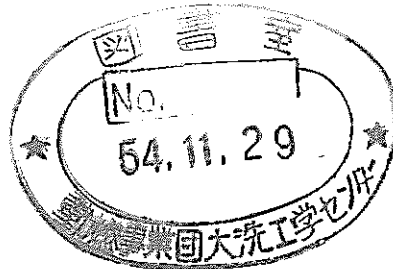


三分変更	
変更設計番号	≡
決裁年月日	平成13年7月31日

# 高速実験炉「常陽」

## 性能試験計画資料



技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
	N908 78-04
この資料は 図書室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です	
動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室	

昭和51年12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)



# 高速実験炉「常陽」 性能試験計画資料

山本	寿*	妹尾	誠*	関口	善之*
古平	清*	三田	敏男*	石井	愛典*
広瀬	正史*	遠藤	清志**	池上	哲雄*
大西	恒二***				

## 要 旨

「常陽」の性能試験はプラントの諸機器の据付後に行われた総合機能試験に引き続いて行われ、臨界試験、低出力試験および出力上昇試験の3段階にわたって炉心及びプラントの性能を確認し、原子炉が定格出力に於いて安全かつ十分な運転性能をもつことを実証するものである。

臨界試験に於いては、炉心燃料の装荷から始まる臨界近接試験と出力上昇のための余剰反応度を持つ初期炉心の構成までを含む。

引き続いて行なわれる低出力試験に於いては、制御棒特性、出力較正、反応率分布、および反応度係数等の炉物理試験の外に、炉心流量分布測定、炉雑音試験等についても試験を行ない、さらに炉心まわりについて遮蔽性能についても試験する。

出力上昇試験に於いては、原子炉出力の各段階に於いて、プラントの核的・熱的特性、放射線遮蔽特性について測定し、またプラントの小外乱に対する安定性試験、あるいは炉雑音、パイロシレータ試験を行ない、またポンプトリップ・電源喪失等の異常時の過渡特性についても試験を行ない、原子炉が安全に停止するための崩壊熱除去試験も行なう。

本試験計画資料は、その計画段階に於いて、動燃事業団FBR開発本部の「性能試験専門委員会」で技術的検討が行なわれたもので、関連する試験項目毎にまとめられたものを集大成したものである。

※ 高速実験炉部技術課

※※ 安全管理部放射線管理課第二係

※※※ 高速実験炉技術課・現在日本原子力発電株式会社・東海発電所

## 目 次

1. まえがき .....	1
2. 実験炉の概要 .....	2
3. 性能試験の概要 .....	7
4. 試験項目の選定 .....	8
5. 性能試験主要工程 .....	12
6. 性能試験計画 .....	13
I-1 臨界試験 .....	14
I-2 制御棒特性 .....	41
I-3 反応度効果 .....	61
I-4 出力較正, 出力分布 .....	75
I-5 炉心熱流力特性 .....	97
I-6 動特性試験 .....	122
II 出力上昇試験全体計画 .....	147
II-1 熱・流力特性 .....	158
II-2 安定性試験 .....	167
II-3 異常時過渡応答試験 .....	184
II-4 崩壊熱除去能力試験 .....	208
II-5 通常運転時性能確認試験 .....	224
III 遮蔽特性試験 .....	240
IV 運転監視 .....	267

## 1. ま え が き

高速実験炉「常陽」は、1970年より建設が開始され、1974年末に建設及び原子炉機器の据付を完了した。現在、1977年春に燃料装荷を開始することを目標に機能試験が進行中である。

「常陽」の性能試験は、臨界達成前の機能試験と臨界試験開始後の性能試験に大別され、機能試験は

- i) 常温空気中試験
- ii) 高温アルゴンガス中試験
- iii) ナトリウム中試験

の各段階において、原子炉制御系、冷却系、燃料取扱系等の各原子炉機器の機能を系統別及び総合的に確認するとともに、初期不良及び不具合箇所を摘出しておくことを目的としている。

性能試験では

- i) 臨界試験
- ii) 低出力試験
- iii) 出力上昇試験

の各段階で、炉心及びプラントの性能を確認し、原子炉が定格出力において安全かつ十分な運転性能をもつことを実証する。

性能試験の計画立案にあたっては、「常陽」が我が国最初のナトリウム冷却高速炉であることを考慮し、原子炉の使用前検査項目の他に、動燃事業団が自主的に行なう設計余裕の確認試験、高速炉の運転及び設計に関する基礎的データの測定試験も含めている。

性能試験に関する試験計画は、その計画段階において、動燃事業団FBR開発本部の「性能試験専門委員会」で技術的検討が行われた。

本資料は、上記「性能試験専門委員会」で使用された資料をまとめたものである。

なお、本資料は昭和50年4月から51年末にわたって作成されたものであり、その後試験実施要領書を作成して試験を実施した。

## 2. 高速実験炉「常陽」の概要

高速実験炉「常陽」は、ウラン-プルトニウム混合酸化物を燃料とするナトリウム冷却の高速炉で、第1期熱出力は50MWであるが、最終目標は100MWとしてすべてのプラント設計が行なわれている。

炉心は、約70体の炉心燃料集合体とその周囲の約190体のブランケット燃料集合体より構成される。制御棒は2本の調整棒と4本の安全棒より成る。

原子炉容器は二重壁構造でその上部は、大回転プラグに偏心して小回転プラグが組み合わされた二重回転プラグになっている。小回転プラグには、制御棒駆動機構及び炉上部機構が取り付けられている。大小の回転プラグは各独立に回転でき、燃料交換機を炉心上の任意の位置に設定することができる。

原子炉冷却系は、1次系及び2次系の各2系統の主冷却系の他、補助冷却系、ナトリウム充填ドレン系、ナトリウム純化系より成る。炉心で発生した熱は1次系冷却材により除熱され、中間熱交換器によって2次系に伝達される。2次系に伝達された熱は、主冷却器により大気中に放散される。

「常陽」の運転サイクルは45日間連続運転、15日間停止であり、この期間に燃料交換が行なわれる。使用済燃料は、炉内燃料貯蔵ラックで一定期間冷却した後、炉外へ取出し缶詰にして使用済燃料プールに貯蔵される。

原子炉垂直断面及び炉心部水平断面を図2.1，図2.2に示す。

原子炉冷却系フローシートを図2.3に示す。

設計主要項目を以下に記す。

炉 型	ループ型
熱出力(第1期)	50MW
炉心体積	252ℓ
炉心燃料	ウラン-プルトニウム混合酸化物
PuO <sub>2</sub>	154kg
UO <sub>2</sub>	713kg
制御棒(B <sub>4</sub> C吸収体)	6本(>1.4%Δk/k/本)
中性子源	アンチモン-ベリリウム

冷却材	液体金属ナトリウム
炉心部流量	450kg/s
半径方向ブランケット部流量	100kg/s
原子炉容器	2重壁構造(内径3.6m, 高さ10m)
回転プラグ	2重回転方式
格納容器	半二重格納方式(内径28m, 高さ約55m)
1次主冷却系	
ループ数	2(2重管構造)
冷却材流量	1086.5 t/h/ループ
冷却材温度	
原子炉入口	約370℃
出口	約435℃
主中間熱交換器	堅型自由液面 シェルアンドチューブ型
主循環ポンプ	堅型自由液面遠心式
2次主冷却系	
ループ数	2
冷却材流量	1086.5 t/h/ループ
冷却材温度	
中間熱交換器入口	355℃
出口	420℃
主循環ポンプ	堅型自由液面遠心式
主冷却器	多管フィンチューブ強制空冷式

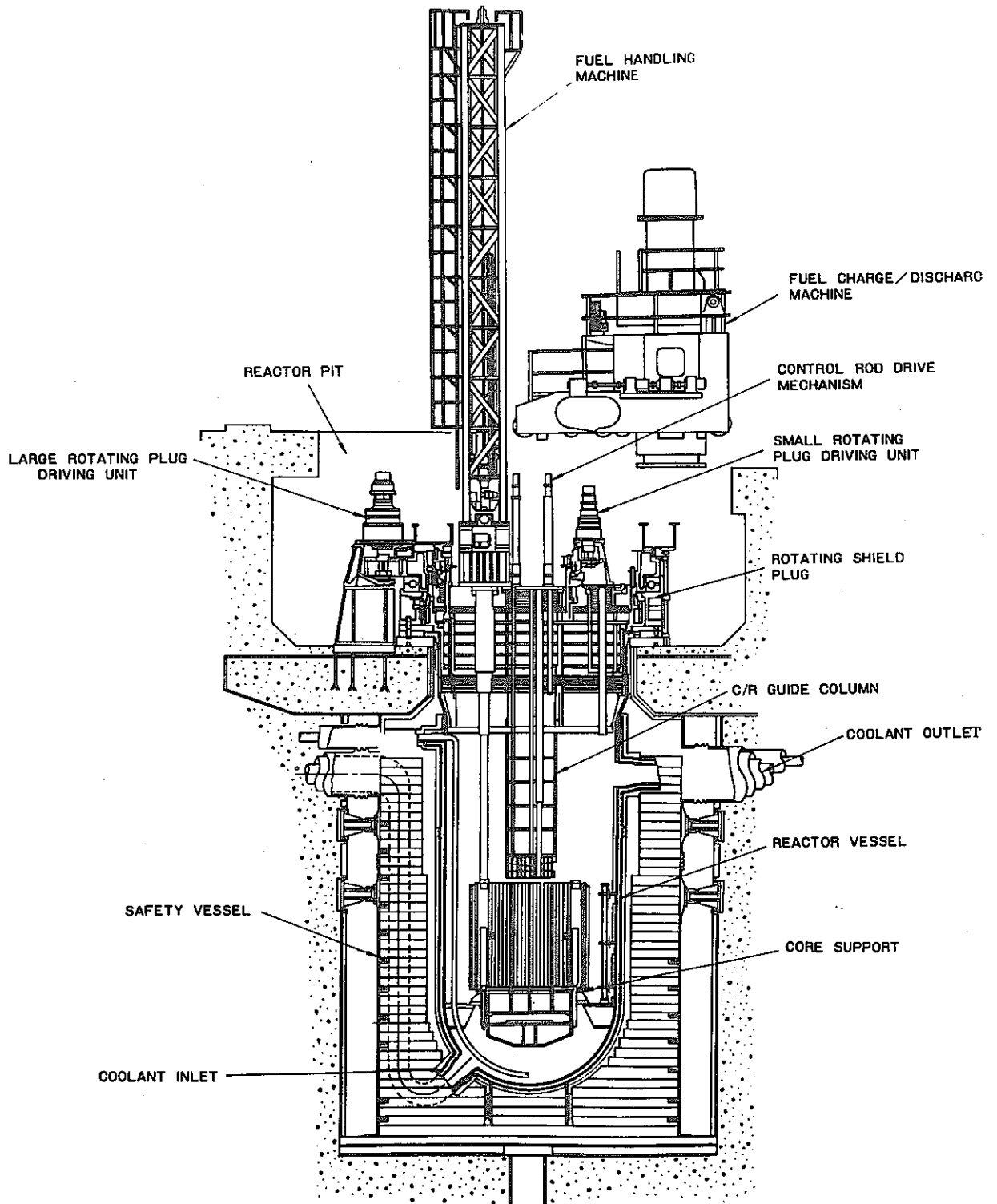
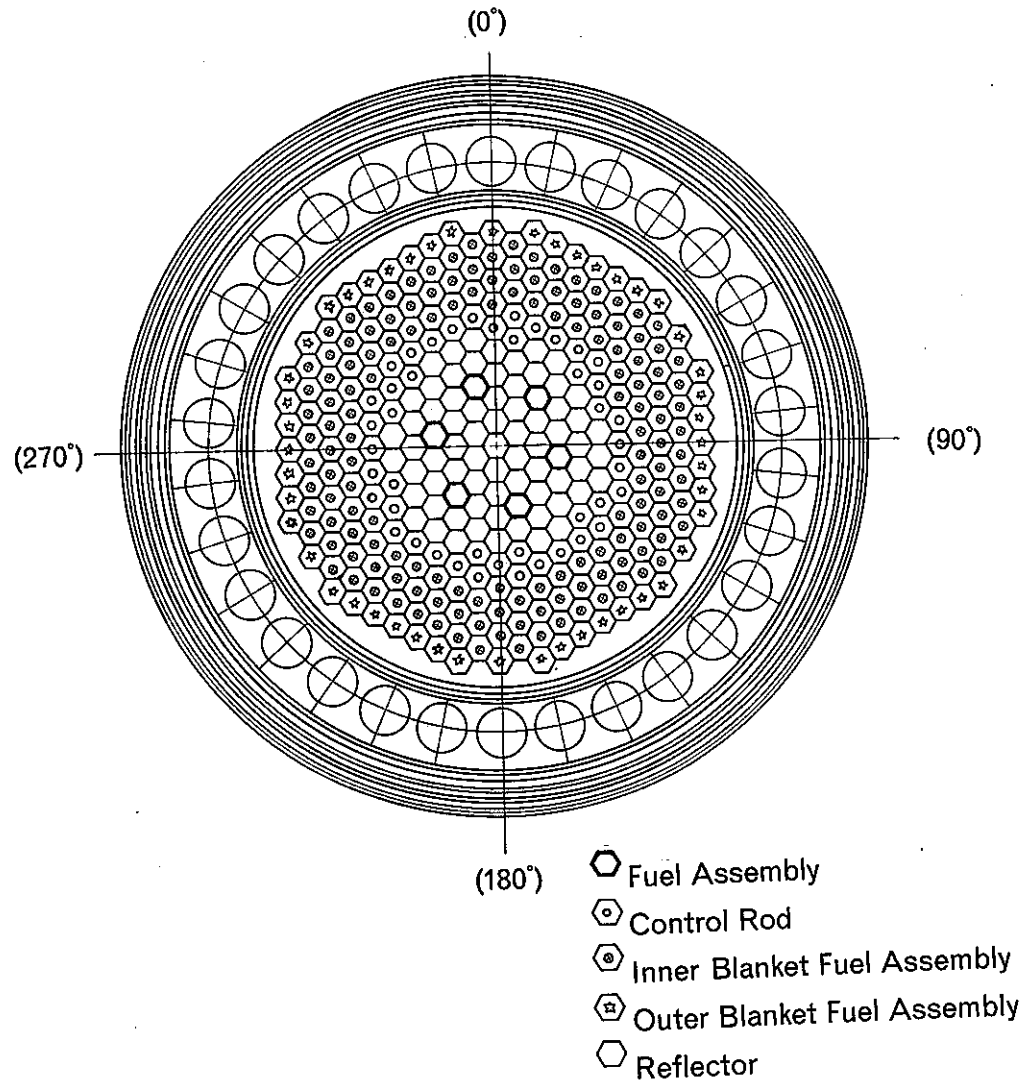


Fig.2 VERTICAL CROSS SECTION OF REACTOR AND CORE CONFIGURATION OF JOYO

(A) VERTICAL CROSS SECTION OF REACTOR

图 2.1 原子炉垂直断面图





### Core Composition

图 2.2 炉心部構成图

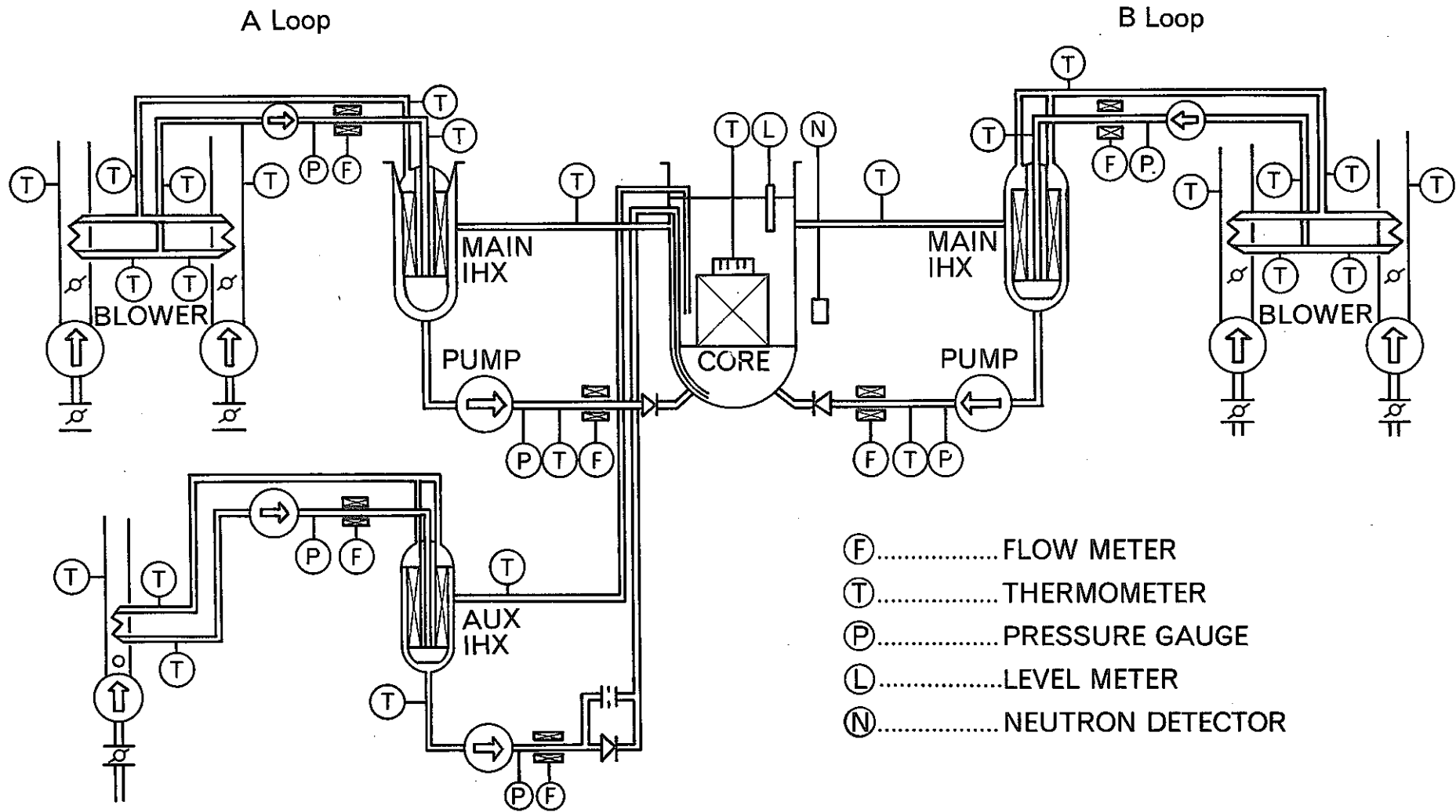


Fig. 1 Location of the Detectors Used for the Thermal Transient Tests

図 2.3 原子炉冷却系フローシート

### 3. 性能試験の概要

高速実験炉の性能試験は、炉心燃料装荷から始まる臨界近接試験、低出力試験、出力上昇試験（定格出力連続試験を含む）から構成される。

#### (1) 臨界近接試験

臨界試験開始前における炉心構成状態は、中心部にダミー燃料集合体、その周囲に半径方向ブランケット燃料集合体、反射体が装荷されている。

また、内側ブランケット領域の所定の位置に中性子源が装荷されている。

臨界近接試験は、炉心燃料を段階的に炉心中心部から、ダミー燃料集合体、更に必要なら一部の半径方向ブランケット燃料集合体と置換えることによって行なう。臨界達成後、炉心の余剰反応度及び制御棒の仮較正を行なう。臨界後の予備試験の結果に基づいて、初期炉心を構成する。

#### (2) 低出力試験

臨界達成後、冷却材温度の核的な加熱が無視できる程度の低出力（大部分の試験は数kWで行なうが、最大でも500kW以下）で制御棒特性、出力較正、種々の反応度係数等の炉心の主要な特性の測定及び核計装等の原子炉の運転制御に必要な機器の較正試験を行なう。

また、炉心の出力分布及び流量分布の測定結果から、定格運転時における炉心の除熱能力が十分であることを評価する。

#### (3) 出力上昇試験

出力上昇は、数MWから50MWまでを数段階に分けて行ない、各段階に於て、炉心及びプラントの核的、熱的特性、放射線遮蔽特性を測定し、運転制御の安定性及び各原子炉機器の設計余裕を確認する。特に出力上昇時には、炉雑音、パイルオシレータ法等によるプラントの安定性の実証及びポンプトリップ、電源喪失等の異常時に於いても、原子炉が安全に停止し、崩壊熱が正常に除去されることの確認試験を行なう。

