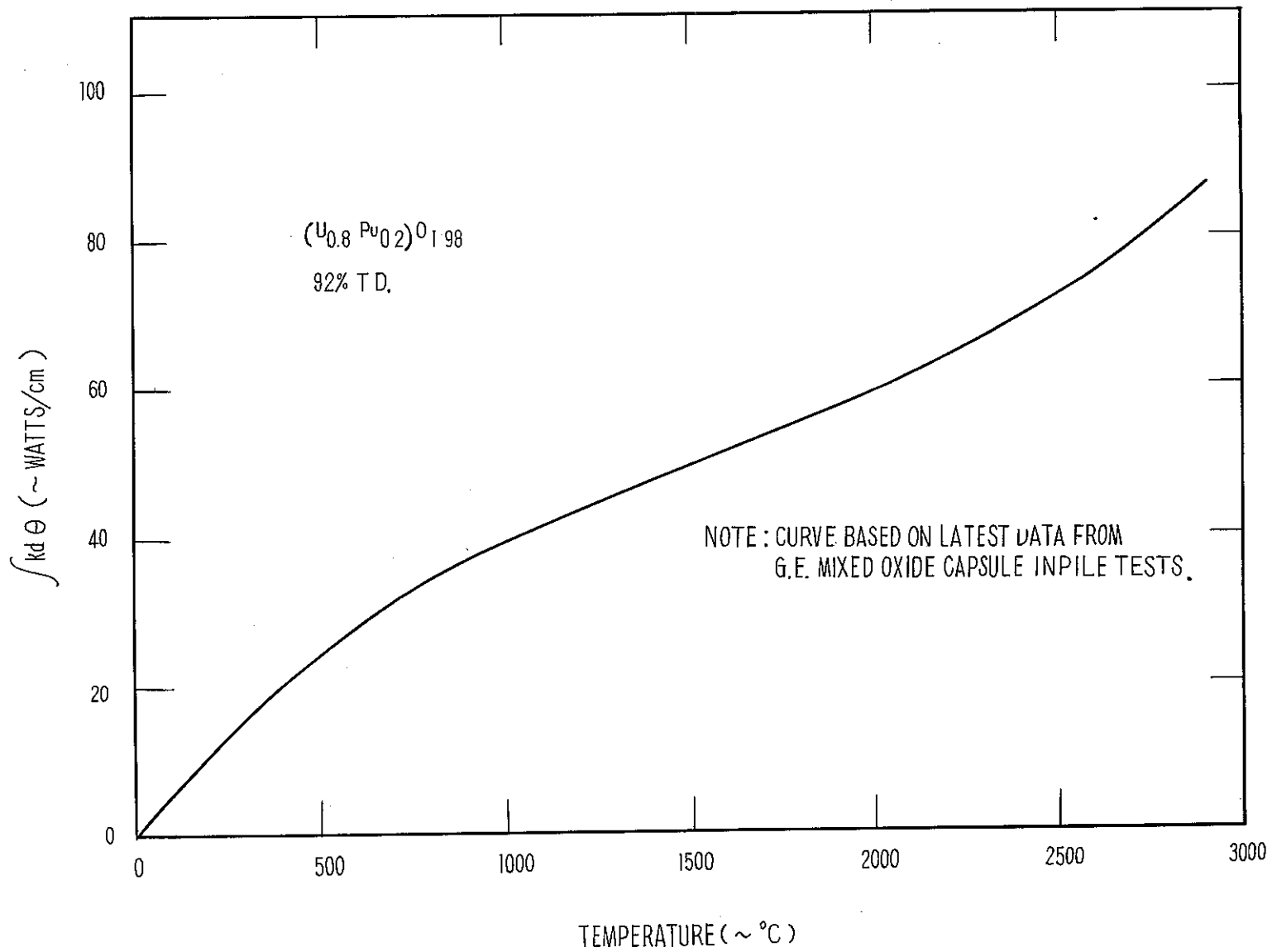


Fig. 4 FUEL CONDUCTIVITY VERSUS TEMPERATURE

Table 4

SUMMARY OF FUEL THERMAL CALCULATIONS

Core Power Density (kW/ft)	
Standard rod	
Average	11.3
Peak	21.0
Spiked rod (maximum)	25.0
Fuel Temperatures ($^{\circ}$ F)	
Standard rod	
Core average	2000
Peak centerline	4550
Spiked rod (peak centerline)	5000
Heat Transfer Coefficients (Btu/h-ft ² - $^{\circ}$ F)	
Fuel-to-cladding gap, h_g	
Average core position	1000
Center of core	2000
Spiked rods	2000
Cladding-to-coolant film, h_f	8400
Fuel Cladding Temperature ($^{\circ}$ F)	
Standard rod	
Maximum	1000
Average	800
Spiked rod	
Maximum	1050
Average	850
Power Peaking Factors	
Axial peak-to-average	1.24
Radial peak-to-average	1.47
Local peaking factor	1.01

燃料のペレットと被覆管の cold gap (0.015 ± 0.0025 in) は 20 MWt 定常運転で炉心内の最高温度の燃料棒の gap がゼロになるように定められている。

SEFOR 燃料は低燃焼設計 (< 1500 MWD/T) であるため、スエリングのための gap の余裕はとっていない。

燃料検査としては、炉上部にある燃料交換 Cell において非破壊的に次のものが行われる。

- (1) Cell の遮蔽窓や、ペリスコープ、TV を通しての観察
- (2) 直径、真円度、真直度等の寸法チェック
- (3) 燃料棒内の燃料の変位をみるためのガンマスキヤニング
- (4) F.P ガスの漏洩チェック

他に計装燃料があり、次の様な設計仕様となつている。

1. 燃料集合体内の流量と燃料温度を 20 MWt の出力範囲にわたつて連続的に得られる。
2. 集合体は遠隔操作で交換及び計測用の配線等の結線等ができる。
3. 計装燃料が炉心に挿入されていても、通常燃料の移動、挿入に支障をきたさない。
4. 計装燃料の交換のために炉停止回数を増加させないでますように測定多重性を持たせる。

温度測定用熱電対は W5Re 線と W26Re シース、BeO 又は ThO₂ インシュレーションのものである。流量計のシグナルは 700°F、72 gpm で約 12.5 mV 発生する。測定精度は 10 ~ 25 gpm で ±10%、25 gpm 以上では ±5% 程度である。

3.2 冷却系

冷却系は 3 系統からなる。

- (1) 炉心で発生する 20 MWt を除去できる主冷却系
- (2) そのバックアップとして炉心から 1 MWt 除去できる補助冷却系
- (3) Na 機器、遮蔽体及び反射体を冷却するための 1.5 MWt 除去できる窒素ガス冷却系

これら 3 つの冷却系は、最終的には熱を大気に放散させる。

(1) 主冷却系

主冷却系の設計上の要点は次の通りである。

1. 強制循環 Na を用い、予想される定常状態と過渡状態での炉心発生熱を除去できる能力をもっている。
2. 自然循環 Na を用い、燃料と炉心材料の崩壊熱を除去できる能力をもっている。

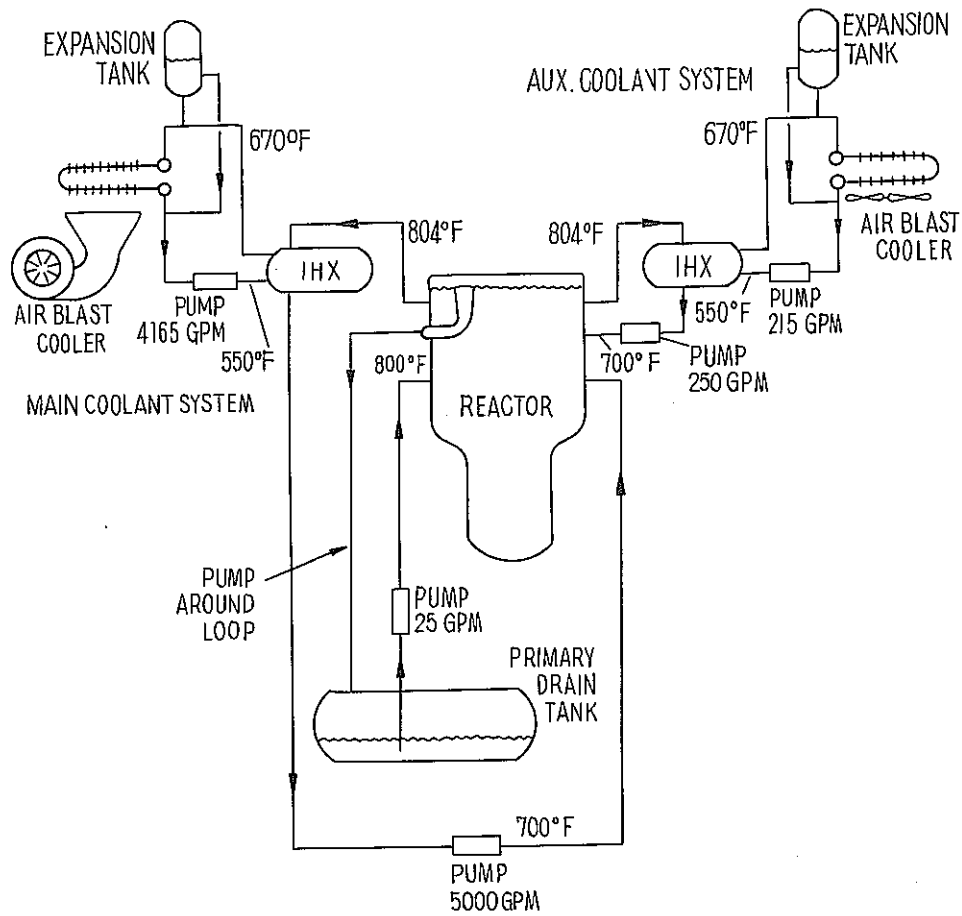


Fig. 5 SODIUM COOLANT SYSTEM

3. 系はNa及び冷却材中に放出される可能性のあるFPに対して1つの格納壁を形成し
予想される熱的な過渡状態及び設計震度の地震に対してもインテグリティが保てる。

Fig. 5に冷却系のフローダイヤグラムを示す。

主冷却系の炉容器入口は20MWt時に700°FのNaが5,000gpm*で流入する。
約700gpmが炉心をバイパスし、炉心には4,300gpm流れ820°Fまで上昇する。
(バイパス流は出口プレナムで802°Fになる。)炉容器出口配管は12inでIHX(中間熱交換器)の上部シェルに結合している。ここで700°FになつたNaは12in管を通つて主1次ポンプに入り、10inの入口配管を通つて炉容器にもどされる。電磁流量計とベンチュリメータがポンプ出口側に置かれている。入口配管には、建設時のゴミ等が炉心に入らない様に一時的なストレーナが置かれており、Naのフローテスト後、炉運転前には取はずされる。(1969.春フローテスト中にこのストレーナ(スチールメツシュ)が破損し、メツシュが回路中に散流する事故があつたと伝えられる。)IHXの中心は炉心中心より4ft高くし、自然循環によつて最低250gpmの流量が得られるようになつている。主1次ポンプはサクシオンヘッドを得るためにIHXの下30ftの位置に置かれている。主配管と機器は2~4inのCalcium silicateの保温材で巻かれている。配管の材質は304ステンレスで、全ての接合部は溶接されている。主1次系の圧力損失は31.1psiとなる。Table 5に5,000gpmのときの圧損及び、ゲージ圧(カバーガス20psig)を示す。

IHXはFig. 6に示すように1次系シェル側、2次系チューブ側のシェル-チューブ型である。

このIHXは水平に置かれているが、これはシェル側が層流になるのを防ぎ、ドレンをしやすくするためである。また2次Naは下側から入つて上側から出るがこれも層流になるのを防ぐためと、自然循環力を得やすくするためである。IHXの仕様はTable 6の通りである。

主1次系ポンプはリアインダクション型電磁ポンプで窒素ガス冷却され、設計値はヘッド38psiで700°FのNa 5,000gpmとなつているが、実際上は1,000gpmで1050°Fまで運転可能である。

ポンプダクトは長さ40in, 断面1.3×32in²でダクト壁厚は3/32inである。このポンプは2組のステータがありそれぞれ別個のMG発電機から給電されている。この2重給電は1系統の電力喪失事故時にNa流量を確保するためである。ポンプはこのとき1ステータで2,100~2,300gpmを確保できる。

主2次系配管は空気雰囲気中にあり、主2次系ポンプからIHXまでが10inで約

* 1 gpm(gallon per minute)≒3.8×10⁻³ m³/min

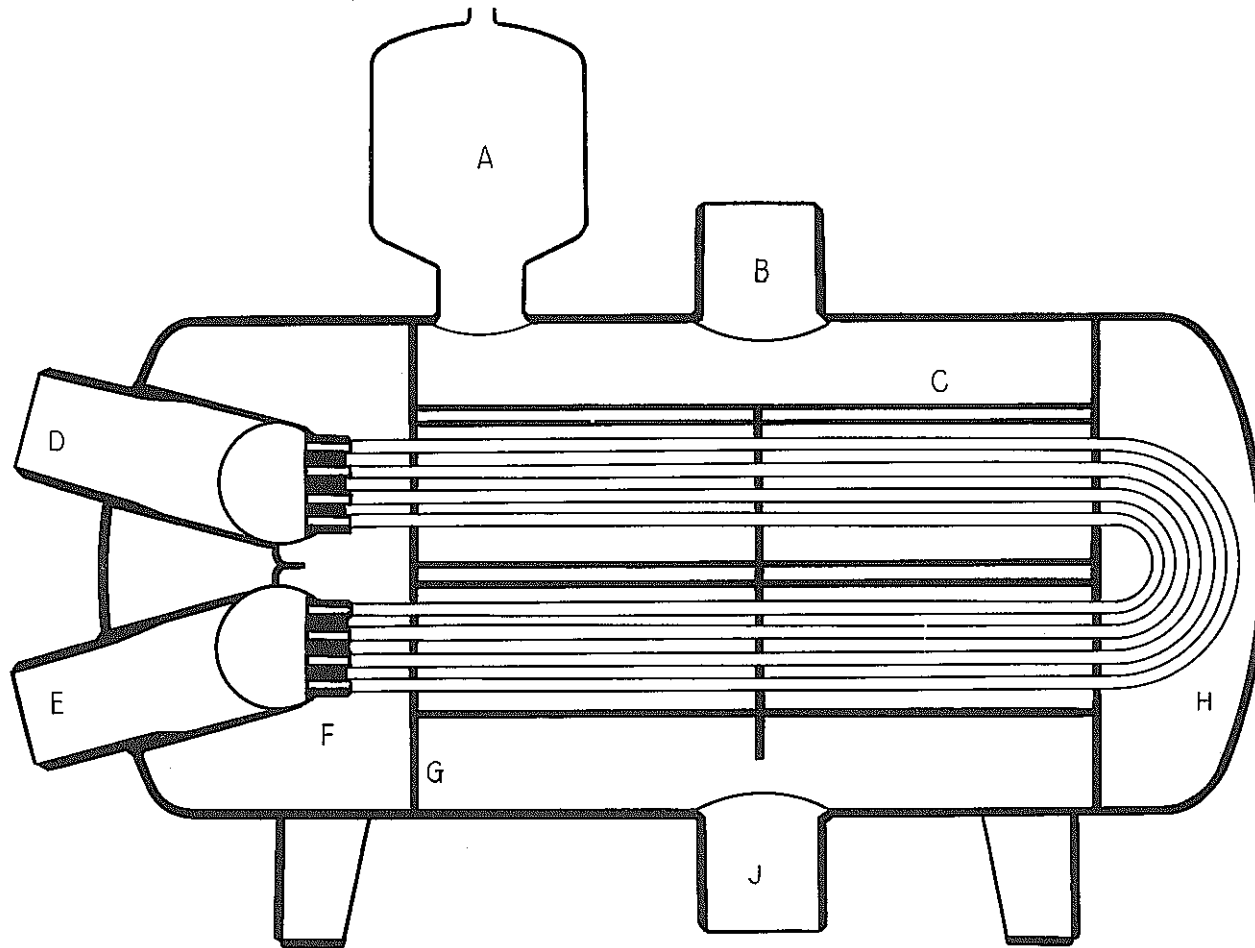
Table 5

MAIN PRIMARY LOOP PRESSURES

	ΔP (psi)	Pressure (psig)
Reactor Outlet	--	+21.2
Static Head Loss	- 0.7	--
Pipe Friction	- 3.5	--
IHX Inlet	--	+17.0
Static Head Gain	+ 2.2	--
IHX Friction	- 4.0	--
IHX Outlet	--	+15.2
Static Head Gain	+10.2	--
Pipe Friction	- 1.4	--
Pump Suction	--	+24.0
Pump Head	+31.1	--
Pump Discharge	--	+55.1
Static Head Loss	-11.7	--
Pipe Friction	- 6.5	--
Flowmeter	- 1.0	--
Reactor Inlet	--	+35.9
Reactor Loss	-14.7	--
Static Head and Cover Gas	--	+21.2

4165 gpmの流量で550°FのNaをIHXに送る。IHXで670°F(20 MWt時)まで加熱され10 in配管で空気冷却器に送られ、550°Fに降温する。更にポンプ入口までの間に10 inの電磁流量計がある。空気冷却器の位置はIHXとほぼ同じ高さであり、自然循環流が最低250 gpm確保できる。主2次ポンプは主1次ポンプと全く同じである。主2次系には450 galのNa膨脹タンクがありNa中の混入ガスの脱気の役目もしている。

空気冷却器は270本のステンレスのフィン付U字管の束からなり、水平配置されている。空気圧駆動のダンパーとヒータがあり、停止時のNa保温及び運転前の加温ができるようになっている。



- | | |
|--|---------------------------------------|
| A - GAS COLLECTION DOME | F - TUBE SHEET |
| B - 12 in. PRIMARY INLET | G - SUPPORT PLATE |
| C - ORIFICE PLATE
IMPINGEMENT PLATE | H - 161 TUBES,
1 in. O.D. x 18 BWG |
| D - 10 in. SECONDARY OUTLET | J - 12 in. PRIMARY OUTLET |
| E - 10 in. SECONDARY INLET | |

Fig.- 6 MAIN INTERMEDIATE HEAT EXCHANGER

Table 6

MAIN INTERMEDIATE HEAT EXCHANGER SPECIFICATIONS

Type	Crossflow - Tube in Shell
Surface Area	483 sq ft
Capacity	68,254,000 Btu/h
Mean Temperature Difference	137°F
Heat Transfer Coefficient	1000 Btu/ft ² -h-°F
Primary Sodium Inlet Temperature	804°F
Outlet Temperature	700°F
Flow Rate	2,160,000 lb/h
Pressure Drop	4.0 psi
Secondary Sodium Inlet Temperature	550°F
Outlet Temperature	670°F
Flow Rate	1,832,000 lb/h
Pressure Drop	9.3 psi

Table 7に空気冷却器の仕様を、またTable 8に主2次冷却系の圧損を示す。

主冷却系と補助冷却系の他にNa供給ループがある。これは25 gpmの小さな1次Naループで、1次ドレンタンクから2 in配管でNaを汲み上げることによって炉容器内Naレベルを定位置に保つ働きをする。Naは2個のオーバーフローノズルを通過して1次ドレンタンクにもどされる。この系のポンプはヘリカルインダクション型の電磁ポンプで、30 psiヘッドで1050°FのNaを25 gpm流す能力を持っている。

このポンプへの給電は緊急用バスから採られており、通常電源喪失時においてもNaレベルの確保ができる。

(2) 補助冷却系

補助冷却系の設計上の要点は次の通りである。

1. 系は強制循環Naによつて燃料及び炉心材料の崩壊熱を除去できる。また、たとえNaの主1次系からの漏洩があり、外部電源喪失が生じて崩壊熱除去ができる能力をもっている。
2. 系はNa及び冷却材中に放出される可能性のあるFPに対して1つの格納壁を形成し、予想される熱的な過渡状態及び設計震度の地震に対してもインテグリティが保てる。

Table 7

MAIN FORCED AIR HEAT EXCHANGER SPECIFICATIONS

Surface Area	26,300 sq ft
Capacity	68,254,000 Btu/h
Mean Temperature Difference	287°F
Heat Transfer Coefficient	9.05 Btu/h-°F-sq ft
Air Inlet Temperature	90°F
Air Outlet Temperature	493°F
Flow Rate	700,000 lb/h
Pressure Drop	4.2 H ₂ O
Sodium Inlet Temperature	670°F
Outlet Temperature	550°F
Flow Rate	1,832,000 lb/h
Pressure Drop	5.3 psi

Table 8

MAIN SECONDARY LOOP PRESSURES

	<u>P</u> <u>(psi)</u>	<u>Pressure</u> <u>(psig)</u>
Expansion Tank	--	+25.0
Forced Air Heat Exchanger Friction	- 5.3	--
Static Head	+ 1.2	--
Forced Air Heat Exchanger Outlet	--	+20.9
Static Head	+ 9.4	--
Pipe Friction	- 5.7	--
Pump Suction	--	+24.6
Pump Head	+30.2	--
Pump Discharge	--	+54.8
Static Head	- 0.8	--
Pipe Friction	- 2.8	--
HHX Inlet	--	+51.2
IHX Tube Friction	- 9.3	--
Static Head	- 1.0	--
IHX Outlet	--	+40.9
Static Head	- 8.6	--
Pipe Friction	- 7.3	--
Expansion Tank	--	+25.0

補助冷却系は20 MWt時に700°FのNaを180 gpmの流量で炉容器に流入する。入口出口ノズルは主冷却系ノズルの2 ft下に開き、主1次系配管の漏洩事故が生じてもこの系の運転ができるようになっている。入口配管にチェックバルブがあり、補助系入口配管に破損が生じた時、Naがドレンしてしまうことを防いでいる。出口配管は4 inで、1 MWの除熱可能の補助系IHXにつながっている。IHXを出たNaは電磁流量計を通つて補助系ポンプに入り、3 in配管で炉にもどる。これら配管、機器は主冷却系ノズルの上に配置し、補助系の漏洩によるサイホン効果を防いでいる。主1次系の流量喪失が生じた場合には、補助系ループの流量は、炉心流量の減少に伴つて、180から250 gpmに増加する。

補助冷却系IHXの仕様をTable 9に示す。

Table 9

AUXILIARY INTERMEDIATE HEAT EXCHANGER SPECIFICATIONS

Type	Crossflow - Tube in Shell
Surface Area	63 sq ft
Capacity	8,532,000 Btu/h
Mean Temperature Difference	129°F
Heat Transfer Coefficient	1060 Btu/h-°F-sq ft
Primary Sodium Inlet Temperature	960°F
Outlet Temperature	700°F
Flow Rate	108,000 lb/h
Pressure Drop	1.7 psi
Secondary Sodium Inlet Temperature	550°F
Outlet Temperature	850°F
Flow Rate	92,400 lb/h
Pressure Drop	4.7 psi

2次系はNa流量214 gpm、550°Fで3 in配管を通つてIHXに入り、670°Fに加熱される。更に3 in管を通つて補助系空気冷却器に入り550°Fに降温する。

主系と同様に補助系膨脹タンクがあり、アルゴンガス空間がある。ポンプは空気冷却器の下20フィートの位置にある。2次系の圧力は1次系より高く保ち、1次の放射性Naが2次系に漏洩するのを防いでいる。2次系のポンプは1次系のもと同じである

が、冷却ガスが窒素でなく空気であることが異なっている。補助冷却系空気冷却器の仕様をTable 10に示す。

Table 10

AUXILIARY FORCED AIR HEAT EXCHANGER SPECIFICATIONS

Type	Forced Draft Crossflow
Surface Area	2730 sq ft
Capacity	8,532,000 Btu h
Mean Temperature Difference	430 ^o F
Heat Transfer Coefficient	7.27 Btu/h-sq ft- ^o F
Sodium	
Inlet Temperature	850 ^o F
Outlet Temperature	550 ^o F
Pressure Drop	2.0 psi
Flow Rate	92,400 lb/h
Air	
Inlet Temperature	90 ^o F
Outlet Temperature	403 ^o F
Pressure Drop	0.5 inch H ₂ O
Flow Rate	112,500 lb/h

主冷却系に漏洩が生じた場合には、漏洩検出器の警報によつて運転員が炉を停めるか、またはNaレベル低によつて自動停止するが、このとき主ポンプは止める。補助系は運転をつづけ、この系で崩壊熱をとる。もし漏洩が25 gpmより少なければ、Na供給系によつてNaレベルが確保される。漏洩検出器がミスしてもドレンタンクの低Naレベル警報によつて運転員が炉を止めることが出来る。補助系配管には7個の漏洩検出器を置き、そのうちの2個のシグナルによつて炉は自動停止し補助系ポンプは止まる。これによつてNaレベルが補助系ノズルレベルまで下がるのを防ぎ、主冷却系の作動を確保できる。補助系入口配管にはチェックバルブがあつて主冷却系ポンプによつてNaが流出することを防いでいる。しかし、補助系出口配管で漏洩がある場合は出口配管のレベルまでNaレベルが下る。このとき炉は低Naレベルで自動停止し、補助系出口配管が主冷却系のノズルレベルより上にあるので、主冷却系の使用が可能である。

(3) 窒素冷却系

窒素冷却系は、反射体、反射体ガイド機構、炉容器外側の1次遮蔽体、1次格納容器内の機器及び1次格納容器内部の雰囲気を適当な温度に保っている。この系は3系統のフロン冷却系からなっている。窒素の貯蔵量は180,000 STP ft^3 で、約1ヶ月分に相当する。

炉建屋に入る配管には高速チェックバルブがあり、このバルブは炉室内の窒素供給配管の破損時に閉じる。遮蔽コンクリート壁等から発生する水分が窒素系に混入することが考えられるので冷却型の窒素乾燥系がある。この系は4時間で全窒素を処理する流量をもち窒素冷却系のフロンコイルの温度より13~23°F低い40°Fに冷却する能力を持つ。この乾燥系の出口には気水分離器があり、水は10 gal. tank に集められる。また窒素系には放射線モニターがあり、Naの漏洩検出(Na-24)もできる。更にハロゲン漏洩検出器が窒素系にありフロンの漏洩をモニターしている。他に酸素モニター(酸素濃度5%以下)と湿度計がある。空気と窒素雰囲気との置換は除湿器を通しながら200 SCFMのペース速度でガス容積の4倍を行なう。

3.3 遮 蔽

遮蔽は従事者の保護と機器の放射線損傷を防ぐために施される。Fig. 7に全体の構成を示す。

(1) 炉 の 遮 蔽

炉の遮蔽は1次格納構造のコンクリート、底部遮蔽プラグ、半径方向1次遮蔽、プラスチック遮蔽、反射体とそのガイド機構及び炉容器カバーから成っており、それぞれ窒素冷却されている。容器内部は炉心上部の中性子遮蔽と、炉心下部の熱遮蔽とがある。

コンクリート遮蔽体は密度130 lb/ ft^3 で4.6%水分を含む普通コンクリートである。炉容器室と運転中接近可能な場所との間のコンクリートは1番薄い所で7 ftある。これらコンクリート遮蔽体の入射線束を制限するために、Fig.1に示す1次遮蔽が構成されている。

この1次遮蔽体は、密度1.8 g/ccのB₄Cをステンレス管につめたもの4列と、その外側に密度2.1 g/cc、水分13%の蛇紋岩をつめた普通鋼管7列とがあり、更にその外側に8.5 in厚さの普通鋼製のタンクがあり蛇紋岩が6-¾ inの厚さで入っている。その外側に1 in厚さ普通鋼シリンダー1層と¾ in厚さの普通鋼シリンダー4層とがプラスチック遮蔽体を形成している。

底部遮蔽はFig. 8に示すようにプラグ型の遮蔽体からなり上部にmeltdown coneがある。また上部遮蔽は炉容器サポートリング(蛇紋岩付き)と炉心上部のB₄C棒と炉容

器上部プラグとから成っている。

Table 11に遮蔽系の温度条件を示す。

Table 11

SHIELDING SYSTEM TEMPERATURES

<u>Component</u>	<u>Maximum Temperature (°F)</u>
<u>Radial Shield</u>	
Boron Carbide	900
Serpentine	400
Concrete	200
Nitrogen Outlet	675 (from B ₄ C)
Lead	250
Serpentine	250
Graphite	450