出力上昇試験により、定格出力達成後、一定期間定格出力で連続運転を行なう。これによって、炉心の燃料の燃焼特性を測定し、また、プラントの全機器及び設備が定格運転に十分な性能をもっていることを実証する。

## 4. 試験項目の選定

### 4.1 試験項目の選定

「常陽」の性能試験は、

- 1) 炉心特性
- 2) プラント特性
- 3) 遮蔽特性
- 4) 運転監視

に大別される。炉心特性は主として、臨界から低出力試験期間に実施され、他は出力上昇試験期間に実施される。

性能試験の項目の選定に際しては、

- a) 原子炉の規制に関する法律及び規則による性能に関する使用前検査に基づく試験
- b) 原子炉及びプラントの設計性能の確認及び設計余裕の確認試験

の他に

- c) 運転監視上、または照射利用等に必要な基礎データの測定試験

をも含めた。試験項目及び試験実施時期を表 4.1 に示す。各試験項目毎の概要は添付資料とした。

表 4.1 試験項目及び試験時期

#### I 炉心特性

試験番号	試験項目	臨界	低出力	出力上昇 (MW)						備考
				75	15	25	40	50	50 (100h)	
1. 臨界試験										
NT-11	臨界近接	◎								Ⓓ原子炉が臨界に達する時
NT-12	臨界試験	○								
NT-13	初期炉心構成	◎								Ⓓ原子炉の内蔵する過剰反応度

(注) ◎印は局立合試験項目を示す。

Ⓓ原子炉の設置、運転等に関する規則

表 4.1 ( 続き )

試験番号	試験項目	臨界	低出力	出力上昇 (MW)						備考
				7.5	15	25	40	50	50 (100h)	
2. 制御棒特性										
NT-21	制御棒校正		◎							
NT-22	炉停止余裕		◎							㊟制御系の反応度抑制効果
NT-23	スクラム反応度		○							※
3. 反応度効果										
NT-31	燃料等価反応度		○							
NT-32	ナトリウムボイド効果		○							
NT-33	等温係数		◎							
NT-34	出力係数			○	○	○	○	◎		
NT-35	燃焼係数								○	
4. 出力較正・出力分布										
NT-41	核出力較正		◎							
NT-42	出力分布		○							
5. 温度・流量特性										
NT-51	炉心内流量分布		◎							
NT-52	燃料集合体 出口温度分布			○	○	○	○	◎		運転監視
NT-53	燃料中心温度測定							○		
6. 炉心動特性										
NT-61	パイルオシレーター試験		○			○		○		
NT-62	炉雑音測定		○	○	○	○	○	○		

(注) ◎印は局立合試験項目を示す。

※機能試験はSKS 3-Na-6, 7で実施

㊟原子炉の設置、運転等に関する規則

表 4.1 ( 続き )

II プラント特性

試験番号	試験項目	臨界	低出力	出力上昇 (MW)					備考
				75	15	25	40	50 (100h)	
1. 熱・流力特性									
PT-11	熱出力校正			○	○	○	○	◎	㊦ 1次冷却の出口温度
PT-12	定常伝熱特性					○		○	
2. 安定性試験									
PT-21	調整棒小引抜応答試験					○		◎	
PT-22	主冷却出口温度変化応答試験			○		○		○	
3. 異常時過渡応答試験									
PT-31	調整棒一斉挿入					○		○	
PT-32	手動スクラム					○		◎	
PT-33	1次主循環ポンプトリップ					◎		○	
PT-34	2次主循環ポンプトリップ			○		○			
PT-35	主送風機トリップ			○		○			
PT-36	外部電源喪失			◎		○			※㊦原子炉の停止 装置…非常用安全 装置の動作…連動
4. 崩壊熱除去能力試験									
PT-41	主冷却系による熱除去							◎	㊦崩壊熱除去装置の動作
PT-42	補助冷却系による熱除去			○					
PT-43	床下メンテナンス時除熱能力			○					

(注) ◎印は局立合試験項目を示す。

※機能試験はSKS 54-Na-5で実施

㊦原子炉の設置、運転等に関する規則

表 4.1 ( 続き )

試験番号	試験項目	臨界	低出力	出力上昇 (MW)						備考	
				75	15	25	40	50	50 (100h)		
5. 通常運転時性能確認試験											
PT-51	運転温度圧力確認			○	○	○	○	○	○	◎	
PT-52	ナトリウム・カバークラスアルゴン分析試験			○	○	○	○	○			
PT-53	廃ガス濃度測定試験			○	○	○	○	○	○	◎	㊦ 廃棄施設の処理能力
PT-54	冷却系配管熱変位測定									○	
PT-55	コールドトラップ性能確認									○	

(注) ◎印は局立合試験項目を示す。

㊦原子炉の設置、運転等に関する規則

III 遮蔽特性

試験番号	試験項目	臨界	低出力	出力上昇 (MW)						備考	
				75	15	25	40	50	50 (100h)		
ST-11	空間線量率分布	○	○	○	○	○	○	○	◎		㊦人の立入る場所の放射性物質の濃度
ST-21	炉体まわり遮蔽特性		○	○							

(注) ◎印は特に重要な項目を示す。

IV 運転監視

試験番号	試験項目	臨界	低出力	出力上昇 (MW)						備考
				75	15	25	40	50	50 (100h)	
MT-11	放射線管理	○	◎	○	○	◎	○	○	◎	
MT-21	燃料破損検出係	○	○	○	○	○	○	○	◎	
MT-31	音響法異常監視	○	○	○	○	○	○	○	○	

(注) ◎印は局立合試験項目を示す。

㊦原子炉の設置、運転等に関する規則

## 5. 性能試験主要工程

「常陽」は機能試験を経て、1977年春、炉心燃料の装荷を予定している。

臨界近接以降の主要工程は、図 5.1 に示す様に、臨界達成後約 4 ヶ月の低出力試験を行う。その後、1 ヶ月の自主点検を行ない出力上昇試験に入る。出力上昇試験の最終段階で 100 時間連続運転を行い運転性能を確認する。



## 6. 性能試験計画

- I - 1 臨界試験
- I - 2 制御棒特性
- I - 3 反応度効果
- I - 4 出力較正・出力分布
- I - 5 炉心熱流特性
- I - 6 動特性試験
- II 出力上昇試験全体計画
- II - 1 熱・流力特性
- II - 2 安定性試験
- II - 3 異常時過渡応答試験
- II - 4 崩壊熱除去能力試験
- II - 5 通常運転時性能確認試験
- III 遮蔽特性試験
- IV 運転監視

I - 1 臨 界 試 驗

NT-11 臨 界 近 接

NT-12 臨 界 試 驗

NT-13 初 期 爐 心 構 成

## 目 次

1. 試験目的 .....	16
2. 系統設備の概要 .....	17
3. 試験の方法 .....	23
4. 試験実施予定時期と期間 .....	25
5. 付 録 .....	26
1. 臨界近接時燃料装荷ルート	
2. 臨界近接用予備チャンネル	
3. 中性子源引抜装置	

## 1. 試験目的

炉心燃料を炉心に装荷して臨界を達成し、臨界質量を決定する。臨界達成後、制御棒仮較正、燃料等価反応度、等温係数の測定を行ない、定格運転に必要な余剰反応度を決定し、初期炉心を構成する。

## 2. 系統設備の概要

### 2.1 原子炉本体

原子炉本体は、第 2.1 図に示す様に、原子炉容器、その上部に配置した回転プラグ及び炉心部より構成される。

原子炉容器は、炉心を収容する堅型円筒形の二重容器で内部には炉心を支える炉心構造物が設けられ、上部には回転プラグで蓋がされている。

回転プラグは大回転プラグと大回転プラグに偏心して設けられた小回転プラグより成る二重回転方式であり、小回転プラグには燃料交換機孔、制御棒駆動機構が据付けられる炉心上部機構等を備えている。

### 2.2 炉心部の構造

炉心部は、第 2.2 図に示す様に、炉心燃料集合体と、その周囲をとり囲む半径方向ブランケット燃料集合体及び反射体によって構成され、これらの炉心構成要素は、炉心構造物の炉心支持板によって位置決めされ、ハイドロリックホールダウン機構によって保持される。更に、炉心構造物は第 2.3 図に示す様に、原子炉容器内の一部冷却材の流路の形成及び各炉心構成要素への流量配分を行う機能を有している。

炉心支持板は、炉心領域毎に連結管と炉心構成要素のエントランスノズルとの嵌合部の寸法を変化させて、炉心構成要素の誤装荷防止の機能も有している。

炉心部を構成する燃料集合体は、六角形状のラップ管内にウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットを収納した 91 本の燃料要素を内蔵する炉心燃料集合体と劣化ウラン酸化物ペレットを収納した 19 本の燃料要素を内蔵する半径方向ブランケット燃料集合体より成る。反射体は半径方向ブランケット燃料集合体の外側に配置され、炉心より漏れる中性子を反射する機能と高圧プレナムより導入される冷却材を低圧プレナムへ送る際の圧力調整の機能を有している。中性子源は  $Sb-B_e$  型で放射性  $Sb$  を内蔵した  $r$  線源部とそれを収納する  $Be$  を内蔵した受入集合体より構成される。

### 2.3 炉心特性

炉心設計計算では「常陽」の最小臨界炉心における燃料装荷本数は約 61 本（於 250℃）と予想されている。初期炉心は約 67 本（約 250℃）であり、この時の余剰反応度は約 2.7%  $\Delta k/k$  で、一次冷却材温度 250℃から定格運転への温度補償 1.2%  $\Delta k/k$ 、燃焼余裕 1.0%  $\Delta k/k$  の他、運転余裕 0.5%  $\Delta k/k$  が見込まれている。

制御棒は、調整棒 2 本、安全棒 4 本より成り、1 本の反応度価値は  $1.4\% \Delta k/k$  以上もつ様に設計されている。初期炉心における制御棒価値は調整棒  $1.90\% \Delta k/k$ 、安全棒  $1.98\% \Delta k/k$  と推定されている。

周辺燃料価値は  $0.35\% \Delta k/k$  (ブランケットと置換) である。

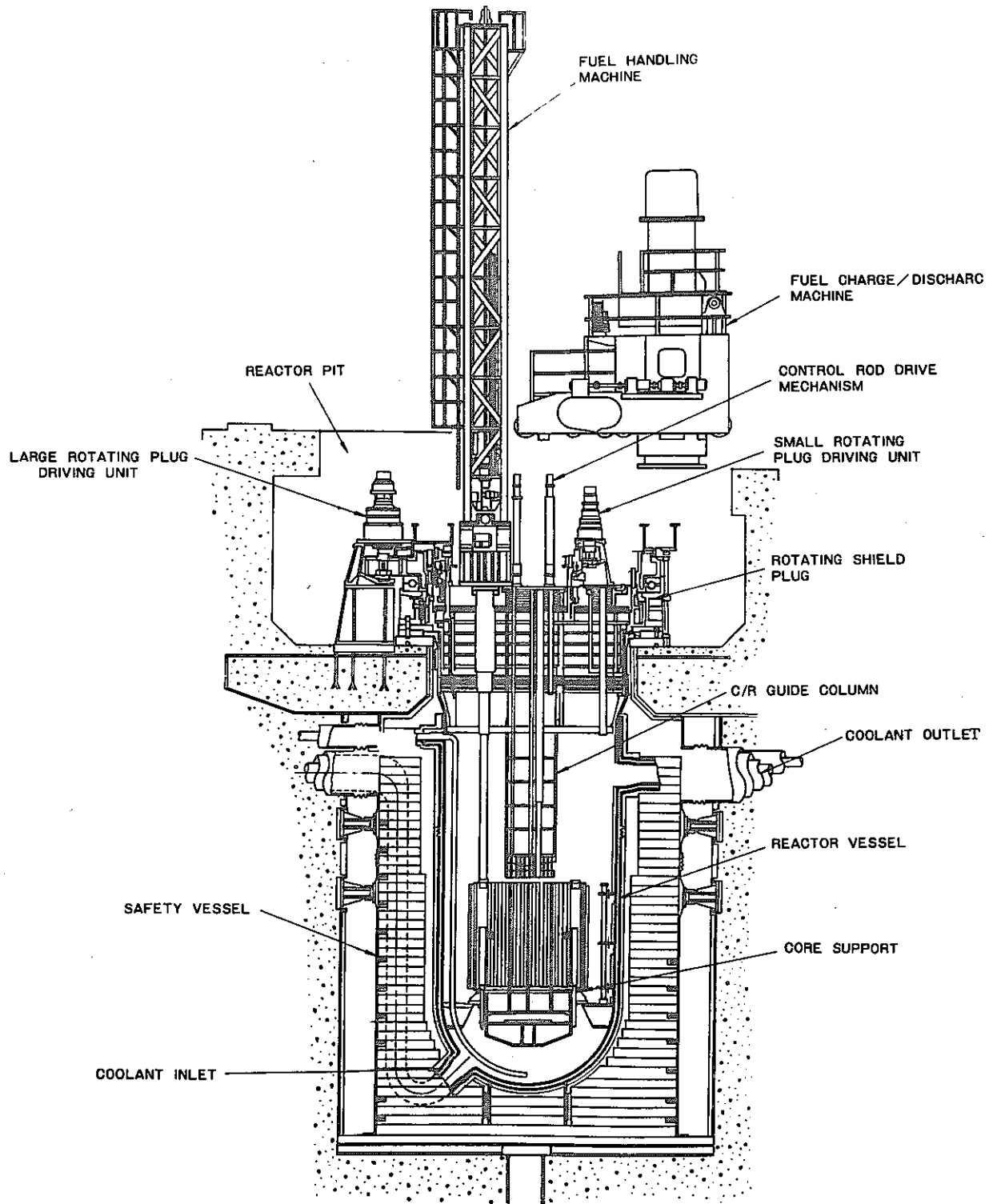
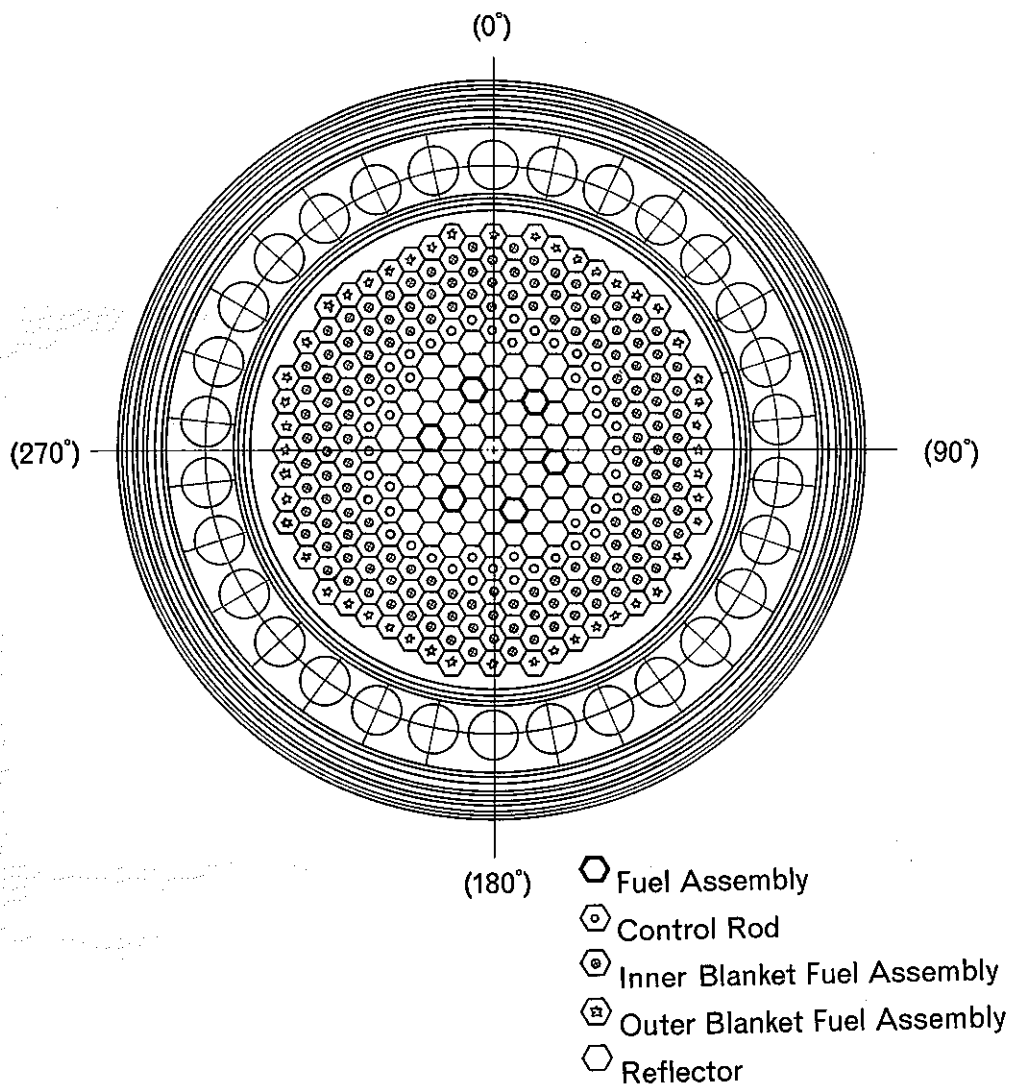