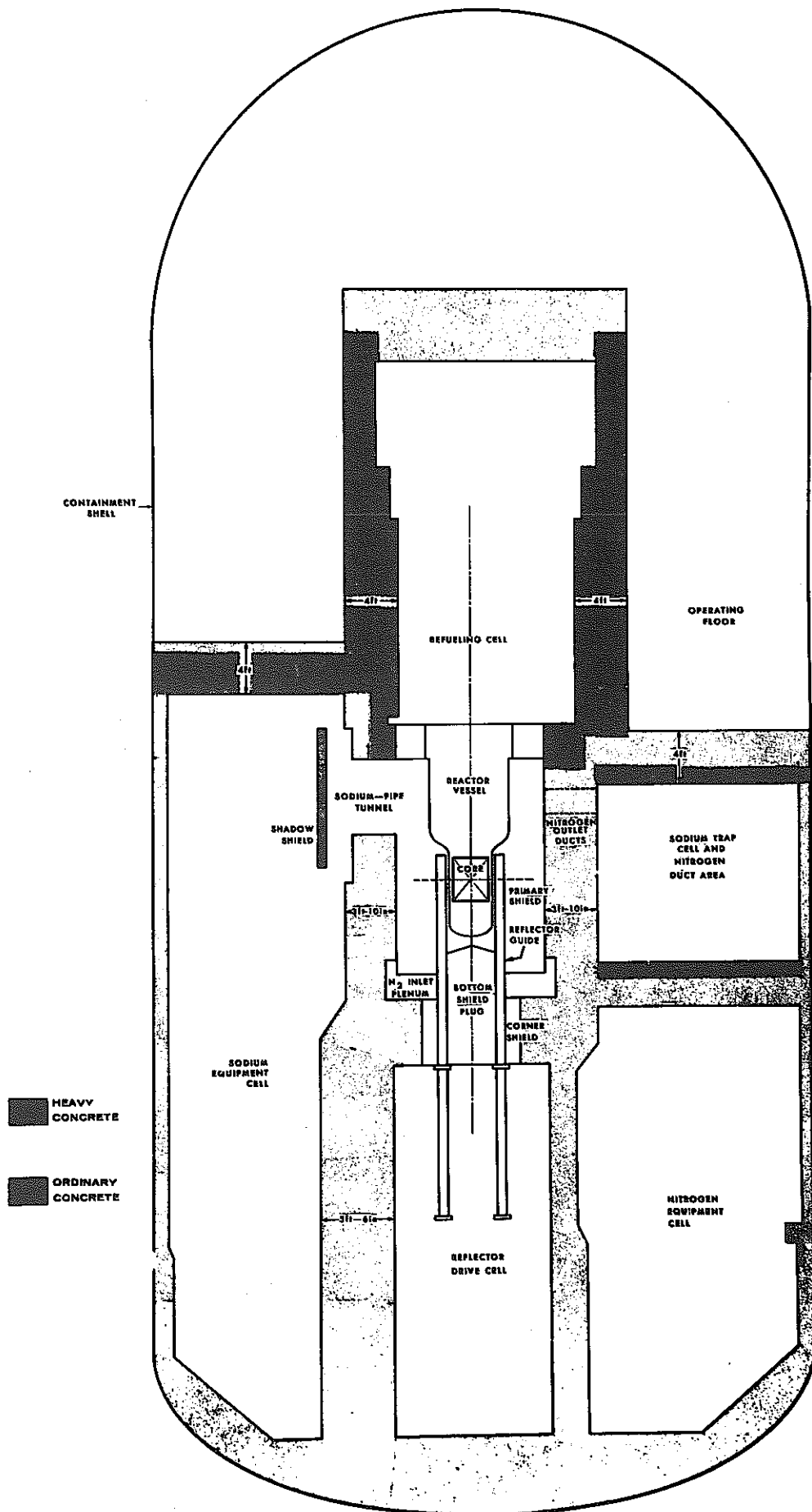
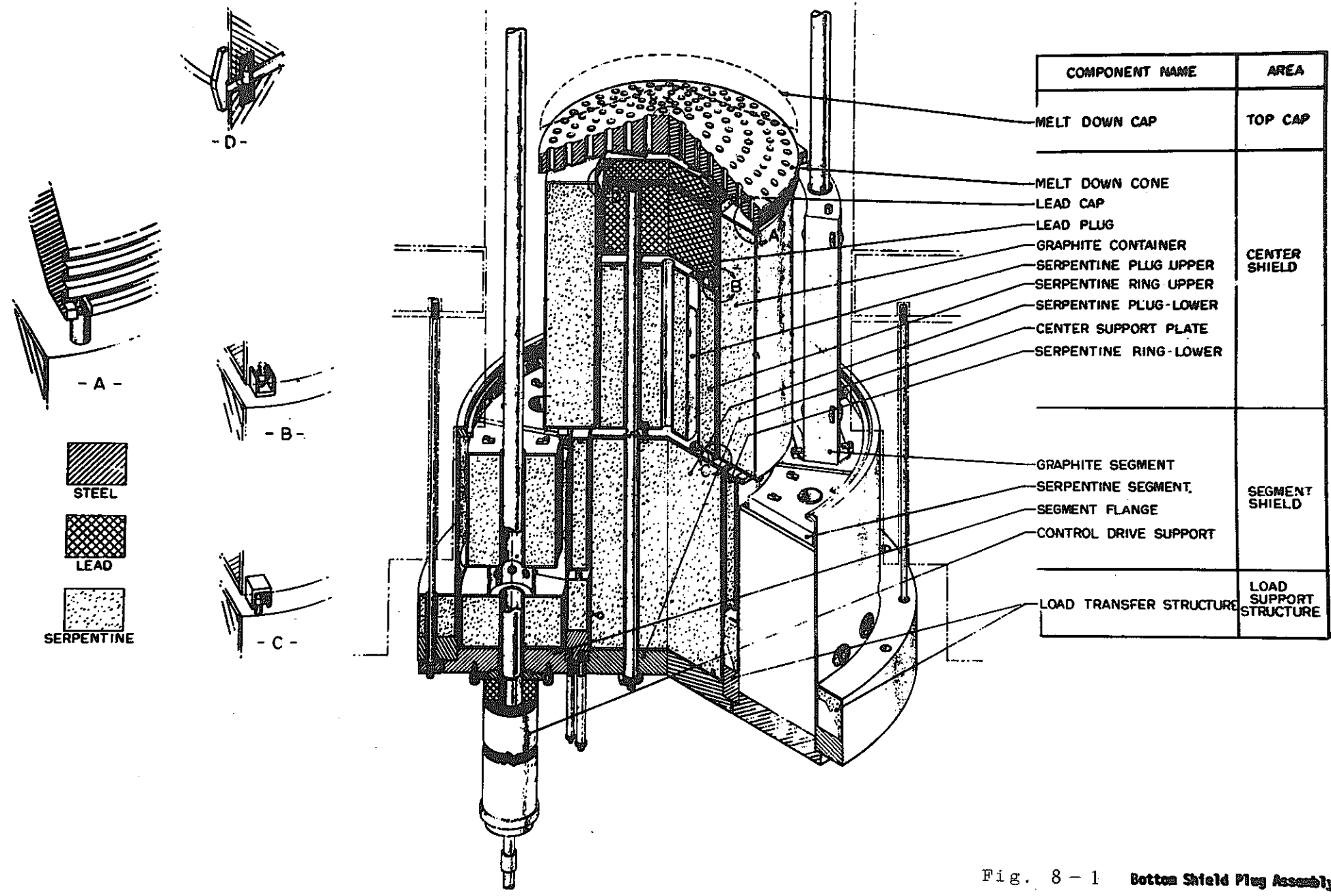


FIG. 7 ELEVATION OF REACTOR BUILDING

1-3/7-4



COMPONENT NAME	AREA
MELT DOWN CAP	TOP CAP
MELT DOWN CONE	CENTER SHIELD
LEAD CAP	
LEAD PLUG	
GRAPHITE CONTAINER	
SERPENTINE PLUG UPPER	
SERPENTINE RING UPPER	
SERPENTINE PLUG-LOWER	
CENTER SUPPORT PLATE	SEGMENT SHIELD
SERPENTINE RING-LOWER	
GRAPHITE SEGMENT	
SERPENTINE SEGMENT	
SEGMENT FLANGE	LOAD SUPPORT STRUCTURE
CONTROL DRIVE SUPPORT	
LOAD TRANSFER STRUCTURE	

Fig. 8 - 1 Bottom Shield Plug Assembly

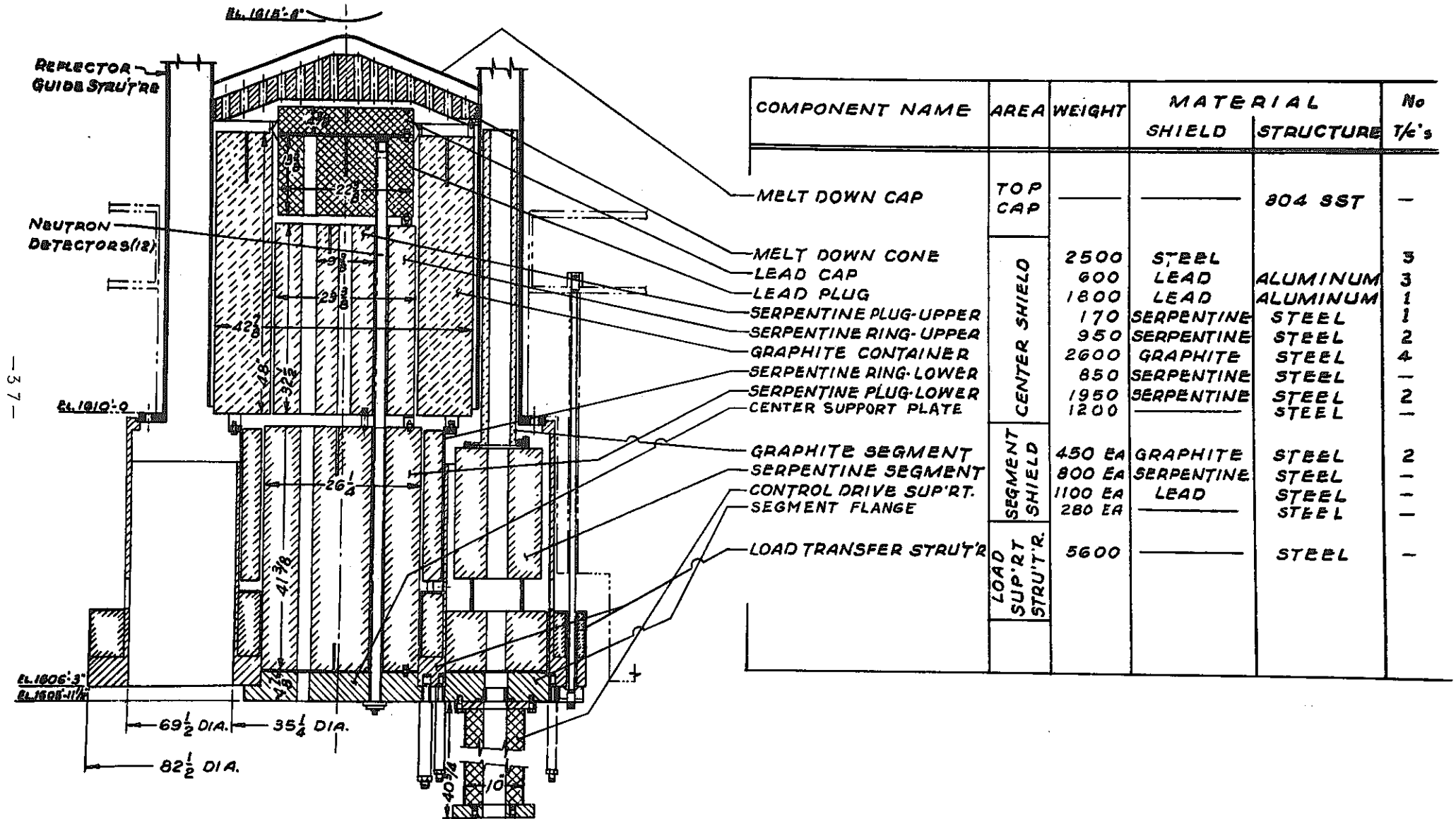


Fig. 8 - 2 Bottom Shield - General Information

(2) 燃料交換 Cell の遮蔽

コンクリート壁は密度 250 lb/ft^3 のコンクリート 4 ft 厚さである。壁の貫通部はステップ付のプラグの場合と、電気配線やガス配管の貫通部の S 型又は L 型の場合とがある。また出入口ハッチは鉛ブロックの遮蔽である。天井は 130 lb/ft^3 の普通コンクリート $5\frac{1}{2} \text{ ft}$ 厚さである。セル内の壁に接して 100% パーンアップの燃料棒 1 本を置いたときの 4 ft 壁の外側に接した点で 0.4 mR/hr である。

(3) 1 次冷却系遮蔽

20 Mwt 運転で生ずる Na^{24} の放射能は 0.1 Ci/cc となる。考え得る最大の表面エネルギー線束は $3.46 \times 10^{11} \text{ MeV/cm}^2\text{-sec}$ となるが、1 次冷却系は全て普通コンクリートに包まれており人が作業する所は 1 mR/hr 以下になっている。

3.4 格納容器

格納容器は設計基準事故の効果を格納するために 2 重壁構造とした。

(1) 1 次格納構造

1 次格納容器の設計要点は次の通りである。

1. 核暴走を伴う設計基準事故で生ずるエネルギー及び動的効果を格納する。
2. 設計基準事故の結果、格納容器内で生ずる化学反応の効果を緩和する。
3. 設計基準事故の結果として放出される放射性物質を格納する。
4. 1 次冷却系破損の結果として放出される放射性物質を格納し、化学反応を緩和する。

1 次格納構造は鉄筋コンクリートから成り厚さは 1 ft から $5 \text{ ft } 6 \text{ in}$ 程度である。内部を不活性ガスに維持するため、漏洩を防ぐ意味で $3/16 \text{ in}$ 厚さの普通鋼板のライナーがある。1 次格納容器は炉運転中は遮断され、雰囲気は燃料交換 Cell のアルゴン以外は窒素ガスである。配管等の貫通部は、その機能によつて 3 つの型に分けられる。

- 1 型 : 炉運転中作動し、格納容器外部の週辺に開口される可能性のある系は貫通部の外部で直列 2 個のバルブを設ける。2 個のバルブのうち少くとも 1 個は、系の破損時に自動的に閉るものとする。更に 2 個のバルブは制御室から手動で閉めることができる。
- 2 型 : 炉運転中作動していない系は 1 個のバルブを貫通部の外に設け、炉運転中は閉めて、ロックする。
- 3 型 : 炉運転中作動しているが格納容器内部と外部で閉ループを形成している系、また格納容器の 1 部とみなし得る系の場合には遮断バルブは不要である。し

Table 12

PIPING, ACCESS AND EQUIPMENT PENETRATIONS
OF INNER CONTAINMENT BARRIER

<u>MK</u> <u>Number</u>	<u>Penetration Size</u>	<u>Service (Type if applicable)</u>
--	4' x 7'	Pressure Door
N1	4'-6" x 4'-1"	Fuel Work Window
N2	5'-6" x 7'-5-1/2"	Man Access Panel
N3	14"	General Purpose
N4	14"	Slave Manipulator
N5	14"	General Purpose
N6	14"	General Purpose
N7	8-1/2"	Periscope
N8	6"	Gamma Scan
N9	1/2"	To Head Guide, Type 3
N9r	1/2"	To Head Guide, Type 3
N14	4"	Utility Wall Plug
N15	4"	Utility Wall Plug
N22	4"	Argon Supply Header, Type 3
N23c	1-1/2"	Breathing Air Supply, Type 3
N23d	1/2"	To Fuel Disassembly Station, Type 3
N23e	1/2"	To Fuel Disassembly Station, Type 3
N23f	1-1/2"	Breathing Air Exhaust, Type 2
M23g	1"	Reactor Cover Gas, Type 3
N23h	1/2"	To Fuel Disassembly Station, Type 3
N23j	1/2"	Spare
N23k	1/2"	To Head Guide, Type 3
N23l	1/2"	To Head Guide, Type 3
N23p	1/2"	FRED Drive System, Type 3
N23r	1/2"	To Fuel Disassembly Station, Type 3
N23	14"	General Purpose
N25	4"	Utility Wall Plug
N27	4"	Utility Wall Plug
W1	4'-6" x 4'-1"	Reactor Work Window
W3	6"	From Leak Check Well
W4	14"	General Purpose
W5	14"	General Purpose
W6	14"	General Purpose
W7	14"	General Purpose
W8	14"	General Purpose
W9a	1/2"	Reactor Outer Head Buffer Seal, Type 3
W9b	1/2"	Reactor Outer Head Buffer Seal, Type 3
W9c	1/2"	Instrument Argon to FRED, Type 3
W9e	1/2"	To Stud Tensioner, Type 3
W9f	1/2"	To Head Guide, Type 3
W9g	1/2"	To Leak Check Purge, Type 3
W9j	1"	Control Panel Common Exhaust to Cell, Type 3
W9k	1/2"	Reactor Inner Head Buffer Seal, Type 3
W16	4"	Utility Wall Plug
W17	4"	Utility Wall Plug
W20	4"	Utility Wall Plug
W21	4"	Utility Wall Plug
W22	4"	Utility Wall Plug

Table 12 (Continued)

<u>MK</u> <u>Number</u>	<u>Penetration Size</u>	<u>Service (Type if applicable)</u>
W30	2"	Cell Pressure Diff. Measurement, Type 3
S3	3'-4" x 2'-6"	Repair Bay Man Access
S23	16"	Cell Cooling Supply, Type 3
S24	16"	Cell Cooling Supply, Type 3
S25	16"	Cell Cooling Supply, Type 3
S26	16"	Cell Cooling Supply, Type 3
S27	1"	Cover Gas Purge Exhaust, Type 3
S28	1/2"	Cover Gas Sample, Type 3
S31	1"	Future FRED Cooling Exhaust, Type 3
C1	3'-6"	Reactor Access Plug
C2	3'-6"	Crane Access Plug
C8	20"	Cell Cooling Exhaust, Type 3
C9	20"	Cell Cooling Exhaust, Type 3
C10	20"	Cell Cooling Exhaust, Type 3
C11	20"	Cell Cooling Exhaust, Type 3
E1	30"	Horizontal Transfer Port, Type 3
E2	14"	General Purpose
E3	6"	Proportional Counter Guide Tube
F1	24"	Vertical Transfer Port, Type 3
101	16"	To Refueling Cell Cooler, Type 3
110	16"	Cell Cooling Supply, Type 3
113	6"	To Nitrogen Dryer, Type 3
114	4"	From Radiation Monitor, Type 3
121	2"	Leak Check Station to Radwaste
127	2"	Diff. Pressure Measurement
136	6"	Return Nitrogen Dryer, Type 3
140	2"	Nitrogen Sample Line, Type 3
141	2"	Nitrogen Sample Line, Type 3
142	2"	Nitrogen Sample Line, Type 3
143	2"	Nitrogen Sample Vent, Type 3
148	2"	Argon to Fuel Storage, Type 3
149	2"	Fuel Storage Safety Vessel, Type 3
150	2"	Vent, Argon Vacuum Pump, Type 3
151	2"	Reactor Safety Vessel, Type 3
152	2"	Argon to Primary Sodium Vent Tank, Type 3
153	2"	Argon to Primary Drain Tank, Type 3
155	2"	Argon Control Panel to Radwaste, Type 3
159	1"	To Alpha Detector, Type 3
162	24"	Cell Cooling Exhaust, Type 3
172	1/4"	Compressor to Reflector Cell, Type 3
173	1/4"	Reflector Cell to Compressor, Type 3
183	4"	To Radiation Monitoring Equipment, Type 3
188	2"	Breathing Air to Nitrogen Cell, Type 2
202	8"	From Nitrogen Cooler, Type 3
203	8"	From Nitrogen Cooler, Type 3
204	8"	From Nitrogen Cooler, Type 3
205	8"	To Nitrogen Cooler, Type 3
206	8"	To Nitrogen Cooler, Type 3
207	8"	To Nitrogen Cooler, Type 3
208	2"	Diff. Pressure Sensing Line
209	6"	Nitrogen Compressor to Filters, Type 3

Table 12 (Continued)

<u>MK Number</u>	<u>Penetration Size</u>	<u>Service (Type if applicable)</u>
210	6"	From Filters to Cell, Type 3
211	1/2"	Drain from Control Drive Accumulator, Type 3
212	1/2"	Drain from Control Drive Accumulator, Type 3
213	1/2"	Drain from Control Drive Accumulator, Type 3
214	1/2"	Drain from Control Drive Accumulator, Type 3
215	1/2"	Drain from Control Drive Accumulator, Type 3
216	1/2"	Drain from Control Drive Accumulator, Type 3
217	1/2"	Drain from Control Drive Accumulator, Type 3
218	1/2"	Drain from Control Drive Accumulator, Type 3
219	1/2"	Drain from Control Drive Accumulator, Type 3
220	1/2"	Drain from Control Drive Accumulator, Type 3
221	1/2"	High Pressure Supply for Control Drive, Type 3
222	1/2"	Accumulator Charging, Type 3
224	1/2"	Pressure Equalizing Line, Type 3
225	1"	Return from Surge Tank, Type 3
231	10"	Helium to Serpentine Cans, Type 3

かし、保守点検及び格納容器としてのテストが必要である。

1次格納容器には1型に属する貫通部はない。Table 12に貫通部の分類を示す。

制御計測用貫通部は、格納壁の空気側に箱の付いたコンジットからなっており、この箱に高温用密封型コネクタが取付けられている。コンジットは、格納壁の両側にあるライナーの普通鋼板にシール溶接されている。このコネクタは 500°F で 30 Psig の条件で窒素またはアルゴンの漏洩率が $0.1\text{ in}^3/\text{h}$ 以下である。Naポンプの電力ケーブルはミネラル絶縁ケーブルで、その金属シースは、壁を貫通しているケーブルガイドチューブにロー付けされている。更にガイドチューブは壁の両側のライナー板にシール溶接されている。ミネラルケーブルは圧力漏洩や水分吸収を防ぐために、壁の内側は特殊セラミック-金属シールをし、外側は簡単なボット型の端部シールをする。このケーブルの漏洩の程度としては、 500°F 、 30 Psig で窒素及びアルゴンに対して検出不能である。

窒素とアルゴン雰囲気は燃料交換セルの床によつて分けられている。窒素雰囲気にあるアルゴン冷却管にはラプチャーディスクがあり、アルゴンと窒素雰囲気の差圧が 4 psi で作動する。

燃料交換Cellは $13\frac{1}{2}\text{ ft}$ 巾、 17 ft 長さ、 20 ft 高さである。内側コンクリート壁表面には普通鋼のライナー張りであり、床上には 304 ステンレス $\frac{3}{16}\text{ in}$ 厚さの板が張つてあり、壁のすみでは 4 ft 高さまでこのステンレス板がのびキャッチパンの役をしている。Cell内のアルゴン雰囲気は 150°F 以下に保つように設計されており、1次格納構造の他の部分は減損空気（酸素 5% 以下）雰囲気で 150°F 以下に保たれている。炉停止中には、1次格納容器内の不活性雰囲気中に人が入ることができる。これは冷却系と呼吸用の空気供給系の付いた専用の作業服を着用して行なう。

1次格納構造の設計基準としては、プラスト効果に対しては炉容器内での 200 lb TNT の爆圧を格納することであるが、他にNaと減損空気および冷却用のフロンとの反応エネルギーも考慮に入っている。1次格納構造の設計負荷をTable 13に示す。また、設計漏洩率は 10 psig の設計圧で $1\%/day$ 以下である。漏洩率試験は部分的漏洩試験、最終漏洩率試験及び定期的漏洩試験とがある。部分的漏洩試験は溶接部の肉眼検査、真空箱を用いた検査、石けん泡検査等を行なう。最終漏洩率試験は、内部を 10 psi に昇圧し、 24 時間で 20% 以下の漏洩率であることを確認する。このときフロン系も 10 psi まで昇圧してハロゲン漏洩試験も行なう。定期的漏洩試験は、1次格納構造の全体の漏洩試験を行ない、 10 psi 24 時間で 20% 以下であることを確認する。

(2) 2次格納構造

2次格納容器壁は1次格納構造を完全に包含し、その間は空気の雰囲気である。その設計上の要点は次の通りである。

Table 13

LOAD CRITERIA FOR INNER CONTAINMENT

<u>L o a d</u>	<u>Temperature</u>	<u>Pressure</u>	<u>Code or Reference</u>
Accident	250	10 psig internal	
Operating	200	+6" H ₂ O Max.	
Dead			
Live: 200 psf (conc.)			American Standard Building
100 psf (Grate)			Code Requirements A58.1
Test		10 psig	
Seismic:			"Recommended Earthquake Criteria-SEFOR Facility", J.A. Blume and Associates (7/13/64)
0.15g horizontal			
0.10g vertical			
ground acceleration			
Hydrostatic ^(a)		Full external hydro-pressure up to Elev. 1612 feet MSL	"SEFOR Site - Foundation Investigation", Dames and Moore

(a) External ground water on reactor building.

- 核暴走事故時の周辺への放射性物質の漏洩を減少させる。
- 設計基準事故時における核エネルギー放出及び化学反応で生ずる温度圧力に耐える。
- 天候とか他の周囲条件からの防御機能をもつ。耐震については地盤加速度水平方向 0.15 g 及び垂直方向 0.10 g の設計地震とする。

2次格納構造は高さ 114 - 1/2 ft, 直径 50 ft の溶接構造の炭素鋼製圧力容器である。上部は 25 ft 半径の 0.25 in 厚さの半球状で、下部は 12 - 1/2 ft 深さの 0.47 ~ 0.613 in 厚さの半楕円で、胴部は 77 ft 長さの 0.47 in 厚さの円筒状である。円筒部の上部には 3 個所に補強リングがある。2次格納容器の事故条件としては 370 °F, 30 psig である。設計上の負荷を Table 14 に示す。容器の耐外圧は 350 lb/ft² (ゲージ) であり、風速 380 mph* に耐える設計となっている。外圧は 1 psi で設計されており、6 in のバキュームブレーカが、内側に並列に 2 個外側に並列に 2 個の合計 4 個が 1 つの貫通管に取付けられている。2次格納容器の貫通部は、基本的には

* mph (mile per hour)

Table 14

DESIGN LOADS FOR OUTER CONTAINMENT

<u>Load Condition</u>	<u>Temperature (°F)</u>	<u>Pressure</u>	<u>Load</u>	<u>Code or Reference</u>
Accident	370	30 psig		
Dead and Snow			Wft. + 10 lb/sq ft	ASA-A58.1
Wind		30 lb/se ft		ASA-A58.1
EQ			0.3 D.L. (Horiz.) 0.1 D.L. (Vert.)	
Vacuum		-1 psig		
Live			100 lb/sq ft	Ladder and platform
			40 lb/linear foot	Railing
Test		34.5 psig		

Table 15

PIPING AND ACCESS PENETRATIONS OF OUTER CONTAINMENT BARRIER

<u>MK Number</u>	<u>Penetration Size</u>	<u>Service (Type if Applicable)</u>
1	24"	Main Sodium from Forced Air HX, Type 3
2	24"	Main Sodium to Forced Air HX, Type 3
3	14"	Auxiliary Sodium from Forced Air HX, Type 3
4	14"	Auxiliary Sodium to Forced Air HX, Type 3
5	10"	Sodium Charging, Type 2
6	16"	Nitrogen Cell Purge, Type 2
7	14"	Radioactive Gaseous Waste, Type 3
8	16"	Spare
9	14"	Spare
10	10"	Spare
11	14"	Spare
12	12"	Spare
13	12"	Spare
15	12"	Refrigerant from Nitrogen Cooler, Type 3
16	12"	Refrigerant from Nitrogen Cooler, Type 3
17	12"	Refrigerant from Nitrogen Cooler, Type 3
18	12"	Refrigerant to Air Cooler, Type 3
19	12"	Refrigerant to Nitrogen Cooler, Type 3
20	12"	Refrigerant to Nitrogen Cooler, Type 3
21	12"	Refrigerant to Nitrogen Cooler, Type 3
23	10"	Argon Supply, Type 3
25	8"	Breathing Air, Type 3
26	8"	Nitrogen Supply, Type 3
27	12"	Ventilation Inlet, Type 1
28	14"	Ventilation Outlet, Type 1
29	8"	Refueling Cell Purge, Type 2
31	8"	Refrigerant from Air Cooler, Type 3
32	14"	Spare
33	14"	Spare
-	3'-6" x 6'-6"	Personnel Air Lock
-	12'-3"	Equipment Door
-	2'-6"	Emergency Escape Lock

1次格納容器の場合と同じでTable 15 にその分類を示す。出入口としての貫通口は3個あり、10 ftの所有用エアロック、5 ft 6 inの緊急脱出用エアロック、12 ft 3 inの機器搬入及び燃料キヤスクドアとがある。全体の格納容器の試験としては115%耐圧試験と30 psiの設計圧での漏洩試験がある。定期的な漏洩試験では1次格納容器の漏洩試験と同時にこなされる。このときは1次格納容器にかかる外圧をバランスさせるために1次格納容器内部10 psi、2次格納容器内部9 psiで24時間の漏洩を測定する。その測定結果から先に求めた比率則によつて設計圧での漏洩率に外挿する。この外挿値が24時間で2.5%以下にあることを確認する。この試験が行なわれない場合には、部分的な漏洩率試験を行なうことになる。

3.5 工学的安全施設

原子炉の固有の安全性を増強するためのいくつかの施設について述べる。

(1) 不活性ガス系

不活性ガス系は1次格納容器内の酸素濃度を減少させ、Na漏洩事故時の火災の予防のためにある。1次格納容器内は原子炉運転中は常に窒素ガス雰囲気とし、保守点検等で人が1次格納容器内に入る必要のある場合は、一般に運転停止後空気雰囲気に置換して作業を行なう。しかし、必要な場合は、呼吸装置によつて不活性ガス中に入ることがある。例えば燃料交換Cell内の作業は一般にこの方式で行なう。窒素雰囲気の酸素濃度は5%以下に、燃料交換Cell内のアルゴンガス雰囲気は10 ppm以下に制限する。また、両方のガス系には放射線モニタがある。アルゴン系には α 汚染検出用と β - γ モニターを、窒素系にはNa漏洩のバックアップ検出として γ モニターを設置している。この不活性ガス系は他の空気雰囲気よりもやや圧力が高く、酸素の流入を防いでいる。

(2) 安全容器

安全容器は炉心冷却を確保するためのNaの喪失防止を目的としている。安全容器は $\frac{1}{4}$ in厚さ、4.25 in O.D.の304ステンレスのシリンダである。炉容器との間は $\frac{1}{2}$ inギャップがあり、アルゴンが満されている。このギャップにはNa漏洩検出器が設置され炉容器のインテグリティを監視している。安全容器のインテグリティはアルゴンガス圧を上昇させて圧力減衰を測定することで検査できる。また照射済燃料貯蔵タンクにも2重壁の安全容器がある。

(3) 緊急冷却系

炉建屋の中には4つの独立した冷却系がある：(1) 主Na冷却系，(2) 補助Na冷却系，(3) 窒素ガス系，(4) 空気雰囲気冷却系。Na系は炉建屋の外の強制空気冷却器で除熱され，窒素ガス系は炉建屋外の3つの独立フロン冷凍器で除熱される。また，空気雰囲気冷却系も炉建屋外にある冷凍器で除熱される。原子炉運転中，炉からの熱は補助系と主系のNa冷却系を用い，遮蔽体と照射済燃料貯蔵タンクからの熱は窒素ガス系を用いて除熱する。炉停止後の炉心冷却は，しばらく主冷却系を作動させた後，自然循環冷却を行なう。窒素ガス系は3つのブローのうちの1つが作動をつづけ，機器と遮蔽体が冷却した後停止される。炉容器または貯蔵タンクからNaが完全に喪失することは2重壁の両方に事故が生じなければあり得ない。内側壁のみの事故ではNaレベルが下がるだけであり，通常の冷却方法が取られなくなる可能性はあるが，緊急処置により，他の冷却系が使える。たとえば，Na補給系によるNaレベルの回復とか，貯蔵タンクの場合には窒素ガス系による冷却も可能である。

(4) 再臨界防止機構

炉心及び炉容器が破壊したときに，燃料が再臨界を生ずる可能性を少なくするために次の様な機構をもっている。これはステンレスに酸化ジルコニウムをコーティングした円推状のもので炉容器のすぐ下に取付けられている。(Fig. 8参照) 落ちてきた燃料はこの円推によつて半径方向に広げられ，下部遮蔽プラグの隙間に流れ，ここで崩壊熱を遮蔽プラグに取りられて固着する。例えばNaのような低融点の物質はプラグの温度上昇によつて溶け，プラグの下に設けられたキッチタンクに漏出することがあるだろう。このタンクは4ft深さで $\frac{1}{4}$ in厚さの普通鋼板から成り，カルシウムシリケート系の断熱材で包まれている。タンクの中心には高さ4ft，ベースが6ftの普通鋼製の円推が溶接されている。