Fig.2 VERTICAL CROSS SECTION OF REACTOR AND CORE CONFIGURATION OF JOYO

(A) VERTICAL CROSS SECTION OF REACTOR

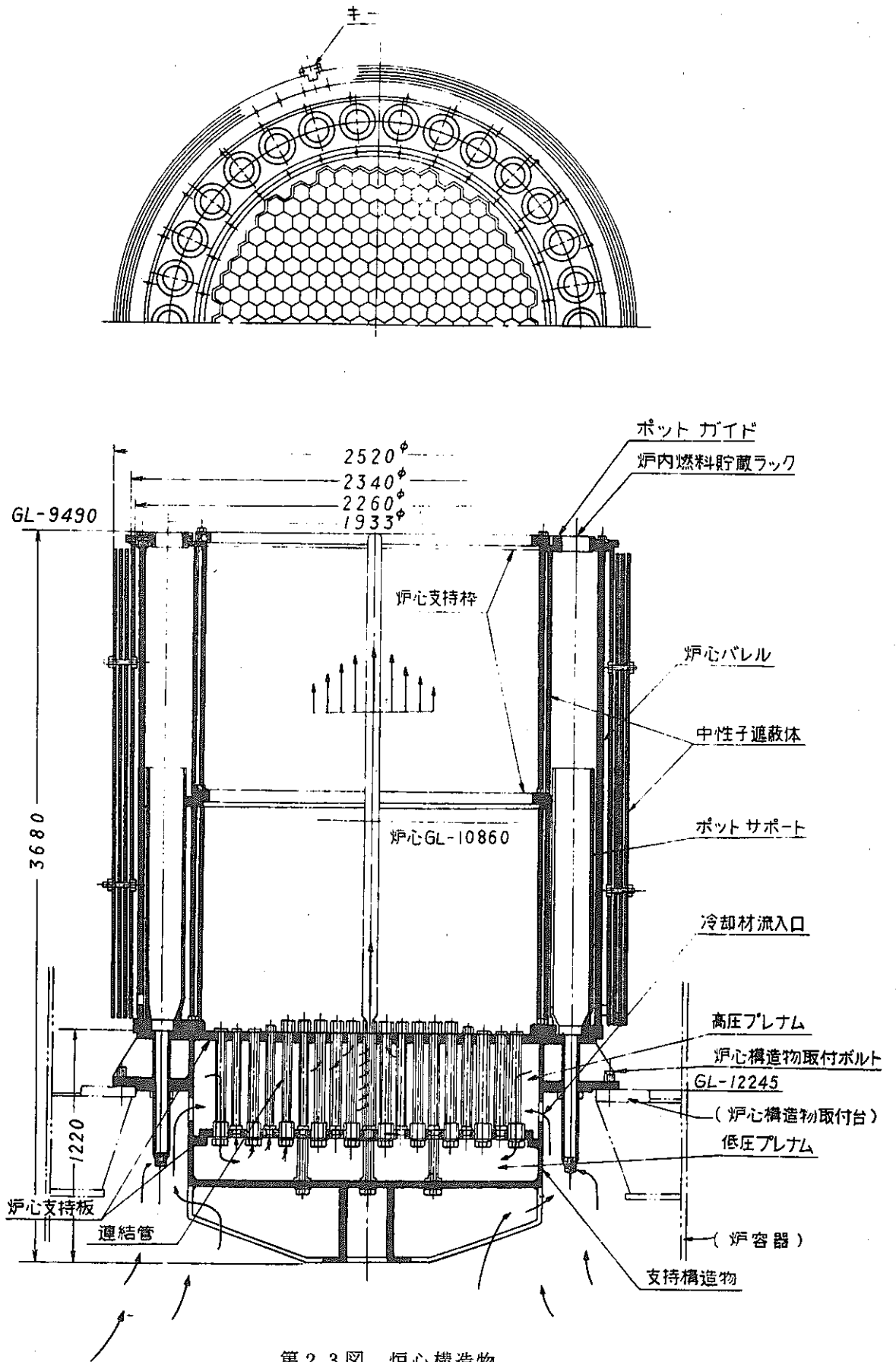
第 2.1 图 原子炉垂直断面图



### Core Composition

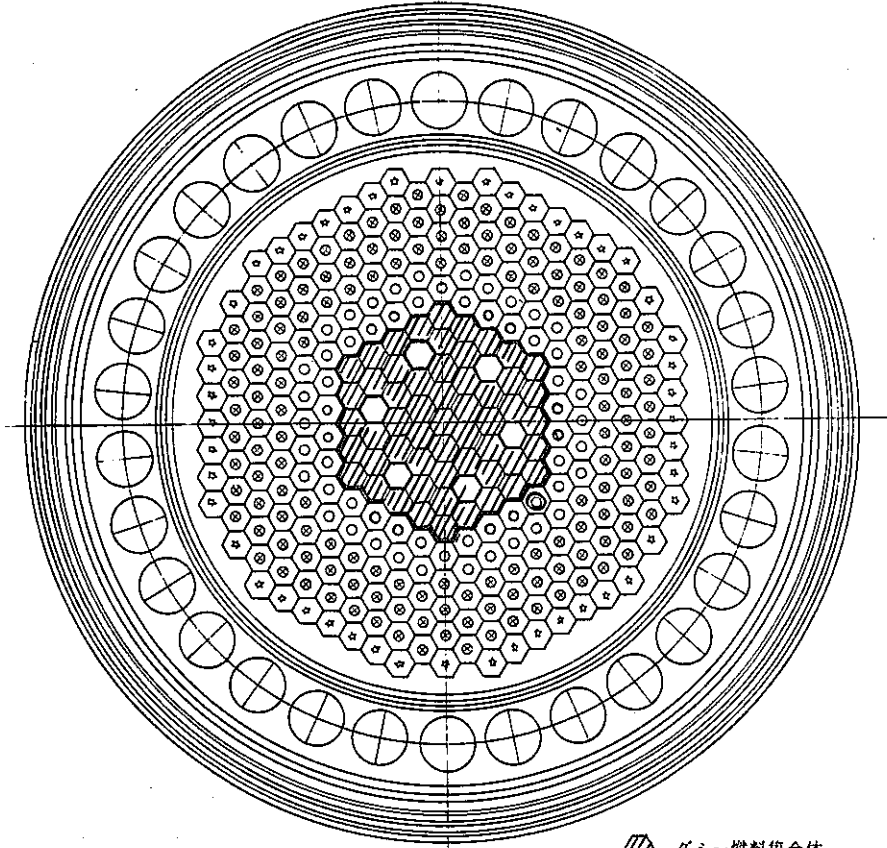
第 2.2 図 炉心部構成図





第 2.3 図 炉心構造物

炉心基準方位



- ① ダミー燃料集合体
- ② 制御棒
- ③ 内側ブランケット燃料集合体
- ④ 外側ブランケット燃料集合体
- ⑤ 反射体
- ⑥ 中性子源(受入集合体のみ)

第 2.4 図 ダミー炉心部構成図

### 3. 試験の方法

#### 3.1 中性子源装荷

##### i) 運転条件

運転モードは「燃料交換」とする。但し、「ナトリウムレベル低」のインタロックはバイパスする。一次冷却材温度は170℃とする。

##### ii) 中性子源装荷

原研JMTRで照射した中性子源のガンマ線源部(Sb約6000Ci)を中性子源輸送キャスクで輸送し、回転プラグ上の燃料交換機孔を通して、炉心に予じめ装荷されているガンマ線源部受入集合体内に装荷する。

#### 3.2 臨界近接(炉心燃料装荷)

##### i) 運転条件

燃料装荷は「燃料交換モード」で行う。制御棒引抜時は「起動」モードとし、「起動系インタロック」及び「流量低」インタロックはバイパスする。一次冷却材流量は約20%とし、温度は約200℃とする。

##### ii) 臨界近接

機能試験初期に構成したダミー炉心のダミー燃料を中心部から順次、炉心燃料と置換して臨界近接を行う(第2.4図参照)。

燃料装荷は、第1ステップは19本とし、以降各ステップで逆増倍曲線から臨界本数を推定し「2分の1 Criteria」により次ステップの装荷本数を決める。

各ステップで全安全棒を引抜き、調整棒50%及び100%の各引抜状態で中性子計測を行い、逆増倍曲線を作成して臨界を達成する。臨界近接用予備チャンネルは、3チャンネルとし、第3.1図に配置を示す。

#### 3.3 臨界試験

##### i) 運転条件

「起動」モードとし、一次冷却材温度は約200℃とする。

##### ii) 臨界試験

臨界達成後、以下の試験を行い臨界質量及び初期炉心を構成するための燃料装荷本数を決定する。

(1) 調整棒仮校正

中性子源引抜駆動装置により、中性子源のガンマ線源部を引抜いて原子炉を臨界状態に保ち、正炉周期法で炉心内に挿入されている部分の調整棒の校正曲線を求める。

(2) 周辺燃料価値

臨界炉心に、炉心燃料 1 本追加し、炉心周辺の燃料価値を臨界法で求める。

(3) 中性子源効果

原子炉を臨界に保ち中性子源引抜駆動装置により、中性子源のガンマ線源部を引抜いて再び臨界に保ち、調整棒の位置の差より反応度を測定する。又、原子炉出力を数ステップ変えて、出力レベルと中性子源効果の関係を求める。

(4) 等温係数

予熱系により一次冷却材温度 170℃～250℃の範囲で変化させ、臨界法で等温係数を測定する。

3.4 初期炉心構成

i) 運転条件

臨界近接時と同一条件とする。

ii) 燃料装荷

臨界試験の結果から、定格運転に必要な余剰反応度を決定し、燃料装荷本数を推定する。燃料装荷は、数ステップに分けて行ない、各ステップで炉心の余剰反応度を測定しつつ初期炉心を構成する。

尚、初期炉心の性能試験は低出力試験時に行う。

#### 4. 試験実施予定時期と期間

「常陽」の機能試験完了後，昭和53年一月頃臨界試験開始の予定であり，臨界達成は同年一月頃となる。

試験に必要な期間は約9週間である。

- |                |     |
|----------------|-----|
| (1) 中性子源装荷及び準備 | 1週間 |
| (2) 臨界近接（燃料装荷） | 6週間 |
| (3) 臨界試験       | 1週間 |
| (4) 初期炉心構成     | 1週間 |

## 5. 付 録

## 付録1 臨界近接時燃料装荷ルート

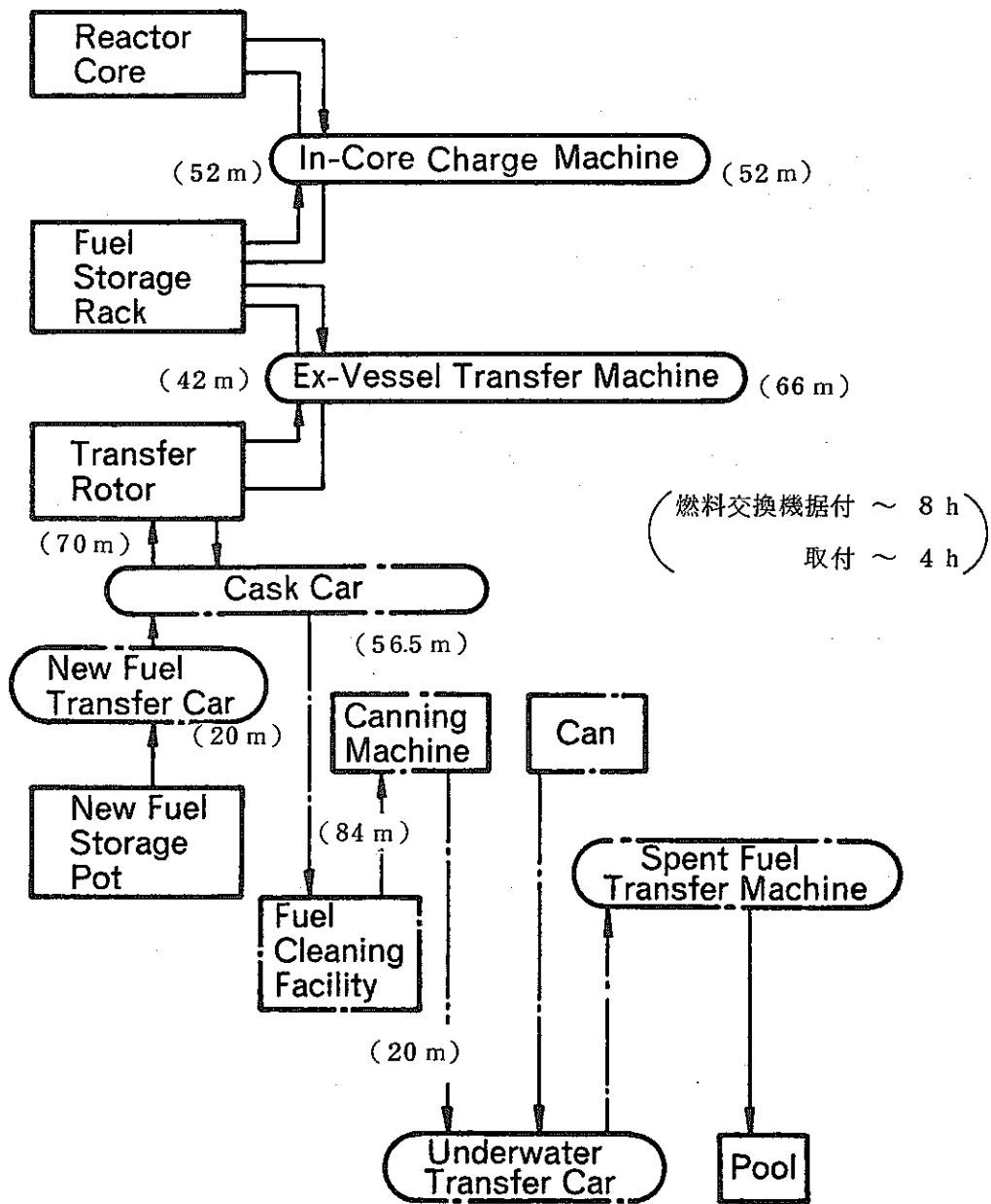
炉心への燃料装荷は通常の燃料取扱系統設備で行う。

燃料装荷ルートを付図 1.1 に示す。関連する燃料取扱系統設備の配置を付図 1.2 及び付図 1.3 に示す。

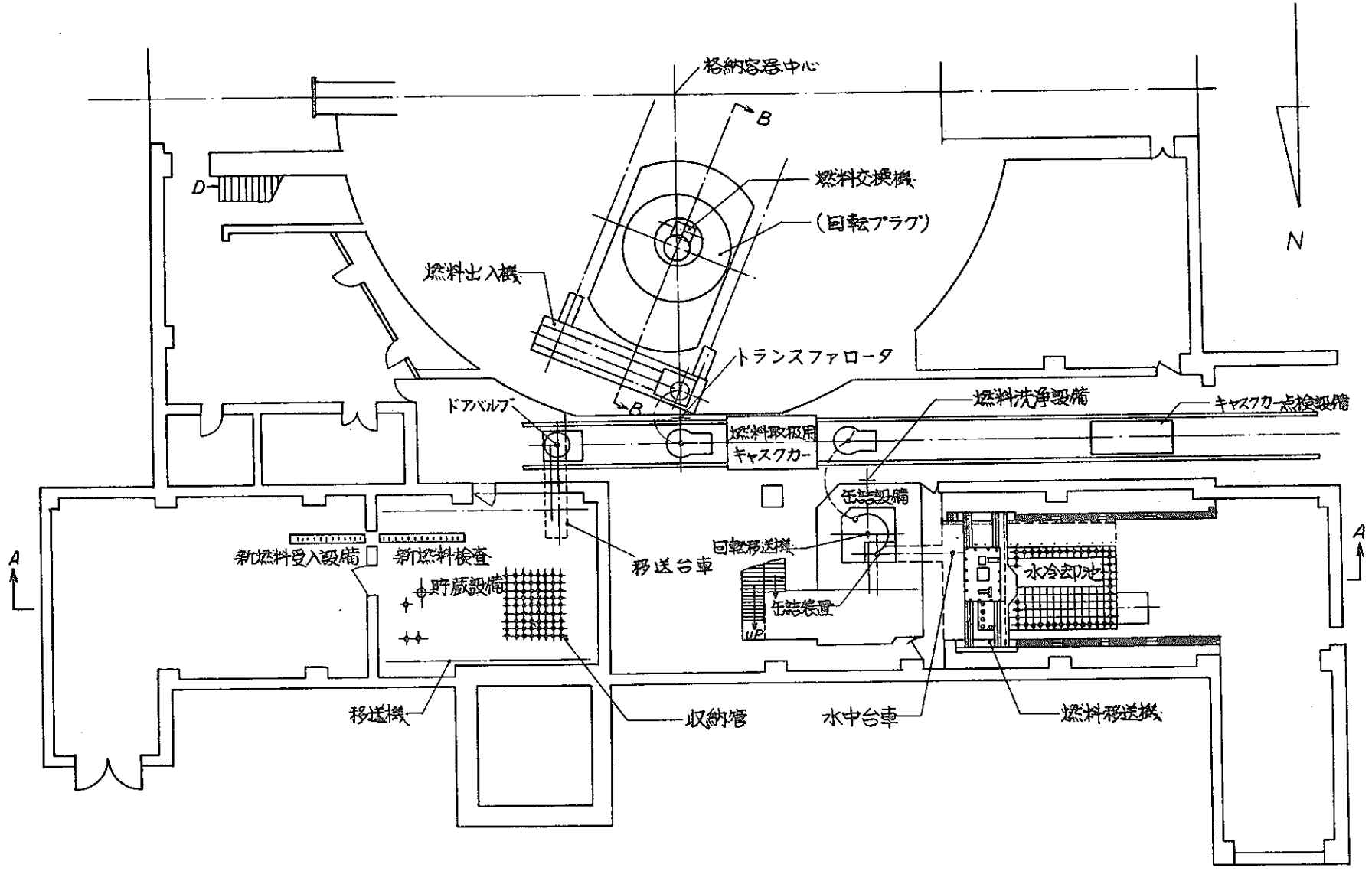
予想される臨界近接時の各ステップにおける燃料装荷本数を付表 1.1 に示す。各ステップでの所要時間は

新燃料貯蔵室→炉内燃料ラック	2N	時間
燃料交換材据付・調整	8	"
同 取はずし	4	"
炉内燃料ラック→炉心	$1\frac{2}{3}N$	"
制御棒引抜・計測	3	"

であり、計  $(3 \cdot \frac{2}{3}N + 15)$  時間である。但し、Nは各ステップに於ける燃料装荷本数である。

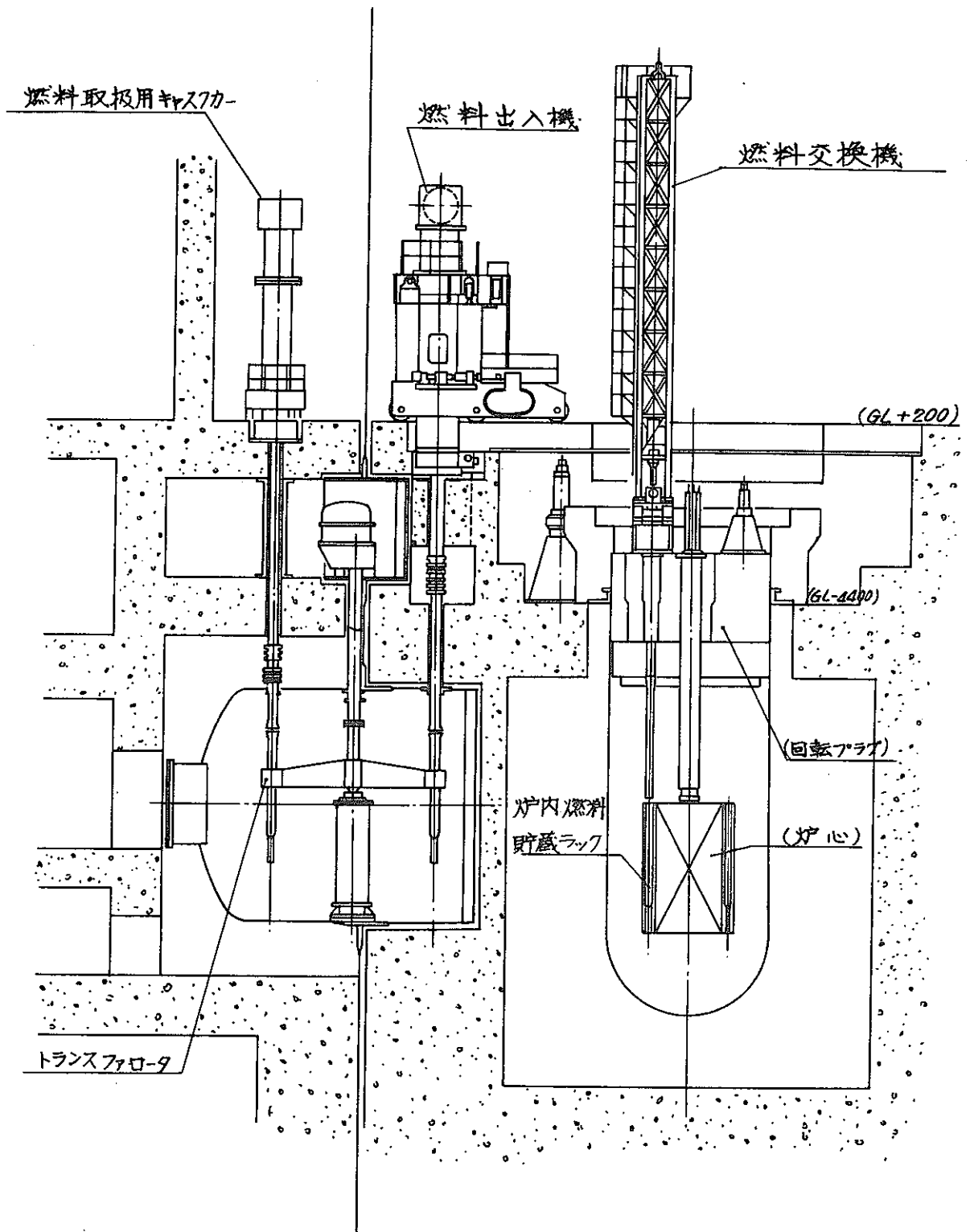


付図 1.1 燃料受入貯蔵設備取扱経路図



付図 1.2 核燃料物質の取扱および貯蔵施設配置図 (平面図)





付図 1.3 核燃料物質の取扱および貯蔵施設配置図

付表 1.1 炉心装荷計画表

ステップ	炉容器内移送 燃料本数	炉心装荷 計画本数	装荷燃料総数	備 考
1	15	15	19	
	15	4		
2		11	31	
	15	1		
3		8	39	
4		6	45	
5	15	4	49	
6		2	51	
7		2	53	
8		2	55	
9		2	57	
10	$2 + \alpha$	1	58	
11		1	59	
12		1	60	
13		1	61	臨界予想本数 61
14				
15				

## 付録2 臨界近接用予備チャンネル

## 1. 構成

臨界近接用予備チャンネルは、次に示す3系統、5検出器から成っている。

ch・A …… BF<sub>3</sub> B-10  
 ch・B …… BF<sub>3</sub> B-10  
 ch・C …… BF<sub>3</sub>

中性子感度

( BF<sub>3</sub> 60 cps/nv  
 B-10 3 cps/nv

## 2. 配置

臨界近接用予備チャンネルは、chAが核計装予備チャンネル案内管chBがマンホール(M-1)案内管、chCがサーベイランス案内管にそれぞれ挿入されており、第1図に示す配置となっている。

臨界近接用予備チャンネルの構造を第2図に示す。(ch・Bの例)

中性子検出器は保持具の中に組み込まれており、検出器の許容雰囲気温度が低い(BF<sub>3</sub>で80～100℃、B-10で200℃)ため窒素ガスは上部フランジ部からフレキシブルチューブ内を通り、中性子検出器を冷却した後、保持具の外へ出、フレキシブルチューブの外側を通過して上部へ戻る様になっている。

中性子検出器付近には熱電対を置き、炉上部ピット室に置かれた計装ユニットで監視できる。

## 3. 測定系

臨界近接用予備チャンネルの測定フロシートを第3図に示す。

スケーラの出力は、計算機によって処理され、カラーディスプレイに臨界近接の逆増倍曲線を表示する。

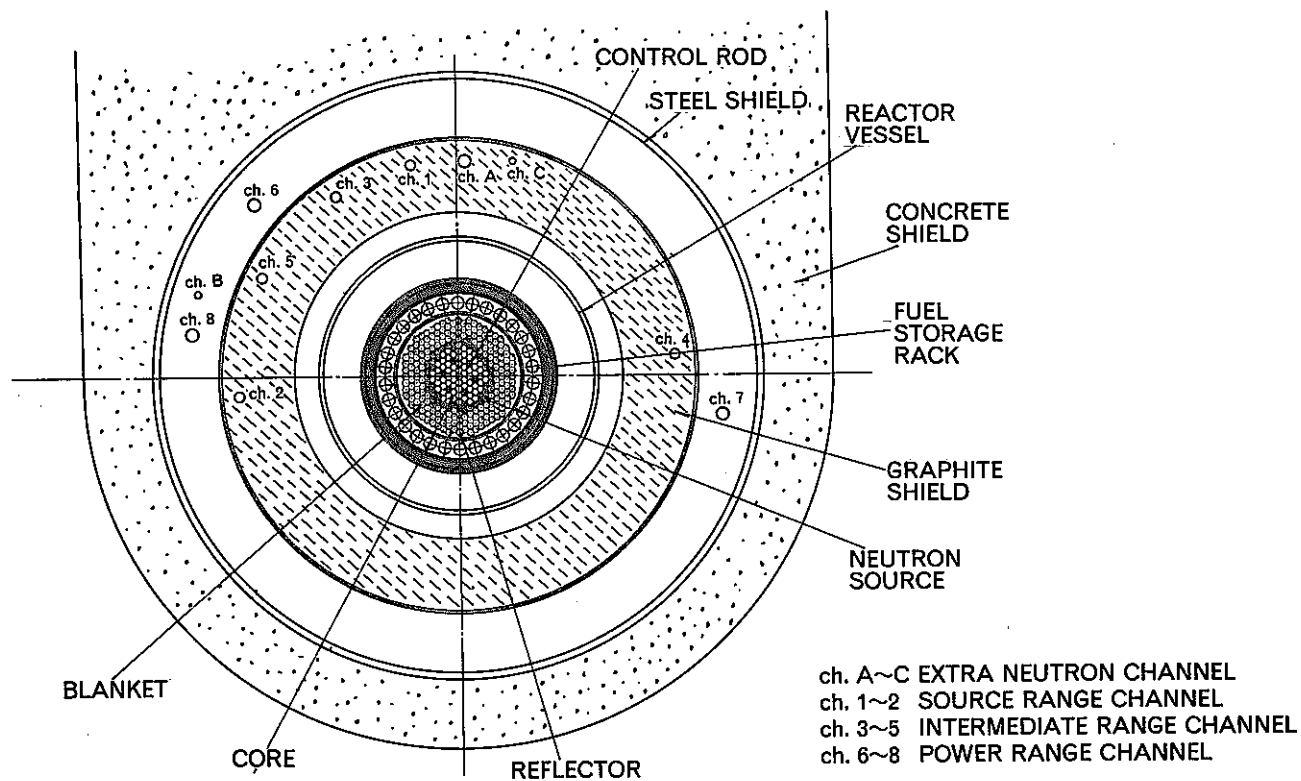
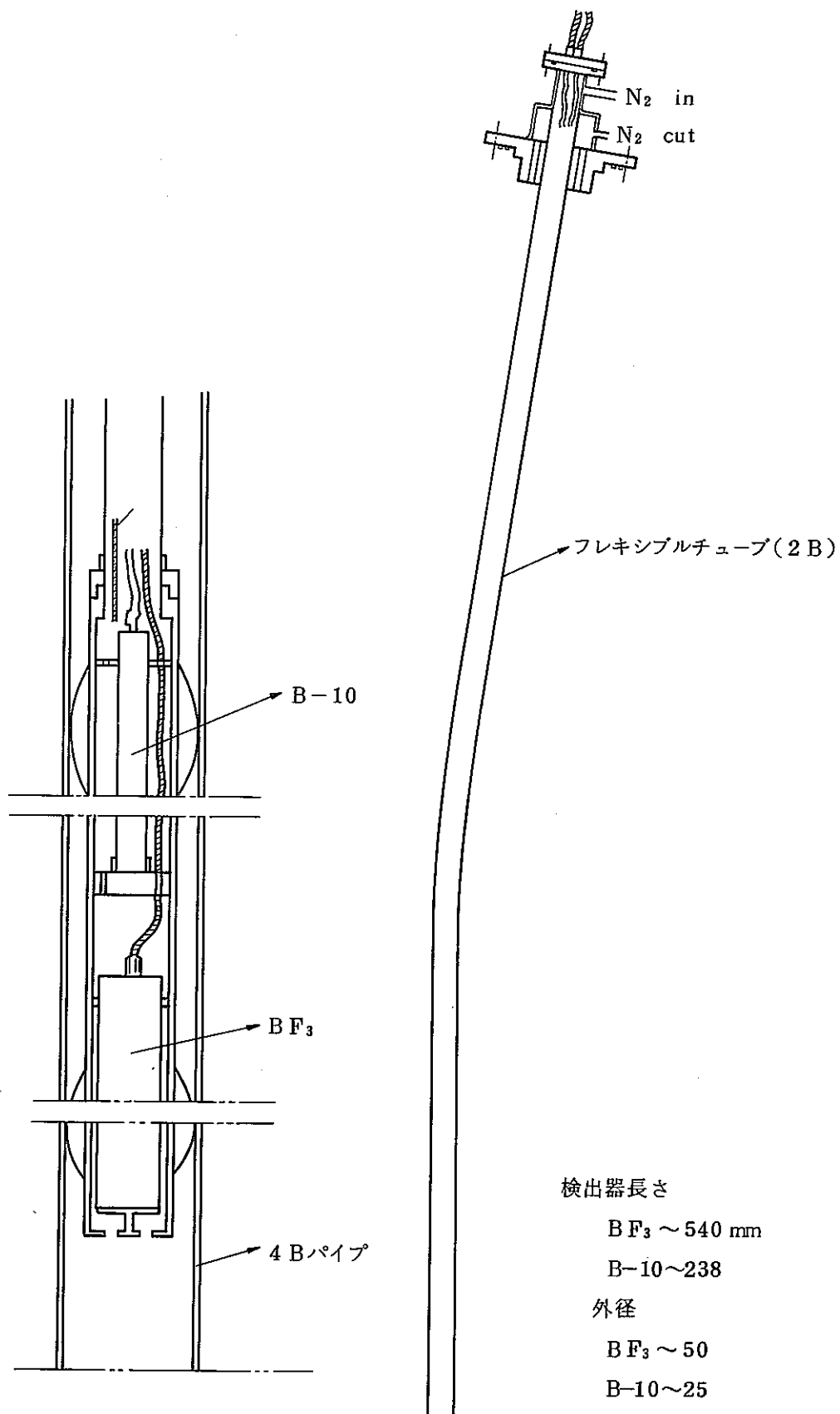
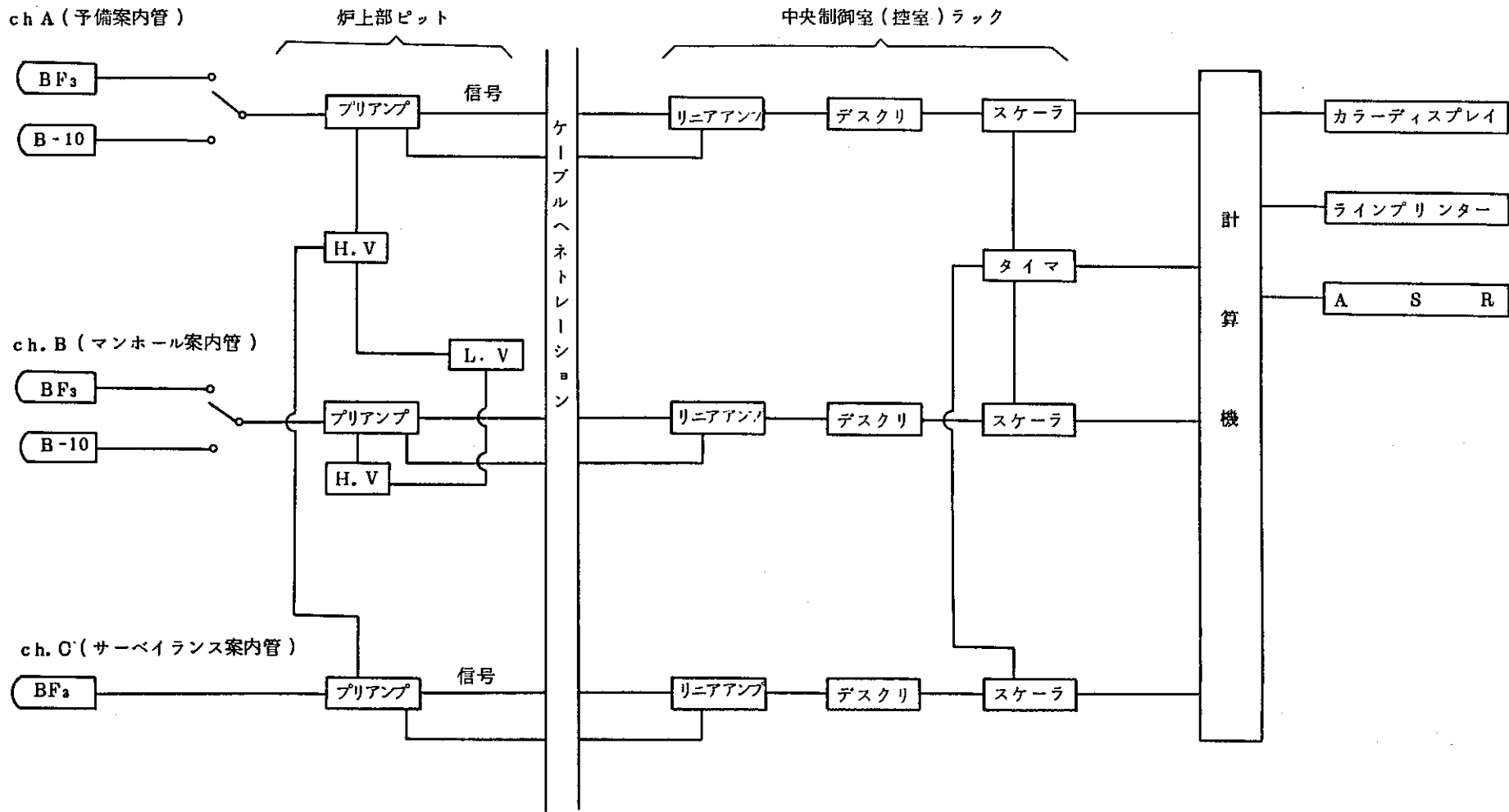


FIG. 2.1 NEUTRON COUNTER LOCATION

第 1 図 臨界近接時中性子計測チャンネル配置図



第2図 臨界近接用予備チャンネル

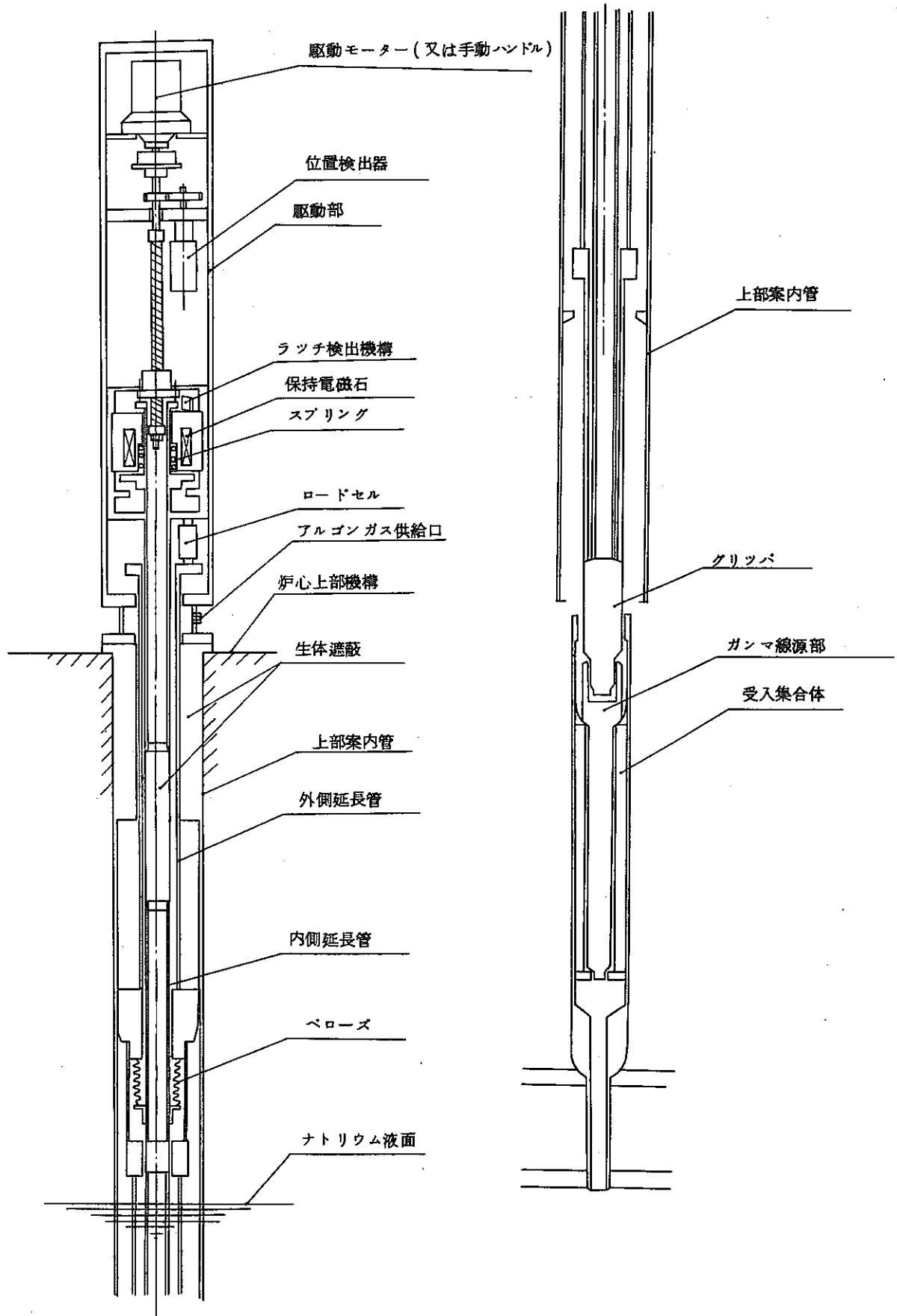


第 3 図 測定フローシート

### 付録3 中性子源引抜装置

中性子源引抜装置は、原子炉の正確な臨界点を確認するため、炉心に予じめ装荷されている中性子源のガンマ線源部を受入集合体から引抜くことによって中性子の発生を一時停止する機能を持つ。

本装置は、低出力時に於て反応度測定試験に使用され、ガンマ線源部の炉心への引抜挿入は電動機駆動または手動操作により行う。中性子源操作盤は、中央制御室に設置されており中性子源引抜装置の運転に必要なスイッチ類及び運転状態を監視するために必要な計器類が設けられている。



付図3 中性子源引抜装置概略図



特殊運転条件	必要理由
<p>1. 起動系計数率低インタロックをキーバイパス</p> <p>2. 1次冷却材流量低をバイパスし約20%以下で起動</p> <p>3. 燃料交換機据付状態でかつ回転プラグ予熱状態で起動</p>	<p>1-(1) 臨界近接時は高未臨界であり、計数率はきわめて低い。</p> <p>1-(2) 初臨界達成後も中性子強度との関連で起動系が3cps以下の可能性がある。(試験用中性子源使用)</p> <p>2. この期間燃取モード(30%流量)と起動モード(100%流量)をひんばんに切換えるためおよび起動モードの時間が数時間以下であるため、できるだけポンプ運転状態を一定に保ちたい。</p> <p>3. 燃料交換機の据付、取はずしに各1日を要することとその間の炉運転時間が数時間と短いため、時間節約と大型機器の据付取はずし時の事故をさける。</p>
<p>特殊運転期間</p>	<p>約2ヶ月</p>
<p><u>安全上の検討および対策</u></p> <p>1. 起動系計数率低インタロックのキーバイパス</p> <p>本計数率低インタロックは、炉内に中性子源があることおよび炉心の中性子束(反応度)の増加状態を監視しないで原子炉を起動(C/R引抜)できないことを目的として設けている。本インタロックをバイパスしても以下の機能および対策により原子炉の安全性は十分確保できる。</p> <p>(1) 臨界近接時は高感度の予備チャンネル系(3ch)でモニタしつつ燃料装荷を行う。</p> <p>(2) 初臨界達成後の起動時、もし起動系が3cps以下の場合</p> <p>(イ) 高感度の予備チャンネル系により炉内の中性子束を監視する。</p> <p>(ロ) キーバイパスは安全棒4本引抜きまでとし、調整棒引抜時<sup>(注)</sup>にはキーバイパスは解除する。</p> <p>したがって調整棒引抜時に起動系が3cps以下の場合は原子炉を起動しない。</p> <p>2. 1次冷却材流量低バイパス</p> <p>1次冷却材流量のスクラム設定値は定格流量の80%である。</p>	

本スクラムをバイパスしても以下の機能または対策により安全性は確保できる。

- (1) 運転モードは「起動」とする。したがって、出力の最大は約 10 kW である。
  - (イ) 炉心の発熱は運転時のみで、停止後の崩壊熱は無視できる。
  - (ロ) 流量は約 20% (燃料交換時の流量) とするが、約 10% でも冷却材の温度上昇は無視できる。(ポニーモータ流量で約 13%)
- (2) 出力系 (3ch) のレンジを 1 (フルスケールで約 125 kW) に設定する。
- (3) 誤操作により、最大反応度付加率  $4 \text{ } \beta / \text{sec}$  で制御棒を連続引抜しても
  - (イ) 起動系、または中間系のペリオド (25 秒 ANN, 5 秒スクラム) により炉は停止する。
  - (ロ) 起動系 (フルスケール約 10 kW), 中間系 (フルスケール約 10 MW) の中性子束高 (フルスケールの 70% ANN, 95% スクラム) で炉は停止する。
  - (ハ) 仮りに(イ), (ロ)の機能が作動せず、出力計の中性子束高 (フルスケールの 106%) でスクラムしたとしても、出力のピークで図 1 に示すように約 330 kW である (スクラム開始までの遅れ時間は 200 msec とする)。

この場合流量 10% でも冷却材温度 (約 250℃ より) の温度上昇は 5℃ 以下で燃料溶融はもちろん冷却材沸とうには到らない。

### 3. 燃料交換機据付状態でかつ回転プラグ予熱状態起動

- (1) 燃料交換機据付状態で起動する場合は、
  - (イ) 炉上部のピット蓋 (コンクリート遮蔽蓋 3 枚)
  - (ロ) 燃料交換機孔内遮蔽プラグ  
が使用できない他
  - (ハ) 炉運転中燃料交換機の誤操作の可能性  
があるが(イ), (ロ)に関しては、炉心はクリーン (FPの蓄積はない) でありまた炉出力が低い (定格の  $10^{-4}$  以下) ためほとんど問題とならないが線量率測定の上、運転中立入禁示区域を必要に応じて設ける。また(ハ)運転中の燃料交換機の誤操作の可能性については、
    - (a) 運転モード SW を「起動」にすることにより、燃取系および回転プラグの操作はインタロックにより禁止される。
    - (b) 原子炉を起動する場合は、回転プラグは基準位置にあり、燃料交換機孔の位置は炉