(5) ブラスト遮蔽体

ブラスト遮蔽体は200lb TNT爆発によるブラスト効果から1次格納容器ライナーを保護するために設置されている。

3.6 廃棄物処理系

廃棄物処理はガス、液体、固体の3系統に分けられ、設計上の要点として次のことが考慮された。

1. 貯留能力を十分大きくし、周辺に放射性物質を直接放出することをさける。
2. 放射性物質の放出はモニターすることによつて、周辺の人に対する放射線々量が5 m rem/yearを超えないようにする。実際の放出はArkansas State Board of Health と USAEC-10CFR 20の要求を満たすようにされている。
3. 放射性廃棄物の保持のために系は(a)放出物の量を少なくする。(b)保持している放射性物質の移動をできるだけ少なくする。(c)誤操作による廃棄物放出によつて上記線量制限を越える可能性をできるだけ少なくする。

(1) ガス状廃棄物処理系

ガス状廃棄物は全て遮蔽されたタンクに集められる。この系はフィルター装置、希釈装置、放出装置からなり、最終的には110 ftの排気筒から放出する。容量としては30日間の通常運転分を貯わえ得る。ガス状廃棄物源をTable 16に示す。ガス系は圧縮器に入る前にフィルタを通つて粒子状のものを取る。フィルタは2台が並列に置かれ交互に

Table 16

RADIOACTIVE WASTE GAS SOURCES

<u>Gas Source</u>	<u>Function</u>	<u>Flow Range (Standard cu ft/min)</u>
Reactor Cover Gas	Vent	0 - 5
	Purge	0 - 10
Refueling Cell	Vent	0 - 20
	Purge	0 - 65
Fuel Storage Tank	Purge	0 - 5
	Vent	0 - 5
Man Access and Fuel Transfer	Purge	0 - 25
Fuel Rod Leak Check Station	Vent	0 - 50
Analyzer Panel	Vent	0 - 2
Argon Vacuum Pump	Vent	0 - 40
Nitrogen System	Vent	0 - 50
Primary Drain Tank	Vent	0 - 15

使用される。減衰タンクが2台あり、1台には2,600 ft³ であり110 psigに圧縮して20,000 ft³ (normal) が貯えられる。ガスの放出はサンプリングの結果をみて放出率を定め、結合フィルターを通して放出する。このフィルター系はヨウ化メチルを取るためにあり、差圧を検出することによつて高性能のチャコールフィルタを直列に結合することができる。排気筒からの放出は空気20,000 SCFMに希釈される。放射線モニターはガンマ線用のものが2個所、排気筒へつながる放出管と排気筒の入口から23フィートの高さにある。このモニタ信号によつて放射線高レベルのアラームとガス流量調節バルブの閉鎖を行なう。

(2) 液体廃棄物処理系

液体廃棄物の貯蔵タンクは5個あり、適当に使いわけをする。サンプリング検査の結果 10^{-7} $\mu\text{Ci}/\text{cc}$ (Ra-226, Ra-228がない場合) 以下のものは排水溝に棄てる。また Sr-90 や I-129 が存在しないことがわかれば、もつと高いレベルでも棄てることあり得る。

廃液がこの系から漏出するような事故があれば、この系を内包する地下室に流出することがある。このときはサンプポンプによつて密閉容器にもどされる。

(3) 固体廃棄物処理系

固体放射性廃棄物の主な源は原子炉、洗濯室と気体及び液体廃棄物処理系のフィルター類である。使用済燃料のような高放射性固体廃棄物は減衰のために燃料貯蔵プールに貯蔵される。洗濯室とかフィルター系から出る低レベルの廃棄物は包み込んで55 gal. の容器に入れ、炉建屋内に一時貯蔵される。更にこの容器は処理工場に送られる。

3.7 制御計測系

(1) 制御系

制御室は、たとえ仮想事故時においても炉の安全な停止に必要な処置がとれること、また設計地震強度にも十分満足できることが要求されている。中央制御室の制御盤は運転に重要な制御系を中央に配し、45°の角度で広がった両翼には記録計、指示計などプラント制御運転中に直接操作確認を必要とはしないが、連続的な運転にとつて重要なものが配置されている。中央制御室にある主制御盤以外に、主1次系のコールドトラップ、プラグイン計や、燃料交換用の計器類また2次系の計器類、放射性廃棄物のモニタ等のためにローカル制御盤が数個所に設置されている。中央制御室の炉建屋側の壁は2-1/2 ft 厚さ、天井は2 ft 厚さのコンクリートで遮蔽体となつている。他に1次格納容器の遮蔽もあるため制御室内の線量率は十分低くなるだろう。計算では20 MWt の F. P. のうち

希ガスの全量が炉建屋の空气中に放出されたとする。このとき制御室での線量率は初期値が1 R/hで1時間後には0.5 R/hになる。

反応度制御は10本の反射体によつて行ない、起動から全出力まで手動で制御する。反射体は下から上に挿入して反応度を増加させる。この駆動速度は2種類あつて油圧による高速駆動が約0.65 in/secである。スクラム時には油圧により反射体ストロークの90%を0.75 sec以下で落下できる。反射体はFig 9に示すように炉容器の外側に円環状に配置されていて、10のうち8本は高速駆動で安全棒として、2本が低速駆動で調整棒として作用する。反射体の材料は高純度のニッケル製で58 in厚さの円筒殻を36°に切つた形をしており長さ48 in重量約1,250 lbである。全反射体の反応度値は、ZPR-3 臨界実験の結果から1.1βと決定された。1本当りの反応度は0.8βから1.6βであつた。初期起動時には冷却材温度350°Fで臨界にする。全出力までにドブラーで3β、熱膨張で2βの負の反応度を補償する。他に0.5βの余乗反応度を持ち、全制御系で5.5βの反応度となる。この補償はつぎの2つの方法で行なつている。(1)反射体制御系と(2)初期炉心装荷(炉心には、20 MWtで余乗反応度を0.5βに制限するために何本かの中性子吸収棒が常時入つている。)反射体の反応度値としては停止余裕5.5βを含めて1.1βとなつている。通常の炉停止時には反射体が1本づつ抜ける。このとき高速駆動の安全棒は1本当り65~70 sec、低速駆動の調整棒は1本当り約5 minを要する。事故時のスクラム時には全反射体が1度に約0.75 secで落下される。

(2) 核計装系

中性子束測定はFig 10に示すように7チャンネルからなつている。まず起動領域に比例計数管式のもの2式、中間領域には対数標示の1オン電流式のもの2式、また広領域用としては線形標示の1オン電流式のもの3式からなる。中性子検出端は全てボロン添加のもので炉容器直下の下部遮蔽プラグ中に定置されている。1オンチェンパは全てガンマ線補償型である。検出器は運転中のみN₂ガスで冷却されている。検出器まわりの温度は熱電対で測定し、制御室で温度指示とアラームができる。温度測定はケーブルの熱損傷を防ぐため、N₂ガス入口温度100°F、ケーブルの補償温度は300°Fまでである。これら核計装系の電源は+26.5 V, 100 Amp. Hr と -26.5 V, 100 Amp. Hr のバッテリー系から供給される。一般の外部電源喪失ではバッテリー充電を緊急用ディーゼル発電機によつて行なうが、バッテリーの蓄電量は他の供給がなくても8時間継続使用できる。また、制御室での指示記録計の電源は125 Vのステーションバッテリーから供給され、プラントディーゼル発電機でバックアップされている。

起動領域の計数は0.1~10⁶ cps (7桁)にわたり対数表示される。また炉周期は-100~∞~10 secの領域が表示される。この領域では計数音による表示が、制

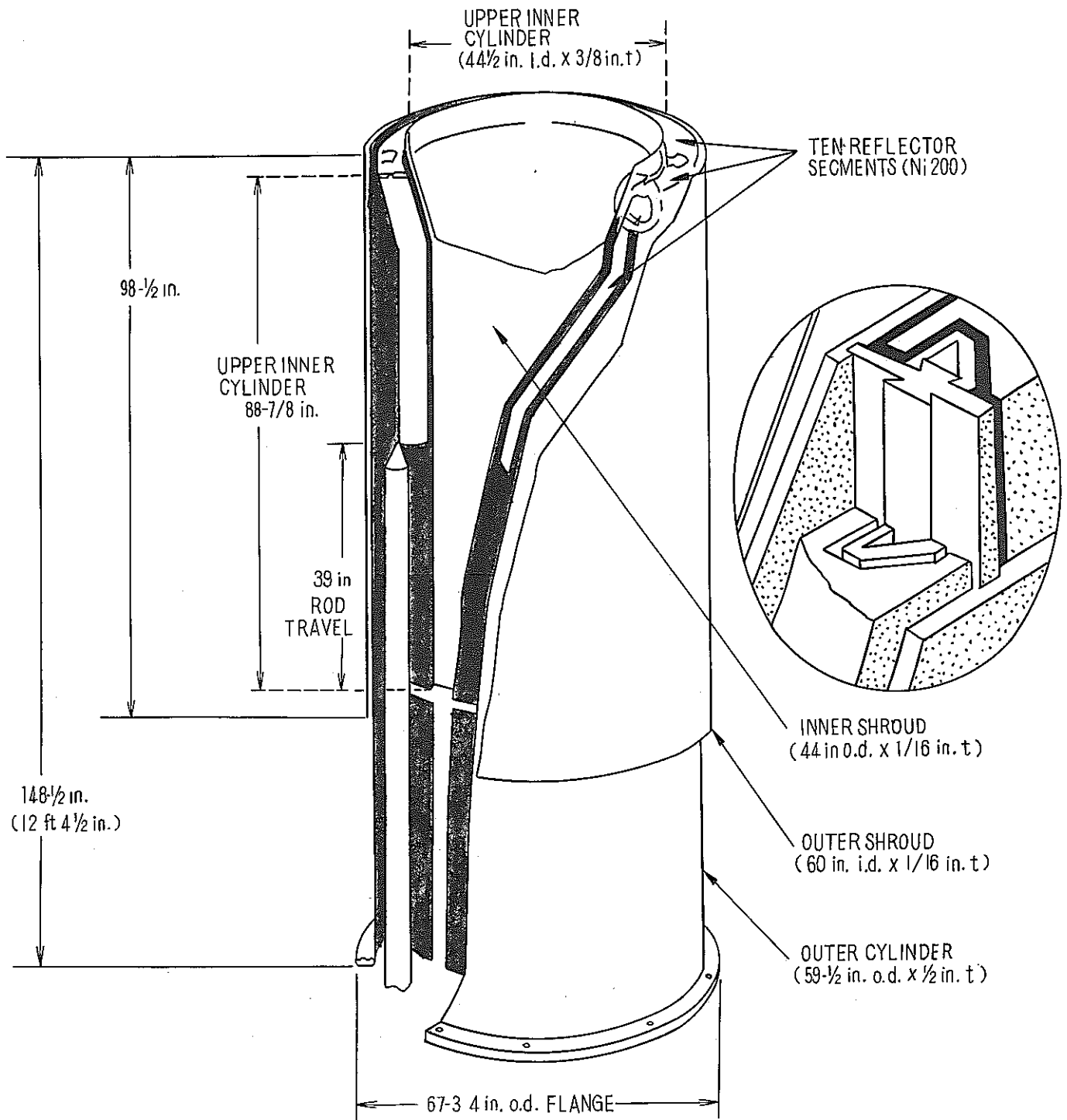


Fig. 9 REFLECTOR GUIDE STRUCTURE AND REFLECTOR SEGMENTS

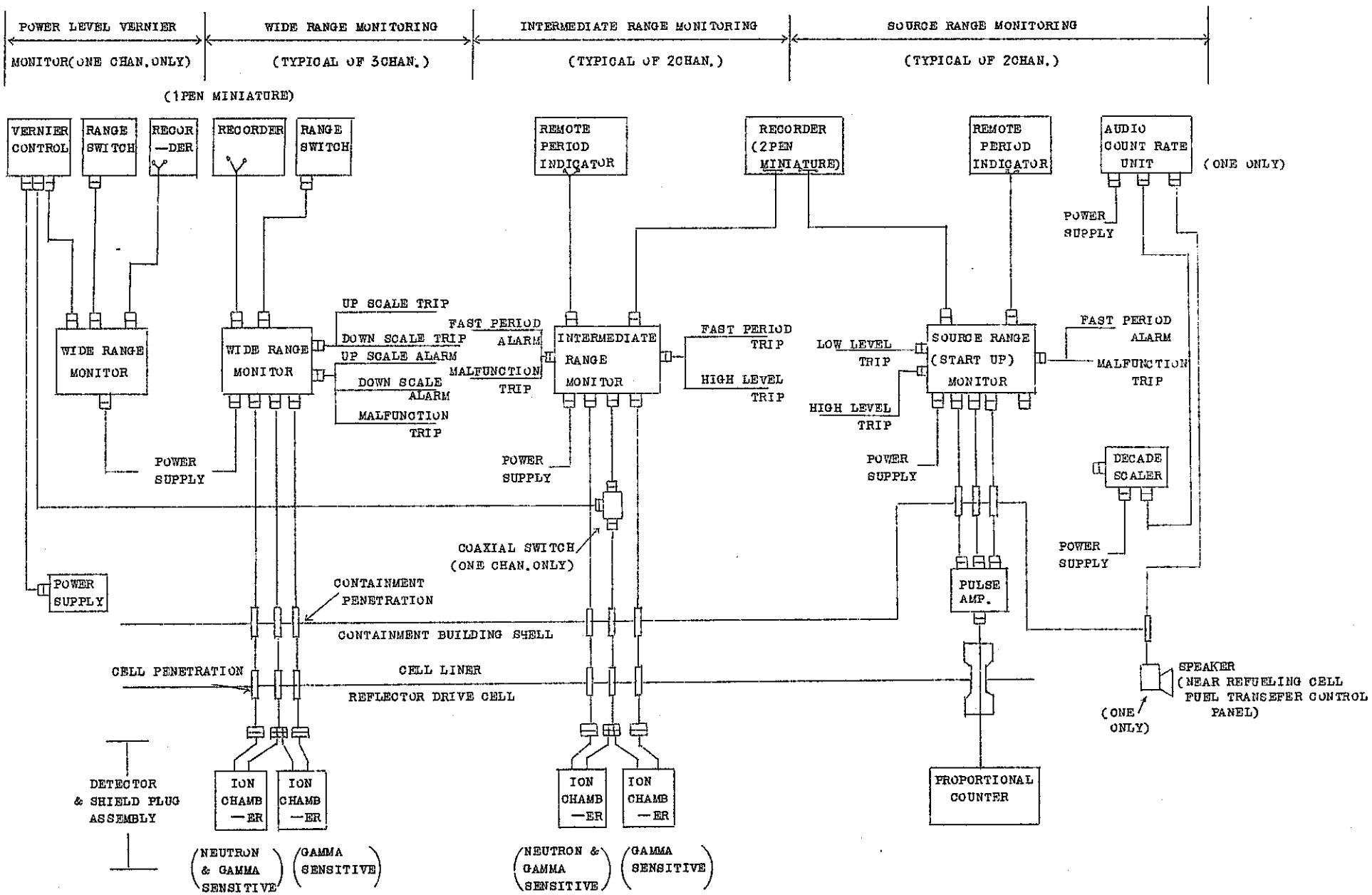


Fig. 10 NEUTRON MONITORING SYSTEM

御室だけでなく炉室にも行なわれる。トリップ出力は3種類あり、第1は誤操作トリップで、電源等のミス防止するもので安全系に接続している。第2は炉周期高アラームで12～15 sec に設定されており、中間領域計の10 sec トリップに接近しつつあることを運転員に警告するためのものである。第3は計数率低トリップであり、これはこの領域の2つの検出器が感応状態になる前に起動することを防ぐために安全系に接続している。この検出器が出力上昇によつてスケールオーバーすることと検出端自体を防護するために、中間領域への切替によつて自動的に高圧電源が切られ計数が止まる。炉停止の場合は逆に自動的に高圧電源が入る。