心の外側にあるため、誤操作があっても、炉心燃料およびブランケットを取扱うことはできない。

(2) 回転プラグ予熱状態で起動

定格出力での通常運転時は、燃料溶融等の事故で炉内のカバーガス圧が上昇し、回転プラグのシール部より高放射能ガスが漏洩するのを防ぐ目的で、運転時シールメタルを固化させる。

しかし、臨界試験期間は出力は低出力であり、燃料溶融の可能性は考えられず、また炉容器内に高放射能ガスの蓄積もない。また、

(イ) 炉容器内のカバーガス圧は  $0.01\text{kg}/\text{cm}^2\text{G}$  (設計圧  $0.1\text{kg}/\text{cm}^2\text{G}$ ) に圧力調整されている。

(ロ) 回転プラグのフリーズシールは、さらに清浄アルゴンガス ( $0.02\text{kg}/\text{cm}^2\text{G}$ ) のバックアップシールがなされている。

したがって回転プラグを予熱状態で炉を起動しても、高放射能ガスの漏洩事故は考えられない。

備 考 (注) 安全棒 4 本引抜き (調整棒全挿入) では、臨界に達することはない。

(炉心の余剰反応度は調整棒 2 本の値を超過する炉心は構成しない)

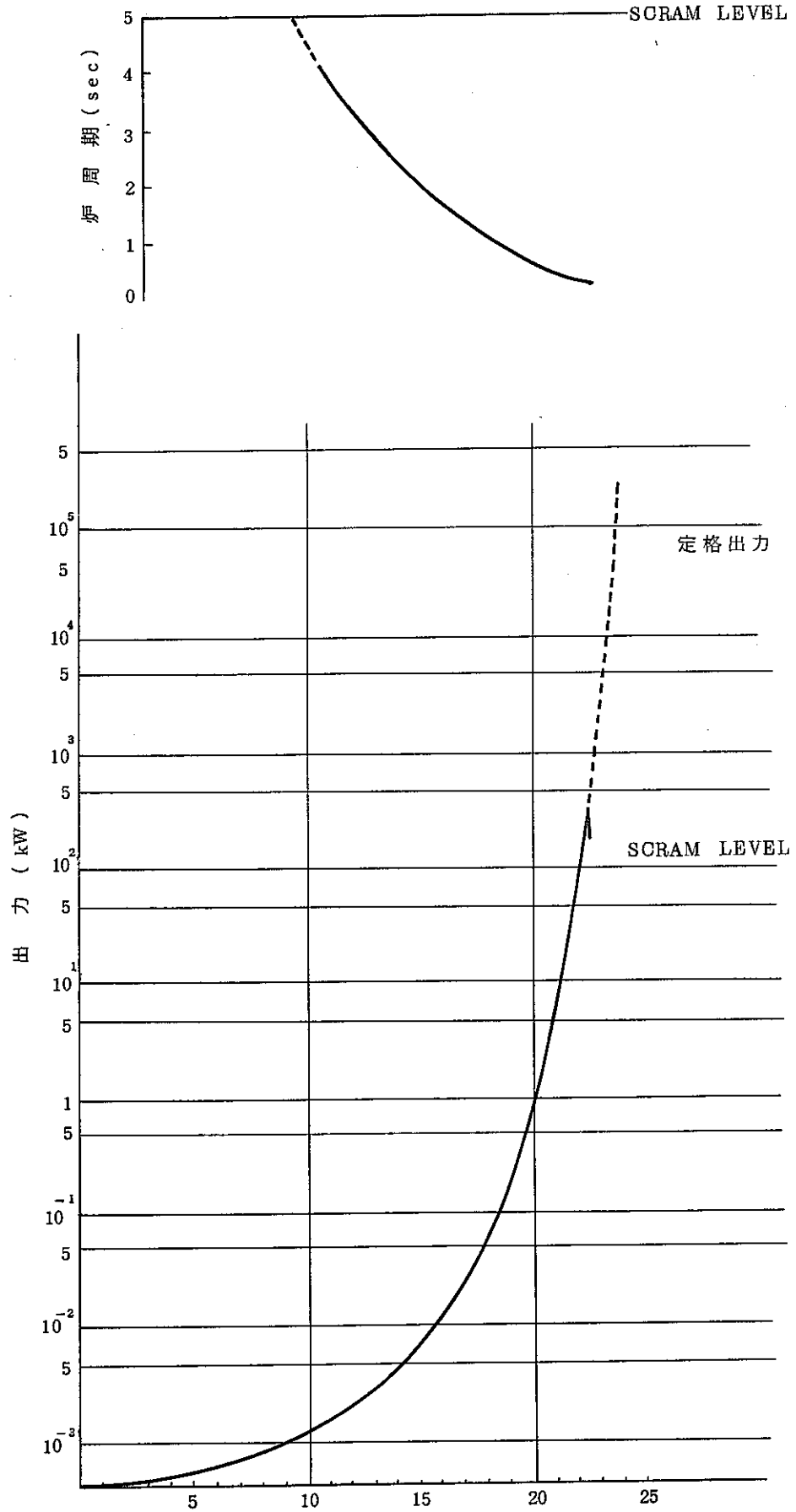


図1 起動事故 (挿入反応度  $4 \ell / \text{sec}$ )

## I - 2 制御棒特性

NT-21 制御棒較正

NT-22 炉停止余裕

NT-23 スクラム反応度

## 目 次

1. 試験目的 .....	43
2. 系統設備の概要 .....	44
3. 試験の方法 .....	51
4. 試験実施予定時期と期間 .....	54
5. 付 録 .....	55
1. 「常陽」中性子計装測定レンジ	
2. 制御棒振動の可能性	
3. 制御棒浮き上り試験時の安全性について	

## 1. 試験目的

原子炉の停止装置に関する性能試験として、制御棒校正および炉停止余裕、スクラム時間の測定を行ない、原子炉が安全に停止し、かつ十分な反応度制御能力をもつことを確認する。

## 2. 系統設備の概要

### 2.1 制御棒

高速実験炉の制御棒は6本で構成され、その内容は安全棒4本、調整棒2本である（設置場所を2-1図、2-2図に示す）。

安全棒と調整棒は等量のB-10濃縮B<sub>4</sub>C吸収材を充填したステンレス鋼管製制御要素7本をクラスターとしてステンレス鋼製の保護管で包んだものであり（2-3図参照）、保護管の肉厚および外径寸法が異なる以外は全く同一の構造を有している。吸収材の有効長さは約700mmであり、反応度制御能力は安全棒（4本）が $0.056\Delta k/k$ 以上、調整棒（2本）が $0.028\Delta k/k$ 以上である。そして、いかなる運転状態からでも原子炉を100℃で未臨界にすることができる。

### 2.2 制御棒駆動機構

制御棒駆動機構は炉心上部機構を貫通して6基配置され、その内訳は安全棒駆動機構4基調整棒駆動機構2基である。安全棒駆動機構はスクラム時に保持電磁石の消磁により駆動装置に連結されている安全棒を解放し、スプリング力で急速落下させる機能を調整棒駆動機構は原子炉通常運転時に調整棒の炉心への挿入、引抜および位置保持の機能を有する。

制御棒駆動機構はつぎのものから構成される。（2-4図、2-5図参照）

- (1) 駆動部
- (2) 上部案内管および延長管部
- (3) 下部案内管

通常挿入引抜速度は安全棒、調整棒とも $130\text{mm}/\text{min}$ 以下であり、スクラム時間は1sec以下である。また反応度付加率最大は $0.00015\Delta k/k/\text{sec}$ 以下である。

### 2.3 原子炉出力制御設備

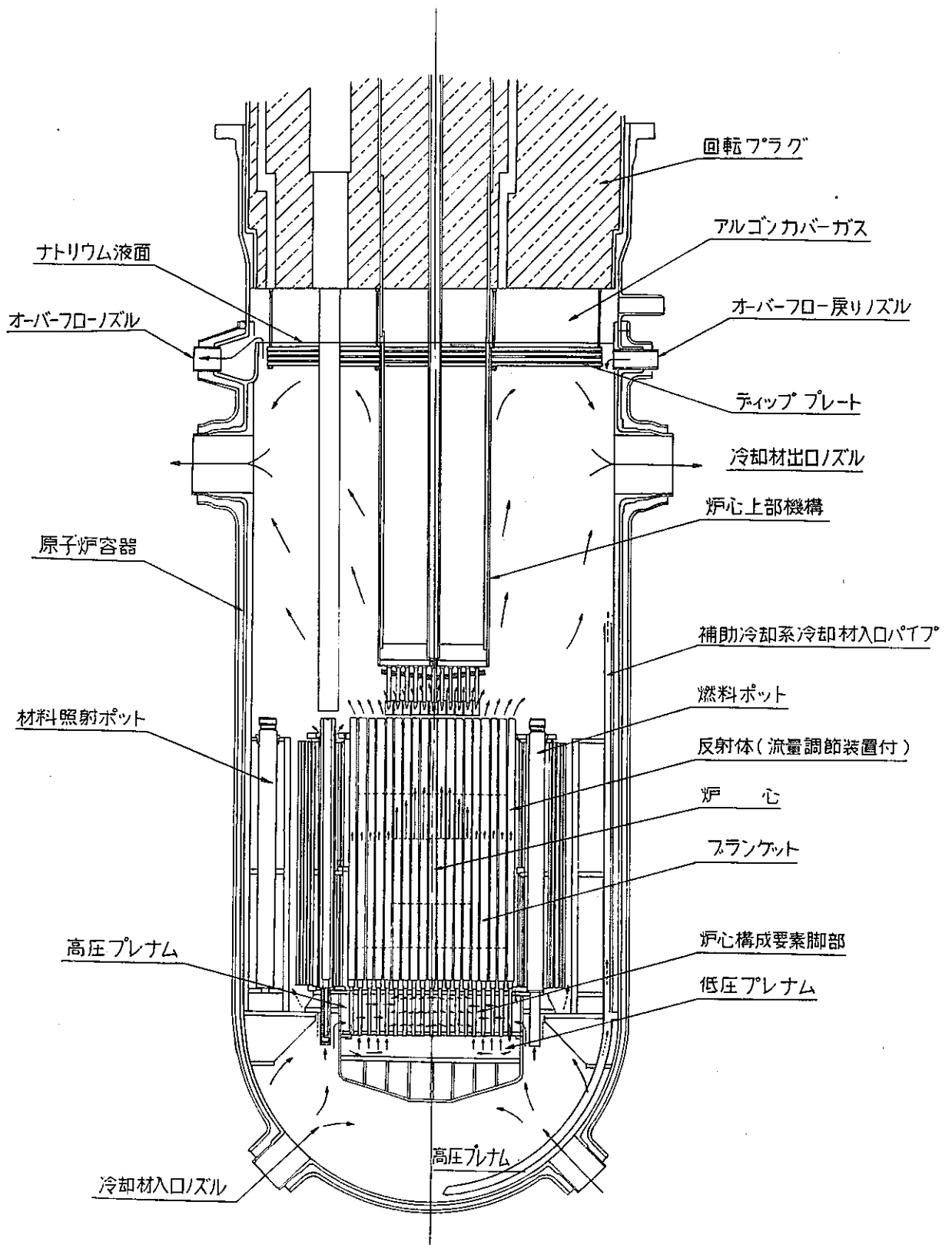
原子炉出力制御設備は原子炉制御盤およびロードセル計装盤などより構成される。

原子炉制御盤には制御棒位置指示計、中性子束指示計および記録計、炉周期指示計および記録計などが取り付けられている。また、制御棒駆動機構および中性子検出器駆動装置を操作するための操作スイッチも取り付けられる。制御棒は原子炉制御盤に取り付けの制御棒操作スイッチにより、手動で制御される。



制御棒および制御棒駆動機構の設計主要目

- |                 |     |   |
|-----------------|-----|---|
| (1) 制御棒個数       | 6 { | 安全棒 4<br>調整棒 2  |
| (2) 吸収材の種類      |     | B-10 濃縮 B <sub>4</sub> C  |
| (3) 吸収材の有効長さ    |     | 約 700 mm  |
| (4) 挿入時間および駆動速度 |     |   |
| スクラム時間          |     | 安全棒 1 sec 以下  |
| 通常挿入引抜速度        |     | 130 mm/min  |
| (5) 駆動距離        |     | 安全棒 約 900 mm<br>調整棒 約 700 mm  |
| (6) 反応度制御能力     |     |   |
| 反応度制御能力         |     | 安全棒 0.056 $\Delta k/k$ 以上<br>調整棒 0.028 $\Delta k/k$ 以上                      |
| 反応度付加率最大        |     | 0.00015 $\Delta k/k/sec$ 以下   |
| (7) ワンロッドスタック基準 |     |   |
| i)              |     | 最大の制御棒効果をもつ安全棒が 1 本挿入されなくとも残りの安全棒を挿入することにより原子炉を停止し、体系の温度 250℃において未臨界に保てること。 |
| ii)             |     | 最大の制御棒効果をもつ制御棒が 1 本挿入されなくとも残りの制御棒を挿入することにより、体系の温度 100℃において未臨界に保てること。        |



2-1 図 原子炉断面図

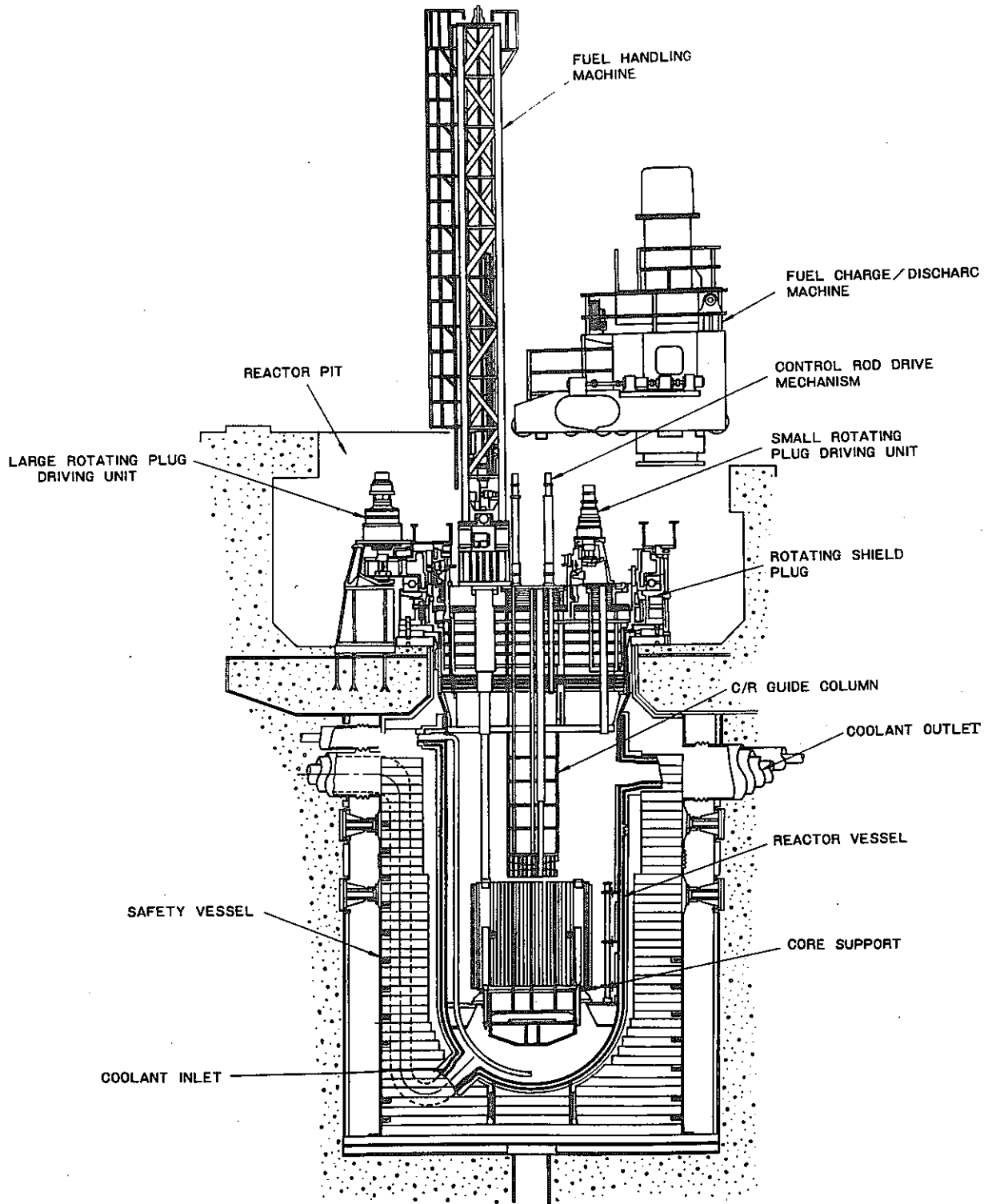


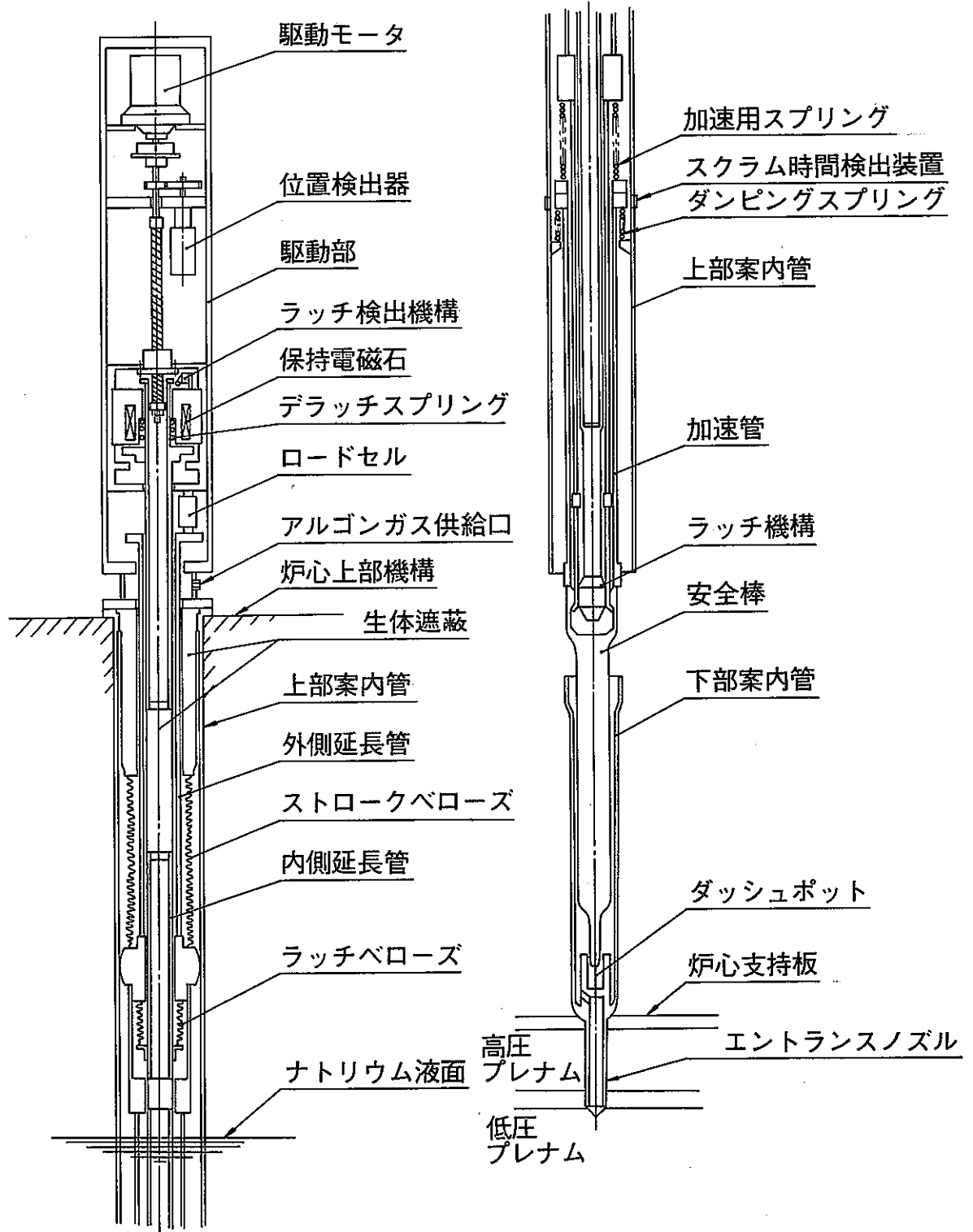
Fig.2 VERTICAL CROSS SECTION OF REACTOR AND CORE CONFIGURATION OF JOYO