中間領域のイオンチェンバ(CIC)は入力電流で 10^{-11} Amp～約 10^{-3} Ampの7桁をカバーしており中性子束は対数表示されている。炉周期は $-100 \sim \infty \sim 10$ sec の領域が双曲線目盛で表示されている。中間領域1系統にはトリップ出力が4種あり、そのうち2つは安全系に結合されている炉周期高トリップ(10 sec)と誤動作トリップがある。また、炉周期高トリップ(12～15 sec)としてアラームを発する。更に第4のトリップは起動領域でスケールオーバーしたときに起動計の高圧電源を切断したり、炉停止時に高圧電源を入れたりするためのものである。

広領域は中間領域のものと同様のイオンチェンバ(CIC)で、 10^{-12} Amp から 10^{-3} Amp までを18のリニアレンジで表示される。1桁を2つのレンジでカバーし、トリップのセットは各レンジにおいてフルスケールの何%として同じ位置に置かれる。この領域には5つのトリップ出力があつて、安全系に結合しているレンジスケールの上限度(120%と5%)と、アラームを発するもの(110%と10%)と、安全系に結合した誤動作トリップである。

(3) プロセス計装系

ナトリウム冷却系のプロセス計装として、ここで流量計、圧力計、レベル計、温度計、漏洩検出器に言及する。

(i) 流 量 計

Na 流量計は、主冷却系、補助冷却系、Na 補給系と各 Na サービス系にあつて永久磁石型の流量計である。主1次系の流量は他にベンチュリメータをも併用し、炉の熱バランスの算定に必要な精度を得ている。電磁流量計の精度はキャリプレートがない場合±5%であるのに対しベンチュリでは±2%の精度が得られる。電磁流量計には1台から55組のシグナルタップが出ており、3組は安全上のトリップシグナルで、1組はプラント制御シグナルで他の1組は予備タップとなつている。この電磁流量計は長期間中の磁束のドリフト(減衰)をチェックできるようになつており、またプラント運転中の磁石の温度をチェックするために熱電対が付けられている。主冷却系の流量計には流量

低のトリップが安全系に結合されている。

(ii) 圧 力 計

1次系のNa圧力計は各ループの炉容器出入口と中間熱効換器の入口の3個所に設置されている。またNa補給系のポンプ出口のNa圧力のモニタも行なう。2次系の圧力はNaポンプの出入口で測定される。圧力計はダイヤフラム遮断、NaK充填のキャピラリ型のものである。Na系の圧力制御はアルゴンガス系で行なう。

(iii) レ ベ ル 計

Naレベル計として電気抵抗型の検出端が用いられているが、これにJ型およびI型と呼ぶ2つの型がある。J型は一定のレベル巾の間で連続測定に用いるもので、I型は不連続的な測定に用いるものである。これらの検出器は250°Fから1,000°Fまでの温度補償が行なわれている。Table 17にレベル計の設置場所と検出端の種類とア

Table 17

SODIUM LEVEL INSTRUMENTS

<u>Location</u>	<u>Probe Type</u>	<u>J-Probe Range (inches)</u>	<u>Panel Readout</u>	<u>Alarm</u>
Reactor	J + I	60-7/8	P1, P4	High, Low
	J + I	60-7/8	Spare	High, Low
Fuel Storage Tank	I	-	P4	High, Low
	I	-	P4	High, Low
Primary Drain Tank	-	-	-	(a)
	J	53	P17, P4	-
	J + I	106	P17, P4	Low
Secondary Drain Tank	J	66	P21	Low
Primary Vent Tank	J	39	P4	High
Main Expansion Tank	J + I	56	P1, P4	High, Low
Auxiliary Expansion Tank	J + I	39	P1, P4	High, Low
Transfer Tank	J	27	P21	-
Main IHX	I	-	P4	High
Auxiliary IHX	I	-	P4	High

a. Primary drain tank low level shuts off pump in pump-around loop and closes sodium valve FCV 393-4.

ラムのレベルを示す。安全系に結合しているレベルトリップ信号は2次系の膨脹タンクのレベル低と炉容器のレベル低および高ならびに照射済燃料の貯蔵タンクのレベル低および高よりとられている。これらの各レベル点は3個の独立したI型のレベル計が設置されている。また、1次系ドレンタンクのレベル低信号はNa補給系の電磁ポンプの電源を切つてこのポンプのキャビテーションとオーバーヒートを防止する。

(iv) 温度計

Na温度計は炉出力の測定に用いるものが一番精度が要求されるが、このために抵抗温度計が炉容器の出入口ノズルの近くの配管に設置されている。また、Na冷却系中の流れのプロセスモニターとしての温度計の型と、温度計を設置するウエルの配置をTable 18に示す。Na機器全体で約500個の熱電対があり、炉容器には壁温をモニターするために60個の熱電対が設置されている。安全系に使用されるのはNaの出口プレナムにある8個の熱電対のうちの6個で、このうちの1個の温度高でスクラムする。スクラム信号は他に、1次系と2次系の電磁ポンプのコイルに熱電対の温度高、または強制型の空気熱交換器のNa出口温度高からもとられている。

(v) 漏洩検出器

Na漏洩検出器としては1次系のNa機器を包んでいる再循環窒素のNa-24放射線モニターと、Na配管とNa機器の全てに設置されている通電式の漏洩検出器がある。漏洩検出器の信号はそれぞれアラームと漏洩個所と対応づける点灯指示がなされる。2次系のNa漏洩はまた煙検出器や肉眼検査でも検出できるだろう。Table 19に漏洩検出器の配置を示す。

次に窒素冷却系のプロセス計装として窒素循環、機器冷却、各Cellの温度制御、圧力制御について言及する。

(i) 窒素循環系

窒素循環系は並列配置された3つのブローヤによつて行なう。冷却コイルは各ブローヤの入口側にあつて、熱負荷と窒素流量に従つて56°~63°Fの間になつており、ブローヤ出口の窒素温度が90°Fとなるよう制御される。この温度が高くなるとアラームを発する。また各ブローヤ出口にサンプリングラインがありハロゲン検出器でフロン漏洩の検出を行ないアラームを発する。

(ii) 機器冷却系

機器の冷却用として、1次遮蔽体、底部遮蔽、反射体、照射済燃料貯蔵タンクおよび燃料交換Cellのアルゴン冷却器等の温度の制御、またNaループにある4個の電磁ポンプのコイルの冷却とがある。

Table 18

SODIUM TEMPERATURE ELEMENT WELLS

<u>Position and Component</u>	<u>Number</u>	<u>Element Type</u>
Main Reactor Vessel Inlet	1 (1)	Resistance
Main Reactor Vessel Outlet	1 (1)	Resistance
Auxiliary Reactor Vessel Inlet	1	Resistance
Auxiliary Reactor Vessel Outlet	1	Resistance
Pump Around Loop Reactor Vessel Inlet	1	
Main IHX Primary Outlet	1	Chromel-Alumel
Main IHX Primary Inlet	2	Chromel-Alumel
Main IHX Secondary Inlet	1	Chromel-Alumel
Main IHX Secondary Outlet	2	Chromel-Alumel
Auxiliary IHX Primary Inlet	1	Chromel-Alumel
Auxiliary IHX Primary Outlet	1	Chromel-Alumel
Auxiliary IHX Secondary Inlet	1	Chromel-Alumel
Auxiliary IHX Secondary Outlet	2	Chromel-Alumel
Main Forced Air Heat Exchanger Outlet	4	Chromel-Alumel
Main Forced Air Heat Exchanger Inlet	1	Chromel-Alumel
Auxiliary Forced Air Heat Exchanger Outlet	1	Chromel-Alumel
Auxiliary Forced Air Heat Exchanger Inlet	1	Chromel-Alumel
Primary Cold Trap	4 (2)	Chromel-Alumel
Secondary Cold Trap	4 (2)	Chromel-Alumel
Primary Plugging Indicator	1	Chromel-Alumel
Secondary Plugging Indicator	1	Chromel-Alumel
Reactor Vessel Sodium Plenum	8	Chromel-Alumel

(Spares are indicated in parenthesis)

Table 19

LEAK DETECTOR LOCATION

<u>L o c a t i o n</u>	<u>Number</u>
Irradiated Fuel Storage Tank	2
Reactor Vessel (Nozzle N26, N27, N28, N29)	4
Primary Sodium Service System Valves	24
Primary Sodium Vent Tank	2
Auxiliary IHX	2
Main IHX	2
Primary Sodium Drain Tank	2
Primary Cold Traps	2
Primary Plugging Indicator	1
Main Primary Piping	21
Auxiliary Primary Piping	13
Main Secondary Piping	4
Auxiliary Secondary Piping	4
Main Primary Pump	2
Auxiliary Primary Pump	1
Pump-Around Pump	1
Primary Sodium Service Pump	1
Penetrations MK 1 through MK 5	9
Main Forced Air Heat Exchanger ^(a)	1
Auxiliary Forced Air Heat Exchanger ^(a)	1
Main Secondary Pump ^(a)	1
Auxiliary Secondary Pump ^(a)	1
Secondary Service Pumps ^(a)	1
Secondary Sodium Pipe Tunnel Exhaust ^(a)	1

a. Smoke detectors

(iii) 各 Cell 温度制御

各 Cell の温度制御として、コールドトラップ室，Na ドレンタンク室，ガスバッチタンク室，上部窒素機器室，下部窒素機器室，反射体室と 1 次 Na 機器室とがそれぞれ独立したループで行なわれる。

(iv) Cell の圧力制御

Cell の圧力制御として，漏洩 Na と空気の反応を防ぐために炉建屋の空気圧より窒素雰囲気 Cell を高圧にすることが必要である。このために窒素圧力制御系は反射体駆動 Cell と主 Na Cell の 2 つに分けられる。空気圏と主 Na Cell 及び反射体 Cell の差圧は 1 in ~ 5 in Aq に保たれ差圧計はアラームに接続されている。

(4) 安全系

安全系は炉のスクラムと格納容器のアイソレーションを作動する。安全系に入る信号としては Table 20 に示す 36 種類がある。ここで # 1 A から 4 B までは底部遮蔽プラグに設置された中性子モニタに接続している。# 5 A から 7 B までは電源喪失事故用で，# 8 から 14 までは 1 次系の計測器の信号により，# 15 から 20 までは 2 次系の計測器の信号による。# 21 は炉容器キャビテীর温度を監視するために反射体ガイド機構に設置された 10 個の熱電対のうち 2 個が通常時の 150% 指示をしたときにスクラム作動するようになっている。このキャビテীরには他に約 90 個の熱電対が配置されている。# 22 と 23 は反射体系で，# 22 は反射体スクラム用アキュムレータの圧力低および高，# 23 は 10 個のアキュムレータのレベル計のうち 2 個がレベル低を示したらスクラム作動する。# 24 はフロン喪失事故監視するためのフロンヘッダーの圧力喪失を示す。フロン系は 3 系統あるがこのうち 2 系統の能力喪失でスクラムする。# 25 は 1 次系機器室内での Na の化学反応等を監視するために窒素ヘッダーの圧力を示す。# 26 から 27 B は放射線モニタ系である。# 28 は地震計で制御室の 2.5 フィート厚さの鉄筋コンクリートの上に設置された 3 台の地震計（水平方向）のうち 1 個の信号（設計地震の約 1/6 に相当する 0.6 mm の変位）でトリップする。# 29 は大気圧と炉建屋内の差圧を 3 個のブルドン管型の水銀圧力スイッチになっており，1 psi の差圧でスクラムと格納容器アイソレーションが作動する。マニュアルスクラムのボタンは 2 種類あり，1 個は 125 Vdc 全部をプスに移し全コンタクターを切断する。他の 1 個は安全系のトリップリレー電磁コイルを切つて全コンタクターを切断する。

ここで採られているロジックは one-out-of-n ($n \geq 2$) と two-out-of-n ($n \geq 2$) の 2 種類があり，後者はバックアップ機能がモニタされている時に用いられている。

Table 20

REACTOR SAFETY SYSTEM, FUNCTIONAL DIAGRAM

GENERAL ELECTRIC

112C2438

UNLESS OTHERWISE SPECIFIED USE THE FOLLOWING:				
APPLIED FACTORS	SURFACES	TEMPERATURE	RELAY	CONTACT
	✓	+	+	+

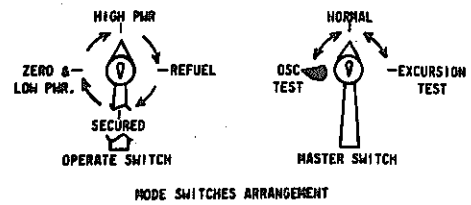
TITLE: FUNCTIONAL DIAGRAM
 REACTOR SAFETY SYSTEM
 FIRST MADE FOR: SEFOR
 FCF 191X615

SYSTEM	TRIP FUNCTION	TRIP LOCATION	TRIP SET	LOGIC	ACTION										NOTES		
					1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
NEUTRON FLUX	1A LOW FLUX SOURCE RANGE	PB	10% F.S.	1/2				X	X							Y	
	1B MALFUNCTION SOURCE RANGE		1/2			X										Y	
	2 LOW FLUX WIDE RANGE		10% P	2/3	X												V
	3A HIGH FLUX WIDE RANGE		110% P	1/3		X											
	3B MALFUNCTION WIDE RANGE		1/3		X												
ELECTRICAL POWER	4A SHORT PERIOD INTERMEDIATE RANGE	PB	10 SEC.	1/2				X								W	
	4B MALFUNCTION INTERMEDIATE RANGE		1/2		X												
PRIMARY SODIUM	5A LOSS OF POWER ESSENTIAL BUS 2A	EC	380 V	1/2				X	X								
	5B LOSS OF POWER ESSENTIAL BUS 2B		380 V	1/2				X	X								
	5C LOSS OF POWER ESSENTIAL BUS 2C		380 V	1/2					X	X							
	6 LOSS OF POWER MAIN BUS		1.8 KV	1/2		X											K
	7A LOSS OF POWER TO PRIMARY PUMP SUPPLY A		1.8 KV	1/2		X											
SECONDARY SODIUM	7B LOSS OF POWER TO PRIMARY PUMP SUPPLY B	EC	1.8 KV	1/2				X									
	8 LOW LEVEL REACTOR SODIUM	P9	3 INCH	1/3		X		X			X					Z	
	9 HIGH LEVEL REACTOR SODIUM		3 INCH	2/3	X											AA	
	10 HIGH TEMP. CORE OUTLET (LOWER REGION)		900°F	1/3	X												
	11 HIGH TEMP. CORE OUTLET (UPPER REGION)		900°F	1/3	X												
12 LOW FLOW MAIN PRIMARY	20KCS		2/3	X				X	X		X						
REFLECTORS	13 HIGH TEMP. MAIN PRIMARY PUMP WINDINGS	P9	350°F	1/2		X										K	
	14 AUXILIARY PRIMARY LOOP LEAK		2/7	X												K, M, Z	
	15 LOW LEVEL MAIN SECONDARY EXPANSION TANK		P9	17 INCH	2/3		X										N, P
	16 LOW LEVEL AUXILIARY SECONDARY EXPANSION TANK			7 INCH	2/3	X											N, Q
	17 HIGH TEMP. MAIN SECONDARY COLD LEG			800°F	2/3	X											
18 LOW FLOW MAIN SECONDARY	20KCS	2/3		X				X	X		X						
19 HIGH TEMP. MAIN SECONDARY PUMP WINDINGS	350°F	1/2		X												P	
NITROGEN COOLING	20 LOW PRESS. MAIN SECONDARY EXPANSION TANK	L	20 PSI	2/3		X										P	
	21 HIGH TEMP. REACTOR CAVITY	P9	150% N	2/10		X											
	22 LOW PRESS. REFLECTOR ACCUMULATOR		615 PSI	2/10	X												
23 REFLECTOR ACCUMULATOR LEAK (LEVEL)	0.5 PIHT		2/10	X													
RADIATION	24 LOW PRESS. FREQON HEADER	L	60 PSI	2/3		X											
	25 HIGH PRESS. NITROGEN HEADER		2 PSI	2/3	X	X											
OTHER	26 HI RADIATION CONTAINMENT VENT EXHAUST	PB	2 X N	2/3		X		X									
	27A VERY HIGH RADIATION CONTAINMENT VENT EXHAUST		10 X N	2/3		X		X									
	27B MALFUNCTION VENT RADIATION MONITOR		2/3	X	X												
CROSS-BUS TRIP	28 HIGH SEISMIC ACTIVITY	L	0.6 MM	1/3		X											
MANUAL	29 HIGH PRESS. CONTAINMENT BUILDING	L	1 PSI	2/3		X	X										
	SCRAM (ACTION 2)	SC		1/2	X												
	TWO SCRAM - ONE EACH CONTAINMENT AND RUMDOWN	P1			X	X	X										

ACTIONS	
1	RUMDOWN OF REFLECTORS
2	SCRAM & PROGRAM MAIN FLOW REDUCTION
3	CLOSE CONTAINMENT ISOLATION VALVES
4	BLOCK RAISING OF REFLECTORS
BY-PASS MODES	
5	SECURED
6	ZERO AND LOW POWER
7	HIGH POWER
8	REFUELING
9	OSCILLATOR TESTS
10	EXCURSION TESTS
PERMISSIVES	
A	ALL REFLECTORS FULL DOWN P15
B	EIGHT (8) REFLECTORS FULL DOWN P15
C	REACTOR SODIUM BELOW 400°F P9
D	
E	REACTOR POWER (WRMs) BELOW 80% P P1
F	PRIMARY LOOP PRESSURE BELOW 1 PSIG L
G	AUXILIARY AIR BLAST DOORS OPEN L
H	(AUXILIARY SECONDARY FLOW ABOVE 20K) P1
	AUTO SCRAM SWITCHED ON
NOTES	
J	MODE SWITCH REQD TO ARM "FREQ"
K	OPEN BKRS. TO MAIN PRIMARY PUMP PWR.
M	OPEN BKRS. TO AUXILIARY PRIMARY PUMP PWR.
N	TRIP ARGON FEED & VENT VALVES CLOSED
P	OPEN BKRS. TO MAIN SECONDARY PUMP PWR.
Q	OPEN BKRS. TO AUXILIARY SECONDARY PUMP PWR.
R	CLOSE ALL CONTAINMENT VALVES
S	PROGRAM FLOW REDUCTION DELAYED
T	BLOCK REFLECTOR RAISE CIRCUIT
U	MAIN PRIMARY FLOW SET POINT > 90% N
V	AUTO BY-PASS BY ALL WRMs BELOW 10 ⁻² P
W	AUTO BY-PASS BY ALL WRMs ABOVE 10 ⁻² P
Y	AUTO BY-PASS WHEN EITHER 1RM UPSCALE
Z	AUTO VENT REACTOR COVER GAS
AA	SHUT OFF PUMP AROUND PUMP AND CLOSE PUMP AROUND SHUT-OFF VALVE

PERMISSIVES	A	G	BCF	G	EH
NOTES	T				JRT

TRIP SET LEGEND	TRIP LOCATION LEGEND
F.S. - FULL SCALE	P1 - PANEL #1 (CONSOLE)
P - DESIGN POWER LEVEL	P8 - PANEL #8
V - VOLTS	P9 - PANEL #9
N - NORMAL CONDITION AT DESIGN POWER	P15 - PANEL #15 (RELAY CAB)
S - OPERATING SET POINT	EC - ELECTRICAL SWITCHGEAR
	SC - SAFETY CABINET
	L - LOCAL



REVISIONS	POINTS TO
1	
2	
3	
4	
5	

APD
 SAN JOSE, CALIF
 112C2438

158

安全系にはトリップ信号にともなう補助動作があり、これらは1次リレーから信号が分けられる。例えばポンプのコイルが高温になれば炉はスクラムし、ポンプも絶縁材に損傷を与えないように停止される。また、2次系の膨脹タンクのNaレベル低の場合は1次系と2次系の間の破断が考えられるので、この時はカバーガス系を遮断して2次系Naが更に流出することを防いでいる。またスクラム後の流量減衰のさせかたは炉心等に与える応力の問題に関連するし、補助1次系のNa漏洩検出時にはカバーガスの自動ベントを行なうことによつてこの系からのNa流失を制限したりする。

エリア放射線モニタは11チャンネルあり、レベル高トリップでアラームを発する。2種類のレンジ表示があり、1つは0.01~100 mR/h、他は0.1~1000 mR/hである。前者はバックグラウンドが通常の場合に、後者はバックグラウンドが1~10 mR/h程度の所（新燃料貯蔵室等）に適用される。Table 21に放射線モニタの配置を示す。

Table 21

RADIATION MONITOR LOCATION

In Operations Building Area:

	<u>Range (mR/h)</u>
Control Room	0.01 - 100
Access Control	0.01 - 100
Secondary Sodium Area	0.01 - 100
New Fuel Storage Vault 1 ^(a)	0.1 - 1000
New Fuel Storage Vault 2 ^(a)	0.1 - 1000

In Reactor Building:

Equipment and Personnel Lock ^(a)	0.01 - 100
Main Deck ^(a)	0.01 - 100
Top of Refueling Cell ^(a)	0.01 - 100
Stairwell Elev. 1608 ft MSL	0.01 - 100
Stairwell Elev. 1597 ft MSL	0.01 - 100
Reflector Drive Cell ^(a)	0.1 - 1000

a. Auxiliary unit at location in addition to the control room indicator.

更に炉建屋のベンチレーション系のモニターは2π型の鉛遮蔽をしたシンチレーション検出器で $\sim 10^{-7} \mu\text{Ci/cc}$ の感度を持っている。窒素冷却系のモニターもシンチレーション検出器で外の空気雰囲気に取り出された2チャンネルでNa-24をモニタしている。このラインには流量計とバルブとフィルタが設けられている。その他に、液体廃棄物モニターとしてシンチレーション検出器1チャンネルと気体廃棄物モニターとしてシンチレーション検出器2チャンネルとがある。また使用済燃料タンクはボロン入りの比例計数管で中性子モニタを行なう。燃料交換セルのアルゴンガスモニタは、半導体型α検出器とβ-γモニタ用のGM管型検出器とを用いる。

3.8 核 特 性

核特性上の大きな設計方針として次の点の考慮をはらった。

- (i) 大型のNa冷却酸化物燃料の高速動力炉で得られる中性子スペクトルに近づけること。
- (ii) Puの同位体成分は将来燃料製造を行なうときに適当なものであること。
- (iii) 炉心は $0.004 \Delta K/K$ 以上の負のドブラー反応度を持つこと。
- (iv) 炉心内で最大価値の位置におけるNaボイド係数が、反応度で1%以下であること。
- (v) 計算における不確定さと、初期炉心で実験に伴う炉心構成の変化に対する余裕として20 MWtのクリーン炉心で $0.035 \Delta K/K$ あること。
- (vi) 20 MWtでの余乗反応度は燃料装荷によつて0.5%以下に制限する。

(1) 炉 心 核 設 計

燃料中のPu-239 + Pu-241の原子数比の設計値は18.7%である。Table 22に各同位元素の原子数比と重量(648本の最大装荷燃料に対する)を示す。実際の装荷のときには余乗反応度の補償のために燃料の何本かは B_4C 棒に置換えられる。

計算に用いた炉心構成要素の体積比をTable 23に示す。

臨界計算は4群2次元と18群1次元の拡散計算で行なわれた。同じ断面積を使つてZPR-3炉心モックアップ実験の解析も行なわれた。ZPR-3モックアップの臨界点に対して臨界係数は0.985と計算された。SEFORの臨界係数の設計値は1.035であり、これにZPR-3の実験結果を補正すれば1.020に相当する。この計算値1.020からPu-239 + Pu-241の原子数比は0.187となる。設計で要求される上記3.5%の余乗反応度は B_4C 棒(燃料棒と同じ形状)を挿入することによつて補償されるが、この B_4C 棒1本の平均反応度価値は0.37%で燃料の平均価値は0.24%であるから1本の置換で0.61%の減少となり、3.5%を補償するのに18本の置換となる。

Table 24に炉心の出力パラメータを示す。またFig 11, 12, 13に出力分巾を示す。

Table 22

FUEL COMPOSITION

<u>Isotope</u>	<u>Fraction (Atom %)</u>	<u>Mass (kg)</u>
Pu-238	~0.003	0.06
Pu-239	18.56	353.0
Pu-240	1.74	33.1
Pu-241	0.14	2.7
Pu-242	0.007	0.1
U-235	0.17	3.2
U-238	79.38	1510.0
Total Pu	20.45	389.0
Total U + Pu	100.00	1902.2

Table 23

CALCULATIONAL MODEL MATERIAL VOLUME FRACTIONS

<u>Material</u>	<u>Volume Fraction</u>
Fuel	0.432
Sodium	0.295
BeO	0.057
Steel	
Fuel Cladding	0.081
BeO Cladding	0.012
Tightener Sleeve	0.014
Channels	0.075
Side Rods	0.034
	<hr/>
	0.216

Table 24

SEFOR POWER PARAMETERS

Power Peak-to-Average Values	
Radial	1.47
Axial	1.24
Local	1.01
Total	1.84
Specific Power (kW/kg U + Pu)	
Average	10.5
Peak	19.3
Average Power Density (kw/liter)	37.7
Fraction of Fissions by Isotope	
Pu-239	0.86
Pu-240	0.02
U-235	0.01
U-238	0.11

Table 25

SEFOR INTEGRATED FISSION SPECTRUM

<u>Group</u>	<u>One-Dimension (Radial)</u>			<u>Group</u>	<u>Two-Dimension (r-z)</u>		
	<u>E</u>	<u>Core Center</u>	<u>Core Average</u>		<u>Core Center</u>	<u>Core Average</u>	
1	3.7 MeV	0.0350	0.0330				
2	1.35	0.2084	0.1968	1	1.35 MeV	0.2078	0.1946
3	0.825	0.2692	0.2546				
4	0.50	0.3589	0.3404				
5	0.18	0.5207	0.4960	2	0.18 MeV	0.5266	0.4948
6	67 keV	0.6635	0.6334				
7	25	0.7561	0.7226				
8	9.1	0.8324	0.7971	3	9.1 keV	0.8410	0.7971
9	5.5	0.8570	0.8212				
10	3.3	0.8763	0.8402				
11	2.0	0.8901	0.8536				
12	1.0	0.9323	0.8983				
13	0.50	0.9643	0.9347				
14	0.25	0.9878	0.9657				
15	55.6 eV	0.9995	0.9913				
16	12.4	1.0000	0.9969				
17	0.625	1.0000	0.9998				
18	Thermal	1.0000	1.0000	4	Thermal	1.0000	1.0000

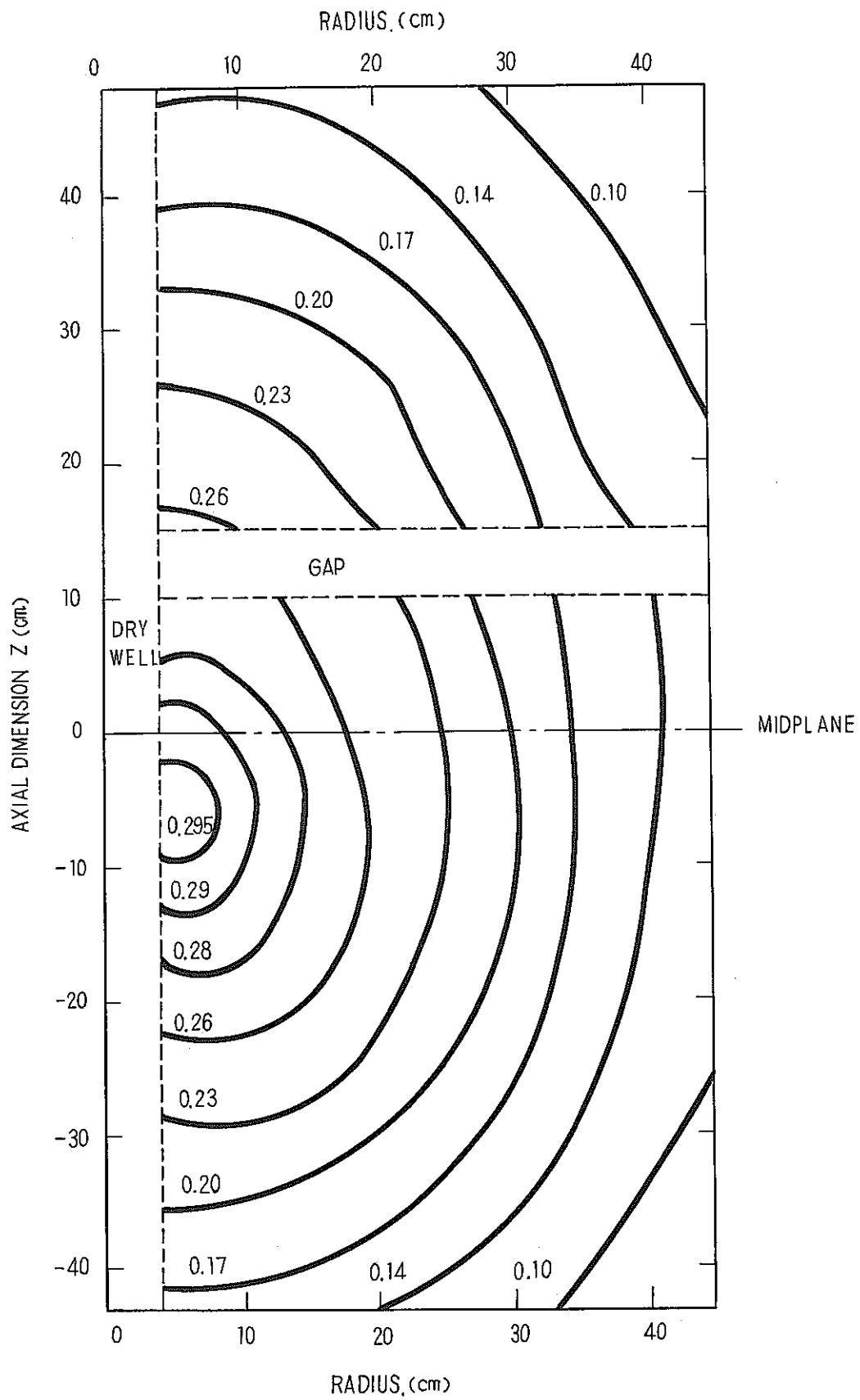


Fig. 11 TWO DIMENSIONAL CONTOUR PLOT OF POWER DENSITY (RELATIVE TO PEAK VALUE OF 0.295)