(A) VERTICAL CROSS SECTION OF REACTOR

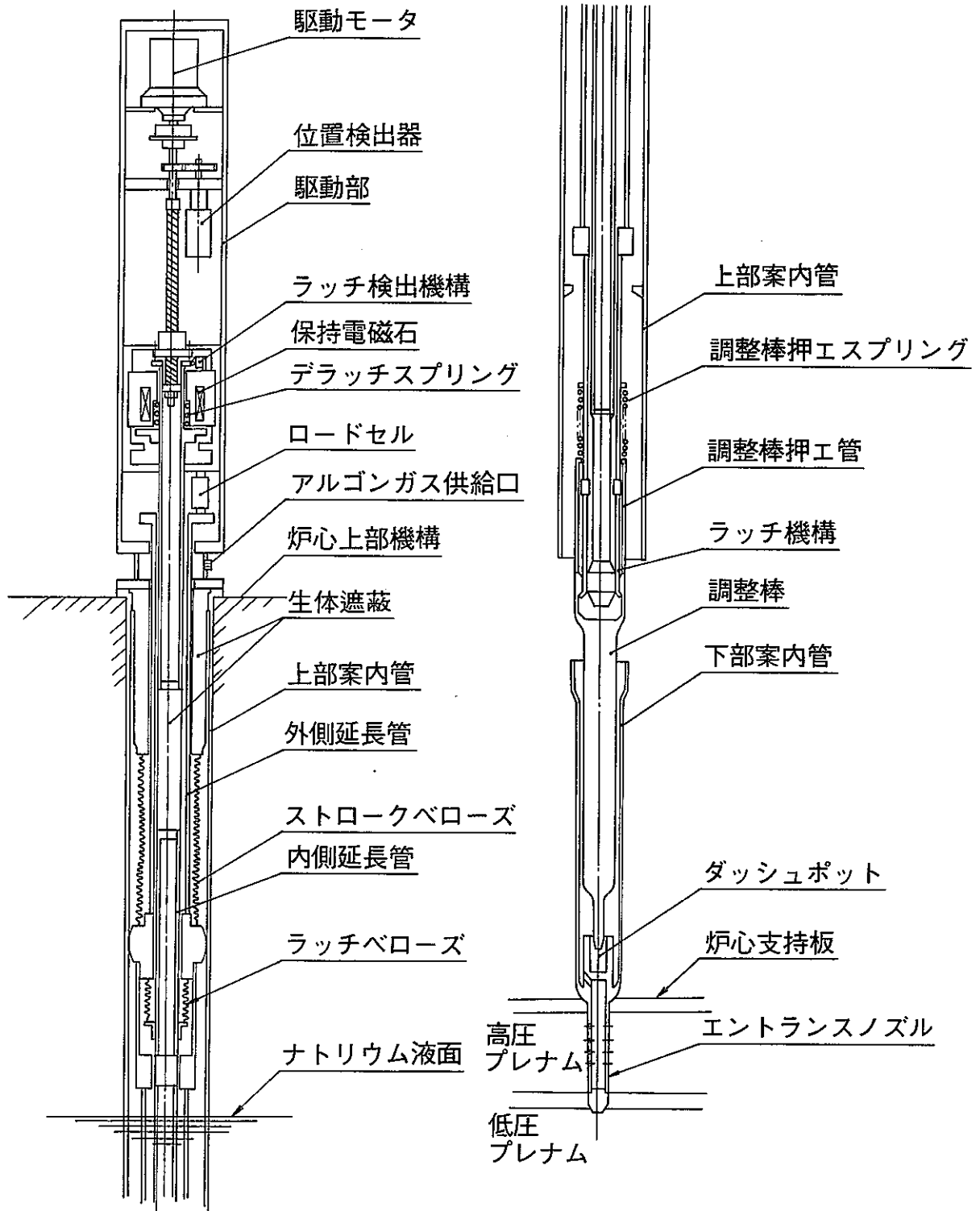
2-2 図 炉心部構成図



2-3 図 制御棒構造概要図



2-4 図 安全棒および安全棒駆動機構概念図



2-5 図 調整棒および調整棒駆動機構概念図

### 3. 試験の方法

#### 3.1 制御棒校正

##### (1) 運転条件

運転モードは「低出力」とする。但し「調整棒引抜き」インタロックはバイパスする。原子炉出力は1kW～10kWとし、1次冷却材温度は約250℃、1次冷却材流量は定格流量とする。

##### (2) 制御棒校正

###### i) 制御棒校正

正の炉周期法と臨界法(置換法)を組み合わせて行い、必要に応じ未臨界法も用いる。あらかじめ6本の制御棒のうちの1本を用いて基準となる反応度(ペリオドが約30秒相当)を正炉周期法で測定しておく。この基準となる反応度から置換法により全制御棒を校正し校正曲線を求める。尚、炉の余剰反応度が制御棒1本分に満たない場合は未臨界法を用いる。

###### ii) 制御棒の反応度価値

上記「制御棒校正」及び3.2項で述べる「スクラム時間測定」の試験結果から求まる各制御棒の反応度価値から、反応度制御能力として安全棒4本で $0.056 \Delta k/k$ 以上、調整棒2本で $0.028 \Delta k/k$ 以上であることを確認する。

#### 3.2 スクラム時間

##### (1) 運転条件

運転モードは「起動」とする。原子炉出力は約1kWとし1次冷却材温度は250℃とする。

##### (2) スクラム時間測定

機械的方法及び核的方法の2つを用い、安全棒4本をそれぞれ単独に落下にさせ、落下に要する時間を測定する。尚、核的方法の場合にはスクラム時間と共に4本の安全棒のそれぞれの反応度価値も求め、また複数本の安全棒を同時に落下させることにより、それら制御棒間の干渉効果も調べる。

###### i) 機械的方法

中央制御室内の原子炉制御盤または補助継電器盤より、マグネット電源OFF信号、ラッチ信号、デラッチ信号、スクラム時間測定用の位置検出コイル(下端より120mm)

の4信号を電磁オシロに記録し、その読みから落下時間を求める。

ii) 核的方法

制御棒の落下挿入にともなう中性子束の時間的变化をきわめて速い周期(数10msec)でマルチスケラーに記憶し、この測定値から逆時間動特性方程式を解析することにより挿入にともなう反応度、時間的变化および制御棒の落下時間を測定する。

3.3 炉停止余裕

ワンロードスタックの設計基準の確認を行う。

- i) 最大の制御棒効果をもつ安全棒1本を全引抜き、他の安全棒を全挿入し、体系の温度250℃で未臨界であることを確認すると同時に未臨界度を求める。(調整棒は全引抜き)
- ii) 最大の制御棒効果をもつ制御棒1本を全引抜き、他の制御棒を全挿入し、体系の温度250℃での未臨界度を求める。反応度の温度係数より100℃～250℃の炉の余剰反応度の変化分を求め、これが上で求めた未臨界度に比し小さいことを確認する。

3.4 制御棒振動効果

- (1) 運転モードは「低出力」とする。但し「1次冷却材流量低」インタロックはバイパスする。原子炉出力は約1kWとし、1次冷却材温度は250℃とする。1次冷却材流量は約20%～110%とする。

(2) 制御棒振動効果

中性子計装としては中間出力系を線型な出力として使用し、この出力をデータレコーダを介して周波数分析器に入力し、いかなる周波数領域で振動が起るか調べる。中間出力系の出力はまた反応度計へ入力し、振動による反応度の変動を調べる。

上記のことを制御棒位置および1次系Na流量を変化させて測定し、いかなる状態の時に振動が起りやすいか調べる。また音響法による制御棒振動スペクトル測定の結果と比較する。

3.5 制御棒浮き上り

(1) 運転条件

運転モードは「起動」とする。但し「バイパス調整棒」「バイパス引抜順序」及び「1次冷却材流量低」インタロックはバイパスする。原子炉は約10℄程度の未臨界とし、1次冷却材温度は250℃とする。1次冷却材流量は約20%～110%とする。

(2) 制御棒浮き上り

測定すべき制御棒を全挿入し、デラッチ後延長管を数10mm引上げた所で止めておく。他の制御棒は通常操作で原子炉を約10℄の未臨界にする。主1次系Na流量を30%から



上げていく。中性子計装（臨界近接予備チャンネルを使用）を監視することにより制御棒の浮き上がりが何％流量で発生するかを知る。

### 3.6 制御棒熱膨張効果

#### (1) 運転条件

運転モードは「起動」とする。原子炉は未臨界とし1次冷却材温度は170℃～250℃とする。

#### (2) 制御棒熱膨張効果

1次冷却材温度170℃で全制御棒を下端位置にし、ロードセルが制御棒の荷重をまさ感じ始める点の制御棒位置指示計の読みを記録する。

次に1次冷却材温度を250℃に上げ、前と同様ロードセルが制御棒の荷重をまさ感じ始める点の制御棒位置指示計の読みを記録する。

170℃での位置指示計の読みと250℃での位置指示計の読みの差から制御棒の延長管の熱膨張効果を求める。

#### 4. 試験実施予定時期と期間

「常陽」の臨界達成は昭和 年 月頃の予定であり、臨界達成から1カ月後に初期炉心を構成し、低出力試験が始まる。制御棒特性の試験は主としてこの低出力試験期間中の初期炉心で行う。

試験に必要な期間は約2週間である。

- |              |     |
|--------------|-----|
| (1) 制御棒校正    | 4日間 |
| (2) スクラム時間測定 | 2日間 |
| (3) 制御棒振動効果  | 3日間 |
| (4) 制御棒浮き上り  | 2日間 |
| (5) 制御棒熱膨張効果 | 2日間 |

## 付録1 「常陽」中性子計装測定レンジ

「常陽」の中性子計装は正規のものとして

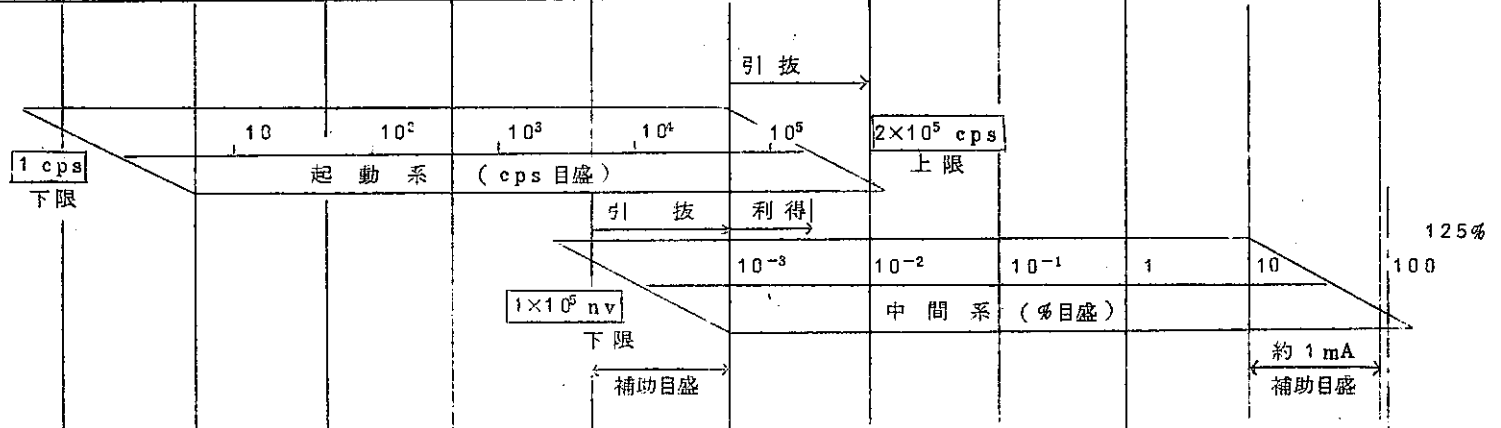
- 起 動 系 …… 核分裂計数管, 対数表示
- 中間出力系 …… 核分裂計数管(キャンベル法), 対数表示
- 線型出力系 …… C I C, 線型表示

の3系統がある。それぞれの測定レンジは付図 1.1 に示す通りである。制御棒特性の試験を行う上で線型表示が必要となる場合があるが、正規の中性子計装では線型出力系(1MW 以上の高出力で作動)のみで低出力の試験には使えない。そこで中間出力系を線型表示する測定系を計画中である。

また、C I Cを正規の位置よりも炉心に近づけた特設C I Cも用意されており、この場合、正規の線型出力系よりも約1桁下のレンジまで測定可能となる。

— 炉 出 力 —											
10 <sup>-9</sup> %	10 <sup>-8</sup> %	10 <sup>-7</sup> %	10 <sup>-6</sup> %	10 <sup>-5</sup> %	10 <sup>-4</sup> %	10 <sup>-3</sup> %	10 <sup>-2</sup> %	10 <sup>-1</sup> %	1%	10%	100%
10 <sup>-11</sup>	10 <sup>-10</sup>	10 <sup>-9</sup>	10 <sup>-8</sup>	10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-3</sup>	10 <sup>-2</sup>	10 <sup>-1</sup>	
1.9	1.9×10	1.9×10 <sup>2</sup>	1.9×10 <sup>3</sup>	1.9×10 <sup>4</sup>	1.9×10 <sup>5</sup>	1.9×10 <sup>6</sup>	1.9×10 <sup>7</sup>	1.9×10 <sup>8</sup>	1.9×10 <sup>9</sup>	1.9×10 <sup>10</sup>	max 1.9×10 <sup>11</sup>
0.51	5.1	5.1×10	5.1×10 <sup>2</sup>	5.1×10 <sup>3</sup>	5.1×10 <sup>4</sup>	5.1×10 <sup>5</sup>	5.1×10 <sup>6</sup>	5.1×10 <sup>7</sup>	5.1×10 <sup>8</sup>	5.1×10 <sup>9</sup>	TYP 5.1×10 <sup>10</sup>
0.09	0.9	9.0	9.0×10	9.0×10 <sup>2</sup>	9.0×10 <sup>3</sup>	9.0×10 <sup>4</sup>	9.0×10 <sup>5</sup>	9.0×10 <sup>6</sup>	9.0×10 <sup>7</sup>	9.0×10 <sup>8</sup>	min 9.0×10 <sup>9</sup>

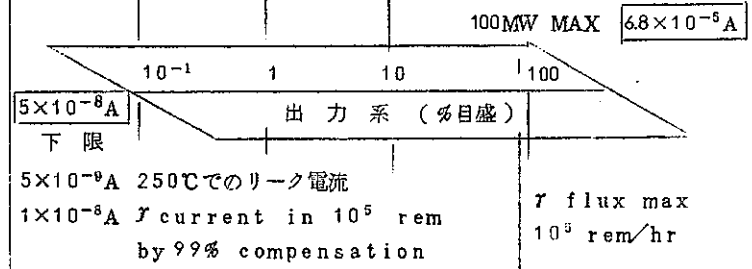
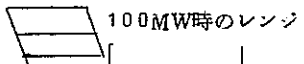
起動系, 中間出力系位置の中性子束推定値  
100MW時  
[nv]



3.4×10 <sup>4</sup>	3.4×10 <sup>5</sup>	3.4×10 <sup>6</sup>	3.4×10 <sup>7</sup>	3.4×10 <sup>8</sup>	3.4×10 <sup>9</sup>
9.4×10 <sup>3</sup>	9.4×10 <sup>4</sup>	9.4×10 <sup>5</sup>	9.4×10 <sup>6</sup>	9.4×10 <sup>7</sup>	9.4×10 <sup>8</sup>
1.6×10 <sup>3</sup>	1.6×10 <sup>4</sup>	1.6×10 <sup>5</sup>	1.6×10 <sup>6</sup>	1.6×10 <sup>7</sup>	1.6×10 <sup>8</sup>

出力系位置の中性子束推定値  
100MW時  
[nv]

〔備考〕



付図 1.1 中性子計装測定領域関係図

## 付録2 制御棒振動の可能性

制御棒とそれを受入れる下部案内管の間には、下記の半径間隙がある。

調整棒 約 1mm

安全棒 約 5mm

従って、Naの流れによる制御棒の横振れの起る可能性がある。この振動による反応度の変動分は核設計でも検討されており下記の通りである。(核設計-II)

安全棒4本は引抜状態、調整棒2本は250℃における余剰反応度を制御する位置にあるとして、

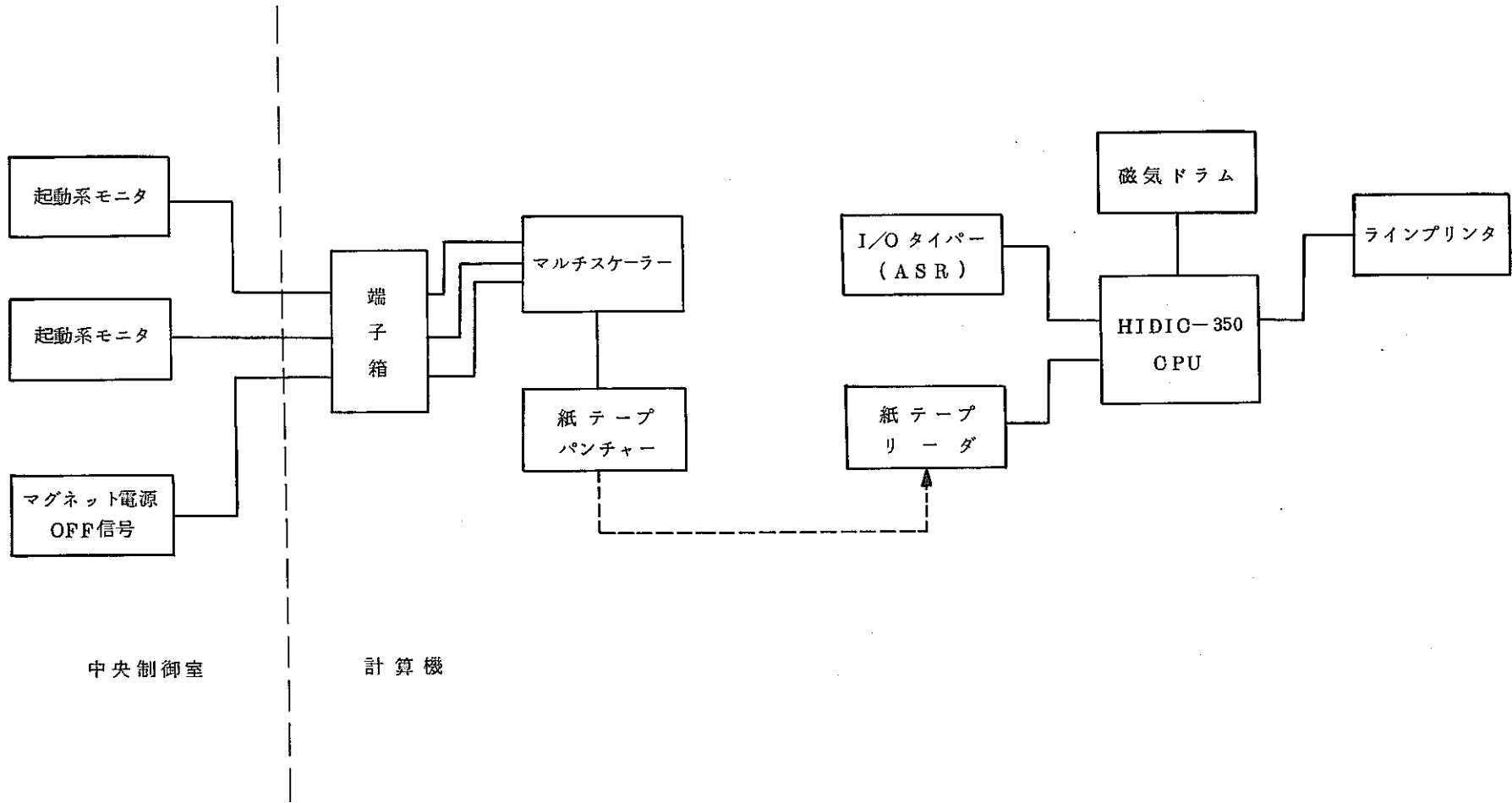
起動開始時最大  $\pm 3.7 \%$

” 最確値  $\pm 1.2 \%$

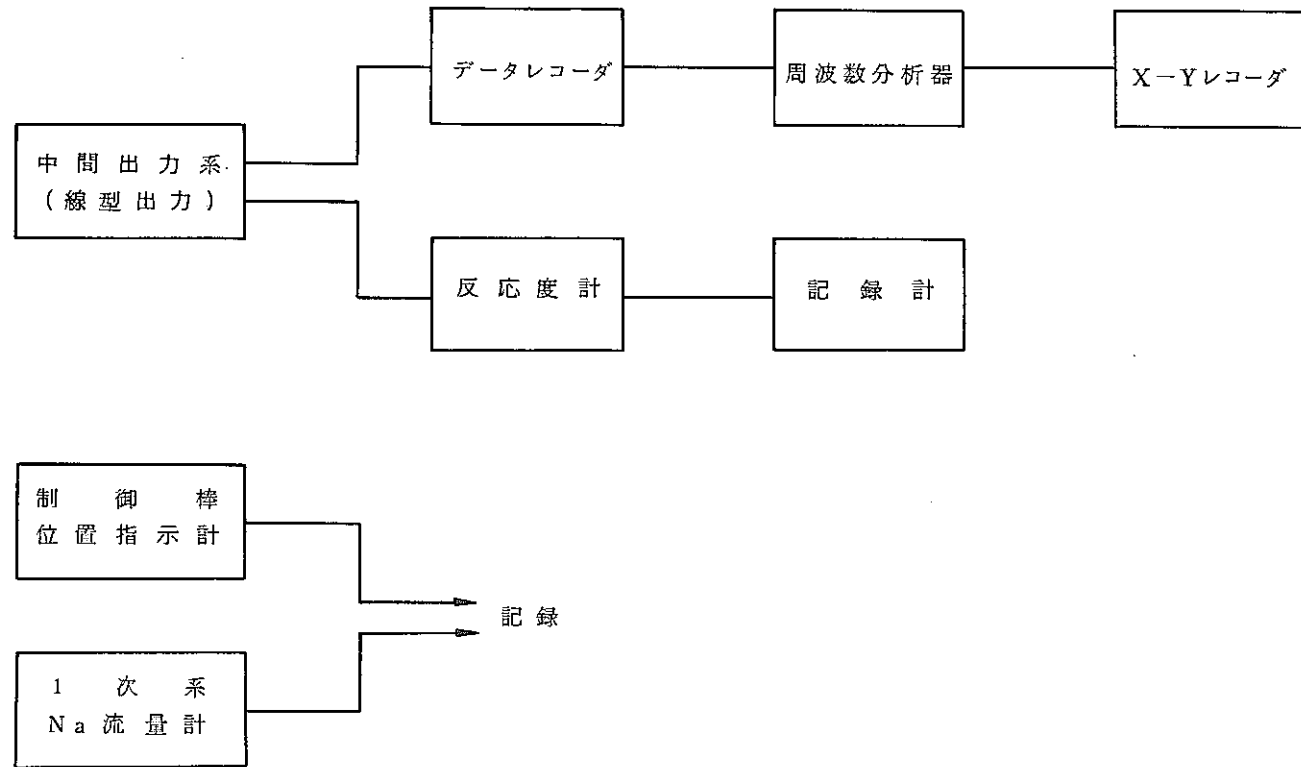
### 付録3 制御棒浮き上り試験時の安全性について

制御棒の延長管は制御棒をデラッチ後、数10mm引上げた位置にとめておくため、制御棒の浮き上りが起ってもこの位置より上へは浮き上がらない。

試験は約10ℓの未臨界で行い延長管を引上げる数10mmの値については、制御棒較正で求める較正曲線より10ℓ以下のストロークにしておくため制御棒の浮き上りが起っても臨界を超えることはない。



付図 3.1 スクラム時間測定試験装置ブロック図



付図 3.2 制御棒振動効果測定ブロック図



### I - 3 反 応 度 効 果

NT-31	燃料等価反応度
NT-32	ナトリウムボイド効果
NT-33	等温係数
NT-34	出力係数
NT-35	燃焼係数

## 目 次

1. 試験目的 .....	63
2. 系統設備の概要 .....	64
2.1 初期炉心 .....	64
2.2 炉心特性 .....	64
3. 試験の方法 .....	67
3.1 燃料等価反応度 .....	67
3.2 ナトリウムボイド効果 .....	67
3.3 等温係数 .....	68
3.4 流量係数 .....	68
3.5 出力係数 .....	68
3.6 燃焼係数 .....	69
4. 試験実施予定時期と期間 .....	70
付録1 設計計算による予想反応度効果量 .....	71
付録2 ナトリウムボイド用集合体 .....	73

## 1. 試験目的

低出力試験時及び出力上昇試験時に下記の項目を測定して、設計仕様を満足することを確認する。

### i) 低出力試験時

燃料等価反応度

ナトリウムボイド効果

等温係数

### ii) 出力上昇試験時

流量係数

出力係数

燃焼係数

## 2. 系統設備の概要

### 2.1 初期炉心

初期炉心の燃料集合体数は67と予想されており、第2.1-1図に示す炉心形状となる。

炉心部領域内には、2本の調整棒と4本の安全棒を有し、炉心領域の周辺は劣化ウランを主体とするブランケット領域があり、更にその外周はスチールの反射体領域となっている。

中性子源は低出力試験時には、炉心領域との境界のブランケット領域内(5C2)に装荷されるが、出力上昇以降は、外側ブランケットに装荷される。

### 2.2 炉心特性

#### (1) 核特性

炉心中性子束(50MW時最大)  $1.9 \times 10^{15}$  nV

動特性パラメータ(制御棒引抜時)

即発中性子寿命  $2.8 \times 10^{-7}$  sec

遅発中性子割合 0.0050

反応度係数(付録2参照)

余剰反応度(100℃) 4.5 % $\Delta$ k/k 以下

(250℃) 2.7 % $\Delta$ k/k

周辺燃料集合体価値(ブランケット置換) 0.35% $\Delta$ k/k

ナトリウムボイド係数(中心チャンネル) -0.09% $\Delta$ k/k

等温係数(150 ~ 250℃)  $-3.6 \times 10^{-3}$  % $\Delta$ k/k/℃

流量係数(50MW時)  $9.3 \times 10^{-2}$  % $\Delta$ k/k/ $\Delta$ F/F

出力係数(40 ~ 50MW時)  $-9.3 \times 10^{-3}$  % $\Delta$ k/k/MW

燃焼係数(50MW)  $-7.93 \times 10^{-3}$  % $\Delta$ k/k/DAY

制御棒特性

制御棒反応度価値(1本) 1.4% $\Delta$ k/k 以上

反応度付加率 0.015% $\Delta$ k/k/sec 以下

全制御棒反応度 8.4% $\Delta$ k/k 以上

(2) 熱特性 (最大出力時)<sup>(注)</sup>

原子炉熱出力	50MW
出力密度	202/374 kW/ℓ
1次冷却材流量	2200 t/h
炉心部冷却材流量	450kg/sec
半径方向ブランケット冷却材流量	100kg/sec
冷却材温度 原子炉入口/出口	370/435℃
被覆管最高温度	560℃
ペレット # (定格)	1570℃

(注) 出力上昇時の温度(℃)は下記の通り

	出力		
	10MW	25MW	50MW
炉心燃料(平均)	461	598	829
炉心出口温度	388	415	460

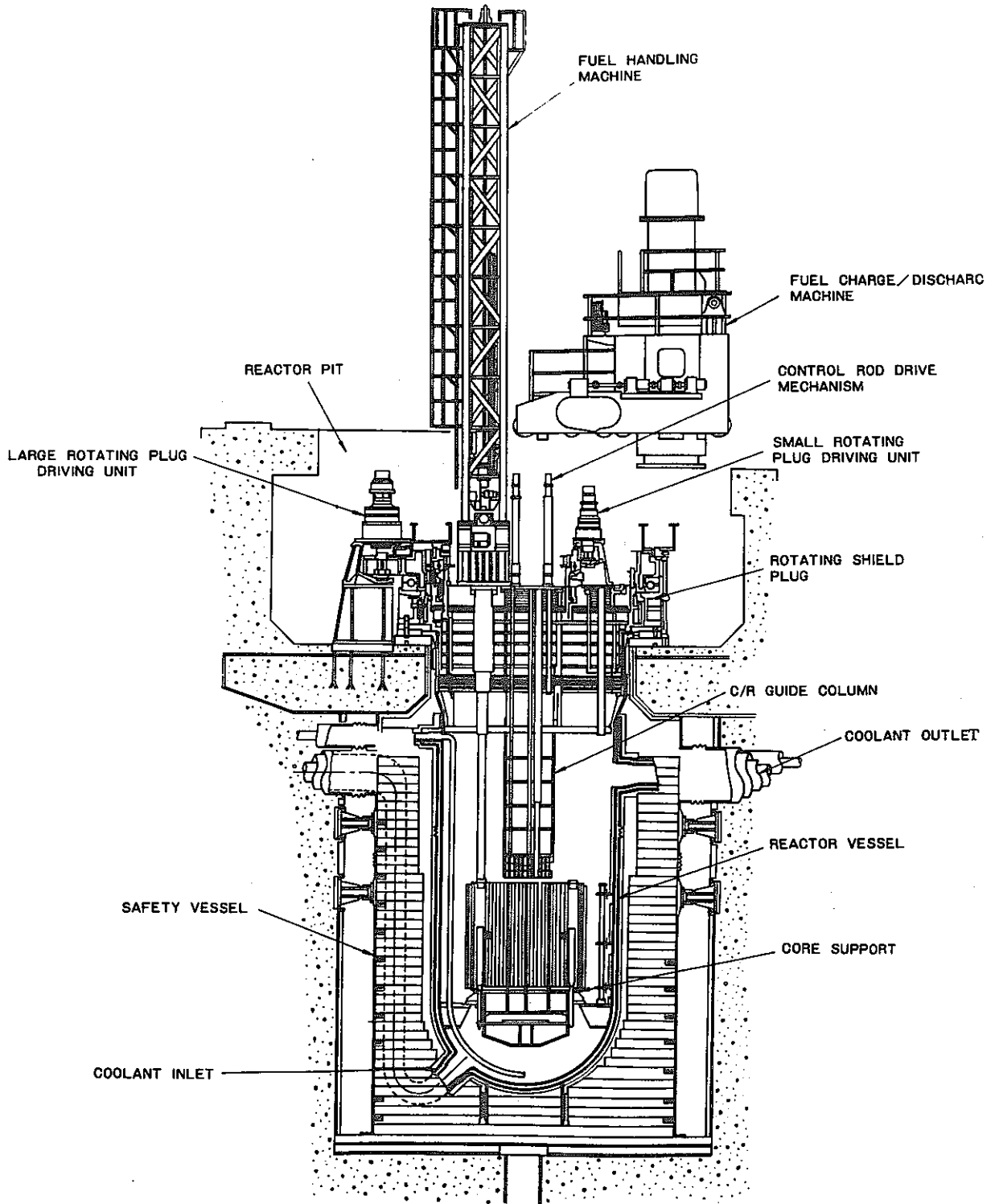


Fig.2 VERTICAL CROSS SECTION OF REACTOR AND CORE CONFIGURATION OF JOYO

(A) VERTICAL CROSS SECTION OF REACTOR

第 2.1-1 図 炉心部構成図

### 3. 試験の方法

#### 3.1 燃料等価反応度

##### i) 運転条件

- (1) 運転モード 「燃料交換モード」, 「起動モード」
- (2) インタロックバイパス条件 流量低スクラム
- (3) その他 中性子源引抜装置使用

##### ii) 測定方法

###### (1) 周辺燃料価値

炉心周辺の境界形状の異なる位置, 数点について燃料—ブランケット集合体の置換反応度を測定する。

###### (2) 集合体—ナトリウム置換反応度価値

集合体1体を引抜き, 臨界法によりナトリウムとの置換反応度価値を測定する。測定は, 炉心燃料領域から反射体領域まで, 代表的な数点について行なう。

###### (3) 再現性

集合体の置換前と後の臨界点を測定して, 集合体の均一性と炉心再現性についてのデータを得る。

#### 3.2 ナトリウムボイド測定

##### i) 運転条件

3.1のi)と同じ

##### ii) 測定方法

###### (1) ボイド分布

ナトリウムボイド集合体(付録3参照)を用いて, 集合体内のナトリウムが全部抜けた場合について, 反応度効果を臨界法で測定する。

炉心半径方向について炉心領域からブランケット領域までナトリウムボイド集合体を1体つつ置換することによって, ボイド反応度分布を得る。

###### (2) ボイド干渉効果

前記のナトリウムボイド用集合体2体を用いて, ボイドの干渉効果を測定する。

測定位置は, 炉心中心の外に炉心部, ブランケット部について数点で測定する。

## 3.3 等温係数

## i) 運転条件

- |                |            |
|----------------|------------|
| (1) 運転モード      | 起動モード      |
| (2) インタロックバイパス | 流量低スクラム    |
| (3) その他        | 中性子源引抜装置使用 |

## ii) 測定方法

冷却材の予熱系を調整することによって、1次冷却材温度を170℃～250℃の範囲で変化させ、温度上昇時と下降時について、約10℃おきに、臨界法により、反応度変化量を測定する。

## 3.4 流量係数

## i) 運転条件

- |                |         |
|----------------|---------|
| (1) 運転モード      | 高出力モード  |
| (2) インタロックバイパス | 流量低アラーム |

## ii) 測定方法

## (1) 定出力測定

原子炉出力が、20～40 MW時の2～3点について、出力レベル（中性子束）を一定に保ち、一次冷却材流量を約10%減少させる。

炉心の温度分布が平衡状態に達したところで、臨界法により反応度変化量を測定する。

## (2) 定温度測定

上記(1)測定後、原子炉出力レベル（中性子束）を低下させ、炉心出口温度が流量減少前と等しくなった時の原子炉出力と臨界点の測定を行なう。

## 3.5 出力係数

## i) 運転条件

- |                |        |
|----------------|--------|
| (1) 運転モードスイッチ  | 高出力モード |
| (2) インタロックバイパス | なし     |

## ii) 出力係数

原子炉出力上昇時の各ステップに於いて、原子炉出力を一定に保ち、臨界時の制御棒位置を測定し、出力上昇に伴って、減少する炉心の反応度を求める。



### 3.6 燃焼係数

#### i) 運転条件

3.4 の i) と同じ

#### ii) 燃焼係数

連続最大出力運転時（50MW約100時間）の制御棒位置データより，燃焼に伴って減少する炉心の反応度を得る。

#### 4. 試験実施予定時期と期間

臨界試験で、初期炉心が構成されて、制御棒特性の試験が終了した後に本試験を開始する。

試験開始の時期は、臨界達成後、約1.5ヶ月頃になる。

本試験のうち、3.4～3.5項の試験は、低出力試験が終了した後の出力上昇試験時に行なう。

下記に各試験時期と必要な時間を示す。

##### (1) 低出力試験時

(イ) 燃料等価反応度 1週間

(ロ) ナトリウムボイド効果 同上

(ハ) 等温係数 同上

##### (2) 出力上昇試験時

(イ) 流量係数 } 1週間

(ロ) 出力係数 } 1週間

(ハ) 燃焼係数 1週間

## 付録1 設計計算による予想反応度効果量 (注)

## a) 燃料等価反応度 (250 °C)

領域	置換対象集合体 (1体)	反応度差 (% $\Delta k/k$ )
炉心周辺	ブランケット → 炉心燃料	0.35
同上	炉心燃料 → ナトリウム	0.8
同上	ブランケット → ナトリウム	0.4
炉心中心	炉心燃料 → ナトリウム	1.85

## b) ナトリウムボイド効果

炉内位置	範囲	反応度差 (% $\Delta k/k$ )
炉心中心	燃料集合体1チャンネル	-0.09
炉心周辺	同上	-0.06
同上	ブランケット燃料1チャンネル	-0.02
径ブランケット領域 (第8列)	同上	-0.001以下
炉心	炉心燃料全域	-3.39
径ブランケット領域	径ブランケット全域	-1.32
軸ブランケット領域	軸ブランケット全域	-0.95

## c) 等温係数

炉心温度 (°C)	等温係数 ( $\times 10^{-3}$ % $\Delta k/k/^\circ C$ )
100 ~ 150	-3.73
150 ~ 250	-3.63
250 ~ 370	-3.56

(注) 一部の反応度効果量は「常陽特性試験の予備解析」による

## d) 流量係数

50 MW時

Na 流量 (%)	反応度変化量 ( $\times 10^{-5} \Delta k/k$ )	温度差 ( $^{\circ}C$ )	
		炉心	軸上ブランケット
120	16.0	-9	-15
110	9.0	-5	-8
100	0	0	0
90	-9.4	5	10
80	-25.6	14	22
50	-97.8	49	88

## e) 出力係数

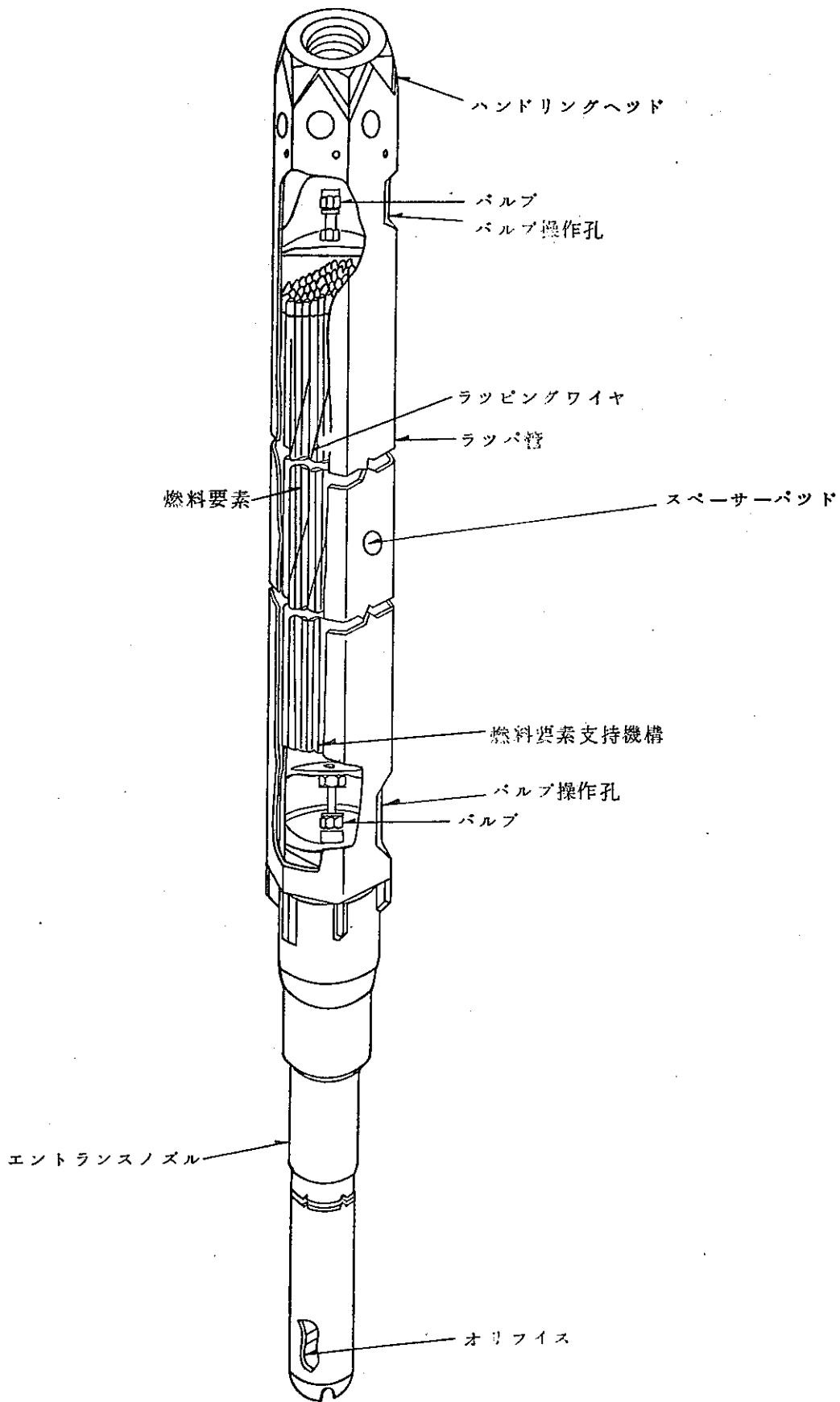
出力 (MW)	出力係数 ( $\times 10^{-3} \% \Delta k/k/MW$ )
0 ~ 10	-7.74
10 ~ 20	-7.35
20 ~ 30	-7.14
30 ~ 40	-6.94
40 ~ 50	-9.3 ×