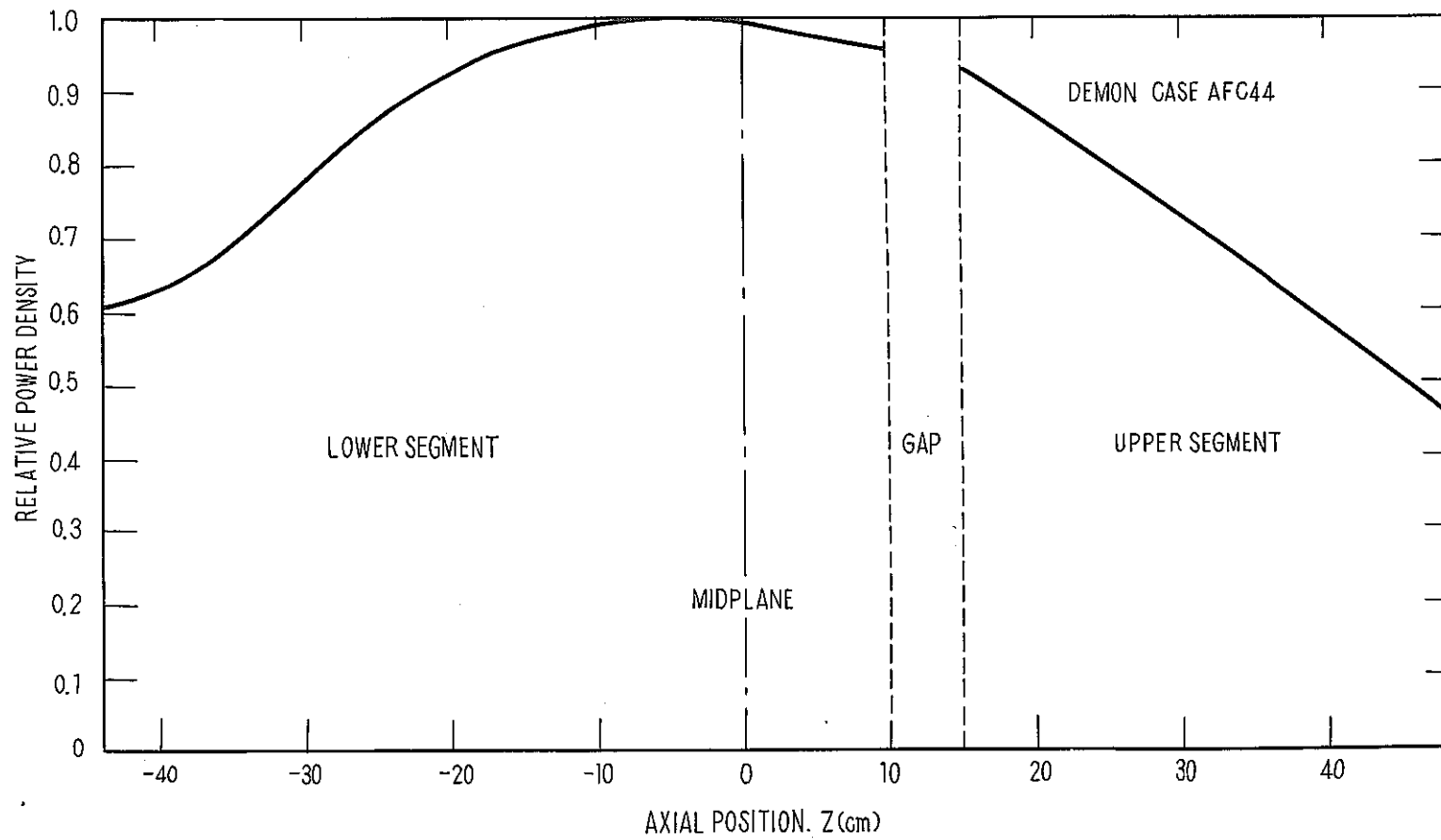


Fig. 12 AXIAL DISTRIBUTION OF POWER DENSITY

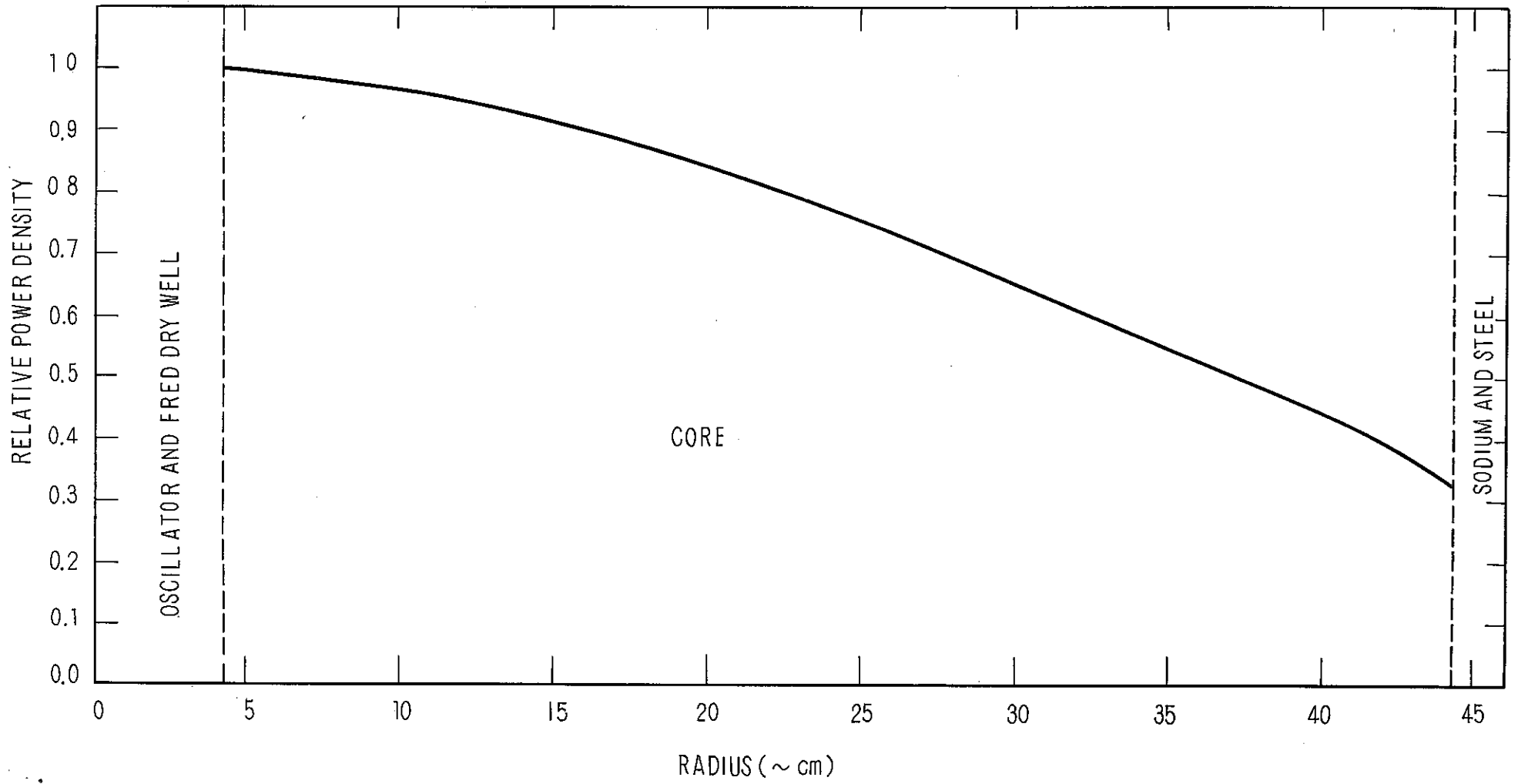


Fig-13 RADIAL DISTRIBUTION OF POWER DENSITY

Table 25 に中性子スペクトルを示す。速発中性子寿命(λ)は中性子スペクトルの強い関数であるが、ZPR-5 のモックアップで測定された $\lambda/\beta_{\text{eff}}$ の値は 2.05×10^4 sec であつた。 β_{eff} の計算値は0.0032であり、これら λ は0.68 msec が得られる。

Table 26 に炉心の中性子バランスを示す。Be の(n, 2n)反応は0.66%存在する。

(2) 反応度係数と安全パラメータ

Table 27 に反応度係数と安全上のパラメータを示す。

(3) Na 喪失効果

SEFOR 炉心でNa の喪失は大きな負の反応度を生ずる。しかし、中心部のみからのNa 喪失は小さな正の反応度効果を生じ得る。いくつかのファクターがこの反応度係数に寄与しており、まづNa の喪失で、スペクトルが硬化して正の反応度効果を生ずる。同時に中性子漏洩が増加し負の反応度を与える。またNa の捕獲が減少することによつて小さな正の効果がある。SEFOR は炉心が小さく漏洩が大きいので、Na 喪失に伴なう漏洩の寄与が支配的である。計算とZPR-5 の実験結果による修正から求めたSEFOR のNa 喪失に伴なう最大の正の反応度は、炉心に B_4C が入つてないとき+6%, 反応度で3.5%分 B_4C を入れたとき+17%, B_4C の最大挿入時(反応度7%)に+28%となる。全炉心からのNa 喪失時には-4%となる。また炉心と炉容器の全体からNa が喪失した場合には-10%となる。

(4) 全体の反応度変化

燃料集合体の最大の反応度値は通常の炉心構成で0.39%となる。この値は炉心中心においてNa が燃料と置換したものである。 B_4C 棒の最大の反応度値は0.90%である。

3.9 電源供給系

(1) 外部電源

69KV の3相外部電源1系統から受電する。主変圧器で2.4KV に落して地下ダクトを通して各系のブスに送られる。このトランスは3,750KVA でそのトラブル、例えばトランスオイルレベル高、タンクの圧力リリーフ等は中央制御室においてアラーム指示が行なわれる。

Table 26

SEFOR NEUTRON BALANCE

	<u>Core</u>	<u>Gap</u>	<u>Total</u>
<u>Sources</u>			
Fission	0.9906	0.0028	0.9934
Be (n, 2n)	0.0063	0.0003	0.0066
	<hr/>	<hr/>	<hr/>
Total	0.9969	0.0031	1.0000
<u>Removals</u>			
Leakage			
Axial	0.1246	-0.0258	0.0988
Radial	0.2218	0.0186	0.2404
	<hr/>	<hr/>	<hr/>
Total	0.3464	-0.0072	0.3392
Fissions			
U-235	0.0034	0.0001	0.0035
U-238	0.0353	0.0009	0.0362
Pu-240	0.0051	-	0.0051
Pu-239	0.3038	-	0.3038
	<hr/>	<hr/>	<hr/>
Total	0.3476	0.0010	0.3486
Captures			
Be	0.0022	0.0001	0.0023
Oxy	0.0016	-	0.0016
Na	0.0013	0.0001	0.0014
Cr	0.0033	0.0003	0.0036
Fe	0.0164	0.0016	0.0180
Ni	0.0056	0.0005	0.0061
Mo	0.0014	0.0002	0.0016
U-235	0.0013	-	0.0013
U-238	0.1834	0.0062	0.1896
Pu-240	0.0118	-	0.0118
Pu-239	0.0749	-	0.0749
	<hr/>	<hr/>	<hr/>
Total	0.3032	0.0090	0.3122

Table 27

REACTIVITY COEFFICIENTS AND SAFETY PARAMETERS^(a)
(1\$ = 0.0032 $\Delta k/k$)

Doppler Coefficient

$$T \frac{dk}{dT} = -0.0085$$

$$T \frac{dk}{dT} \text{ (without sodium)} = -0.0070$$

$$\left\langle \frac{dk}{dT} \right\rangle^{(b)} = -0.166\phi/^{\circ}\text{F}$$

$$\left\langle \frac{dk}{dP} \right\rangle = -11.3\phi/\text{MW}$$

Expansion Coefficients

	$\left\langle \frac{dk}{dP} \right\rangle$	$\left\langle \frac{dk}{dT} \right\rangle$
Fuel axial expansion	-0.395 ϕ /MW	-0.0058 ϕ / ^o F
Fuel cladding axial expansion	-0.390 ϕ /MW	-0.078 ϕ / ^o F
BeO axial expansion	-0.018 ϕ /MW	-0.006 ϕ / ^o F
Structure axial expansion	-0.013 ϕ /MW	-0.004 ϕ / ^o F
Structure radial expansion	-0.715 ϕ /MW	-0.229 ϕ / ^o F
Sodium density in core	-0.339 ϕ /MW	-0.121 ϕ / ^o F
Sodium density out of core	-	-0.029 ϕ / ^o F
T o t a l	-1.87 ϕ /MW	

Bowling Coefficient

Uniform translation of fuel rods: $\frac{dk}{dR} = -5.0\$/\text{cm} = -1.3\phi/\text{mil}$

Maximum bowling coefficient for single rod: $\frac{dk}{dr} = -0.0025\phi/\text{mil}$

Sodium Loss Reactivity

Maximum positive $\Delta k/k = +17\phi$

Sodium loss from core: $\Delta k/k = -4\phi$

Sodium loss from core and vessel: $\Delta k/k = 10\phi$

Maximum Fuel Rod Worth: $\Delta k/k = 0.39\phi$

Maximum B_{4C} Rod Worth: $\Delta k/k = -0.70\phi$

Flooding of center drywell: $\Delta k/k = 0.23\phi$

a. Core and fuel in normal array.

b. $\langle \rangle$ Average value from 700^oF to 20 MWt temperature distribution.

(2) バッテリー電源系

バッテリー電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗したときなどにも重要な電氣的な機器の作動をつづけるためにあるもので、3系統からなっている。①125V, 550AH (8時間分の容量)で主として電気遮断器の作動やモータなどの高圧直流を必要とする機器に給電する。②+26.5Vと-26.5V, 100AH (8時間分の容量)で核計装関係の計測器とか主要な放射線モニタなどに給電する。③26.5V, 100AH (8時間分の容量)で、リレーとか非常灯など種々のものに、多くのブランチ回路に分けて給電する。このブランチでショートが生じれば、最小単位のブランチのみが遮断される。これらのバッテリーには充電器が接続されており、常時の直流負荷はこの充電器から直接給電されている。充電器はディーゼル発電機からも作動が可能であり、ディーゼル発電機運転中バッテリーは常に完全充電状態を保ちうる。バッテリーの位置は、中央制御室から運転員が接近しやすい所にあり、その配置は、各Cellの電極の肉眼検査ができるように見やすく置かれている。また定期的な全負荷放電率試験が行なわれる。

(3) 緊急電源系

緊急電源系は緊要な負荷に給電するためのもので、燃料の補給がなくても約10時間給電が可能なディーゼル発電機である。ディーゼルエンジンは4サイクル12シリンダ、1,200rpm, 1,356HPで、750KWの発電機を駆動している。ディーゼルオイルは地下に埋められた1,500galの貯蔵タンクからエンジン室にある70galタンクにポンプで送られる。ディーゼルが常に全負荷で10時間運転を確保しておくためにオイルの貯蔵量が常時750gal以下にすることはない。配電は3つの独立な系からなる480V系で、2.4KV-480Vトランスからの系である。発電機は通常開の遮断器を通してこの3つの系に結合している。3つの系のうち1つでも電圧喪失があれば、外部電源は自動的に切られると共に、続がつている負荷の大きなものは全てバスから切離される。そこで電圧喪失の原因がバスの短絡でなければ、その信号によつて緊急用ディーゼル発電機が起動する。発電機は-10°Fの低温時にも起動可能であり、起動時間は10sec以下である。またディーゼル発電機全体は火災防護のために鉄製の簡単な囲に収められている。

III 結 言

以上 SEFOR plant の概要について記したが、全般的にみて、表現のもの足りなさを蔽うべくもない。安全性に特に関連の強い問題は続報の第 2 部の事故解析の中でやや詳細に記したので参照願いたい。また、第 3 部では DOCKET - 50231 - Supplement を中心に断片的に、SEFOR に関する追加情報をまとめる予定である。

高速炉に関心を持たれる方々の一助になれば幸いである。