## f) 燃焼係数

50 MW運転に於いて

 $-7.93 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/DAY$





付図 3-1 ナトリウムボイド用炉心燃料集合体

I - 4 出力較正，出力分布

NT-41 核出力較正

NT-42 出力分布

## 目 次

1. 試 験 目 的 .....	77
2. 系 統 設 備 の 概 要 .....	78
3. 試 験 の 方 法 .....	83
3.1 出 力 仮 較 正 .....	83
3.2 出 力 分 布 .....	83
3.3 中 性 子 束 分 布 .....	84
4. 試 験 実 施 予 定 時 期 お よ び 期 間 .....	86

### 付 録

- I 試 験 装 置 概 要
- II 測 定 系 ブ ロ ッ ク 図



## 1. 試 験 目 的

各種核分裂計数管，核分裂箔および放射化箔を用いて，低出力時における原子炉出力の仮較正，炉内各点における出力分布，中性子束分布を測定し，低出力試験以降の出力上昇の安全性を確保することを目的とする。

## 2. 系統設備の概要

本試験は、炉内の特殊燃料集合体に回転プラグ上より検出器類を挿入して行なうものである。ここでは試験に関連する原子炉施設の概要および各種設計データについて記述する。

### (1) 炉心構成

炉心部の構成を第1図に示す。

本試験では、これら燃料集合体の一部を試験用特殊燃料集合体に置き換えて行なうものである。

### (2) 中性子計装設備

原子炉出力仮校正の対象となる中性子計装設備は、起動系、中間出力系、線形出力系の3系統から成り、安全性確保のため、それぞれ2または3の計測系で構成されている。

第2図に示す様に、起動系は原子炉出力(100MW時)の約 $2 \times 10^{-3}$  %から $5 \times 10^{-3}$  %、中間出力系は $\times 10^{-3}$ から10 %、線形出力系は約1 %から125 %の間の中性子束を測定できる様設計されている。

尚、中性子計装設備の配置を第3図に示す。

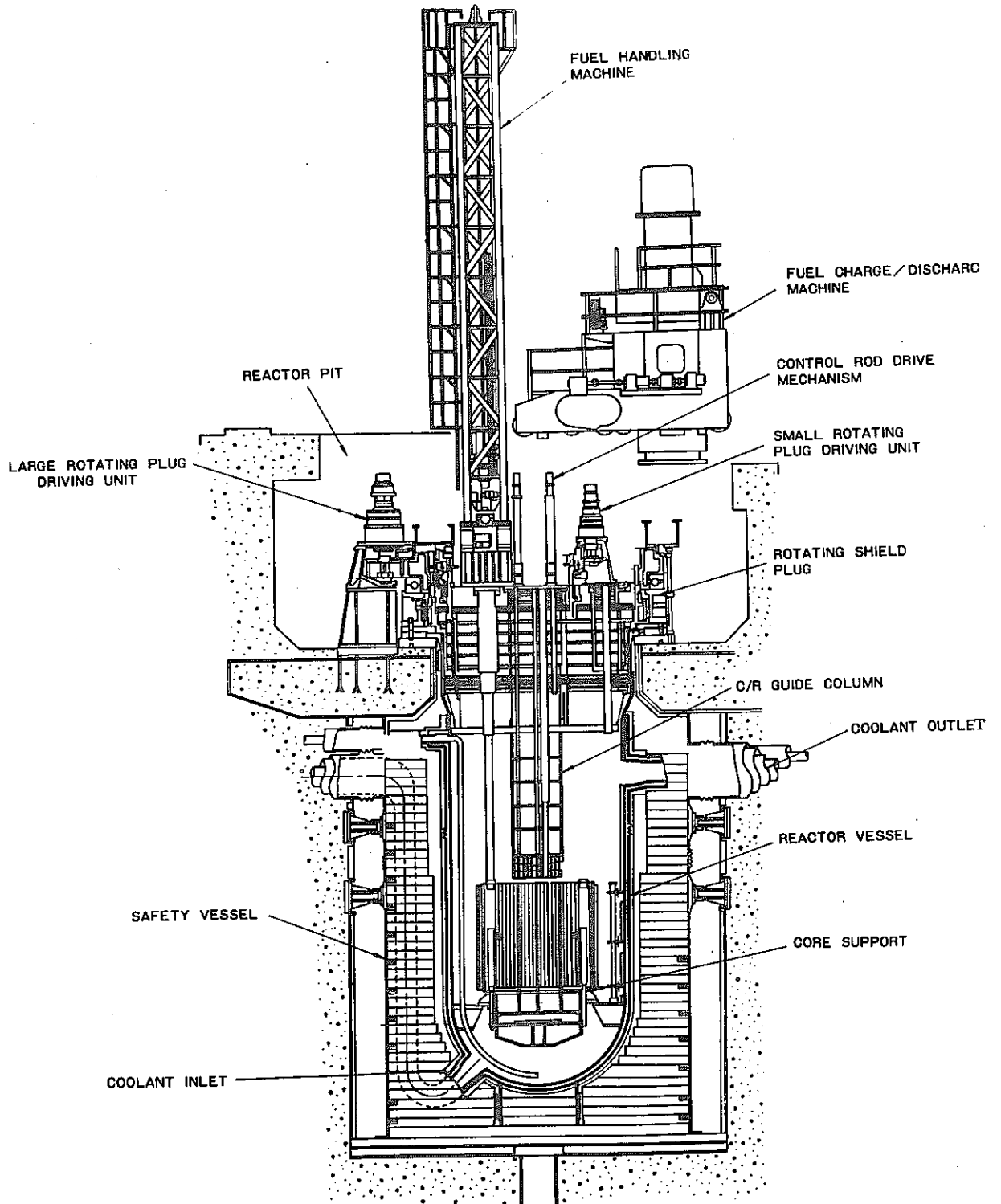
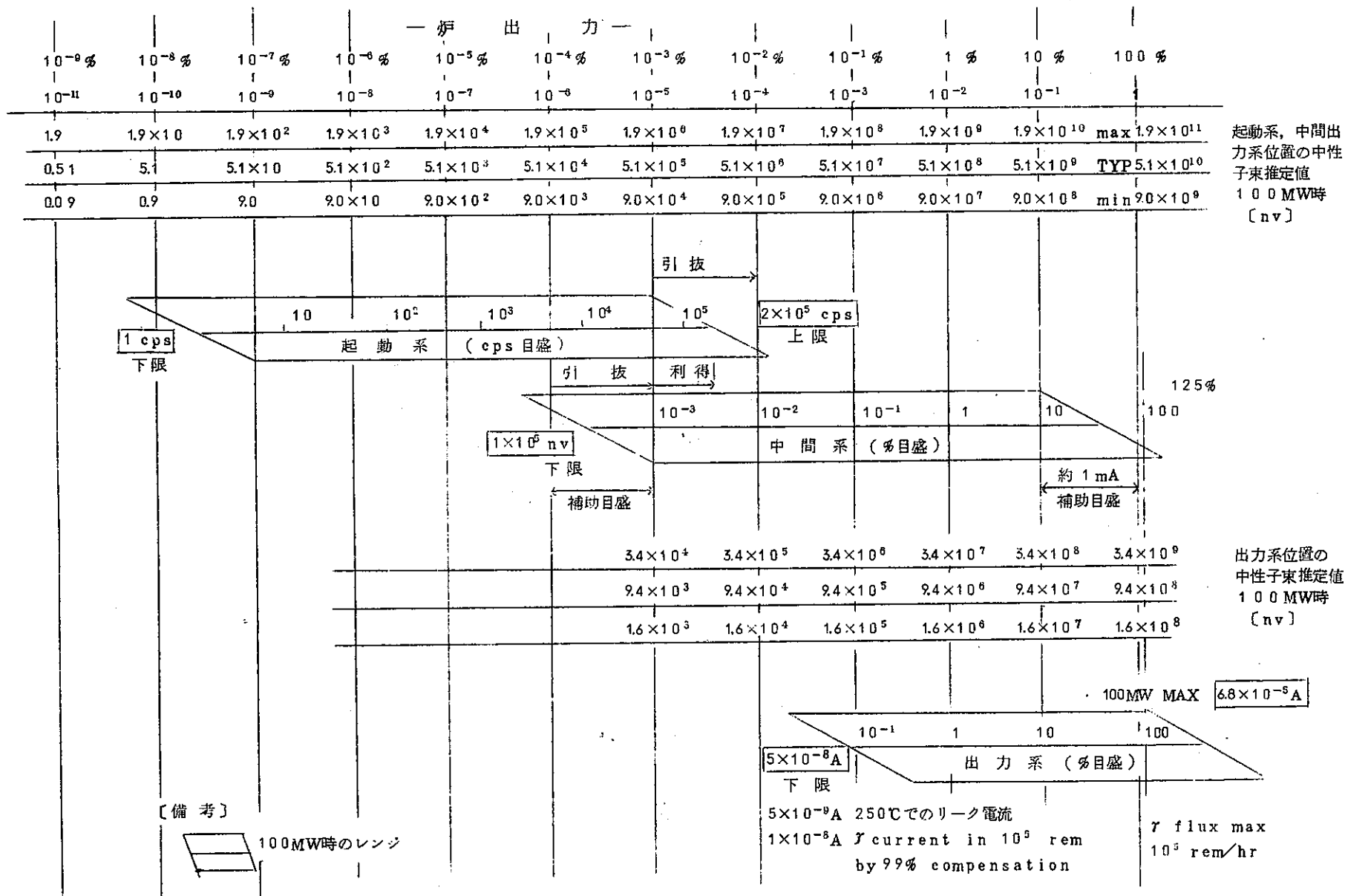


Fig.2 VERTICAL CROSS SECTION OF REACTOR AND CORE CONFIGURATION OF JOYO

(A) VERTICAL CROSS SECTION OF REACTOR

第 1 図 炉心部構成図



第 2 図 中性子計装設備測定範囲

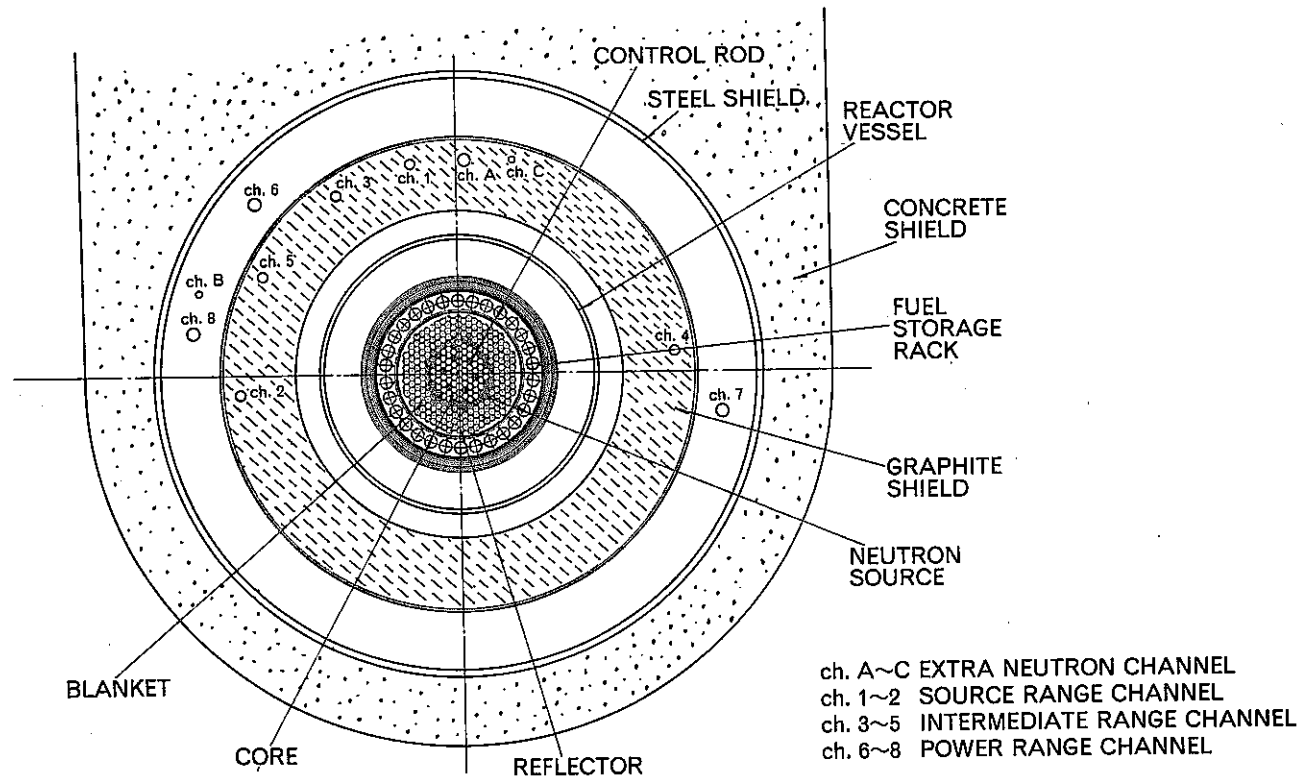


FIG. 2.1 NEUTRON COUNTER LOCATION

第 3 図 中性子計装設備配置図

(3) 設計データ

高速実験炉の核設計によると、本試験に関連する計算データとして下表の数値が与えられている。

項 目	設 計 値
核種別出力分担率 (1) (炉心平均)	$\text{Pu}^{239}/\text{U}^{235}/\text{U}^{238} = 42/51/7$
出力分担率 (1) (制御棒引抜時)	炉心/径ブランケット/軸ブランケット= 93.2/5.1/1.7
炉心ピーキングファクター (1) (制御棒引抜時)	1.67
平均中性子束 (1) (制御棒引抜時) (100 MW時)	炉 心 $1.33 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 径ブランケット $1.87 \times 10^{14}$ " 軸ブランケット $3.71 \times 10^{14}$ "
反 応 率 比 (2)	F9/F5 1.059 F8/F5 0.045 C8/F5 0.125
中性子平均エネルギー (1)	炉 中 心 287 KeV 炉 心 256 径ブランケット 76 軸ブランケット 109 反 射 体 25
増 殖 比 (1)	炉 心 0.21 径ブランケット 0.64 軸ブランケット 0.16 炉 全 体 1.01

(1) 昭和27年9月 常陽核設計(Ⅱ)核設計計算書(第1期出力炉心設計),

(2) 1975. 3月 「常陽」特性試験の予備解析(1-1),

### 3. 試験の方法

#### 3.1 出力校正

##### (1) 運転条件

- |              |                               |
|--------------|-------------------------------|
| (イ) 原子炉運転モード | 「起動」, 「低出力」                   |
| (ロ) 原子炉出力    | 最高 10 kW                      |
| (ハ) 冷却材温度    | 約 170 ~ 250 °C                |
| (ニ) 冷却材流量    | 30 % 流量 ( 「流量低」 インターロックバイパス ) |

##### (2) 試験方法

###### (イ) 出力校正

温度一定 ( 約 200 °C ) のもとで、ポット内燃料を中性子計装設備に影響を与えない位置におき、校正された核分裂計数管 (  $U^{235}$  塗付 ) を中性子検出器駆動装置により検出器案内管を介して炉心中心に装荷された出力分布測定用炉心燃料集合体内に挿入し、原子炉出力を約 10 kW まで段階的に ( 約 10 ステップ ) 上昇させて核分裂率の絶対測定を行ない、計算によって求めた測定点と炉心平均の出力器を用いて炉心出力を決定し、中性子計装設備の校正を行なう。

計測系のブロック図を付録第 II - 1 図に示す。

###### (ロ) 温度効果

一定出力 ( 約 1 kW ) のもとで、冷却材温度を約 170 °C から 250 °C まで変化させて測定を行ない、冷却材温度変化による中性子計数値への影響を調べる。

###### (ハ) ポット内燃料による効果

一定出力 ( 約 1 kW ) のもとで、ポット内燃料の配置を変えて、ポット内燃料の存在による中性子計数値への影響を調べる。

#### 3.2 出力分布

##### (1) 運転条件

- |              |                               |
|--------------|-------------------------------|
| (イ) 原子炉運転モード | 「低出力」                         |
| (ロ) 原子炉出力    | 最高 10 kW                      |
| (ハ) 冷却材温度    | 約 200 °C                      |
| (ニ) 冷却材流量    | 30 % 流量 ( 「流量低」 インターロックバイパス ) |
| (ホ) 箔照射時間    | 約 2 時間                        |

## (2) 試験方法

## (イ) 核分裂計数管

中性子検出器駆動装置により各種核分裂計数管 ( $U^{235}$   $U^{238}$   $Pu^{239}$   $Pu^{240}$   $Th^{232}$ ) を炉心中心の出力分布測定用特殊燃料集合体内に挿入し約 50 mm 毎に核分裂率の測定を行なう。

## (ロ) 核分裂箔

各種核分裂箔を装荷した箔ホルダーを箔ホルダー取扱装置により炉内各点の出力分布測定用特殊燃料集合体内に挿入し約 2 時間の照射を行なう。照射後、箔ホルダー取扱装置により取出した箔ホルダーをアルゴンガス雰囲気ボックス内で解体し、照射箔を取出し、付録第 II - 2 図に示す放射線測定系で  $\gamma$  線放射能強度を測定することにより、核分裂率および中性子捕獲率の分布を求める。尚、これらデータにより、さらに炉心各領域における増殖比も求める。

照射位置は下記の通りである。

- |                |  |
|----------------|--|
| i) 軸方向分布       | 炉心中心位置で炉心部内 4 点、上部ブランケット内 3 点<br>の計 7 点        |
| ii) 半径方向分布     | 炉心中心レベルおよびそれより上部に 100 mm 間隔で 2<br>ヶ所、計 3 つのレベル |
| iii) 調整棒まわり分布  | 軸方向に ii) と同様に 3 点                              |
| iv) 燃料貯蔵ラック内分布 | 同上   |

## 3.3 中性子束分布

## (1) 運転条件

- |              |                            |
|--------------|----------------------------|
| (イ) 原子炉運転モード | 「低出力」                      |
| (ロ) 原子炉出力    | 最高 10 kW                   |
| (ハ) 冷却材温度    | 約 200 °C                   |
| (ニ) 冷却材流量    | 30 % 流量 (「流量低」インターロックバイパス) |
| (ホ) 箔照射時間    | 約 2 時間                     |

## (2) 試験方法

各種放射化箔 (Au 箔を主に Ni, Cu, Mn 箔も使用) を 3.2 (2) と同様な方法により照射、測定する。測定は付録第 II - 2 図の  $\gamma$  線測定のほか、必要に応じて付録第 II - 3 図に示す同時計数測定も用いる。



照射位置は下記の通りである。

- i) 軸方向分布                      炉心中心位置および炉心—ブランケット境界位置で炉心  
部内7点，ブランケット部内7点の計14点
- ii) 半径方向分布                    炉心中心レベルおよびそれより上部に100 mm 間隔で  
2ヶ所の計3つのレベル
- iii) 調整棒まわり分布              軸方向に i) と同様に14点

#### 4. 試験実施予定時期および期間

高速実験炉は臨界を 年 月頃に予定しており，臨界達成から約 1 ヶ月後に初期炉心を構成し低出力試験を実施する。

低出力試験は約 4 ヶ月間を予定しているが，本試験は低出力試験期間中適宜実施する。

また，本試験において要する原子炉専有期間は延べ日数で下記の通りである。（据付調整，取外期間を含む）

出力仮較正	10 day
出力分布	
核分裂計数管	5 day
核分裂箔	} 15 day
中性子束分布	
合 計	30 day

## 付 録

## I 試験装置の概要

本試験に使用する試験装置または設備としては、中性子検出器駆動装置、箔ホルダー取扱装置、試験用特殊燃料集合体がある。

以下順にその概要を示す。

## (1) 中性子検出器駆動装置

核分裂計数管を、炉心中心位置に装荷した特殊燃料集合体（出力分布測定用炉心燃料集合体）に炉上部ピット蓋、回転プラグを貫通した案内管を介して挿入し、上下駆動を行なう装置であり、その概要を第 I - 1 図に示す。

検出器案内管は、内部をアルゴンガスでパージさせる構造となっており、炉内一次系とのバウンタリーを構成するものである。外側案内管は検出器案内管を特殊燃料集合体に挿入際のガイドとなるもので、その先端は燃料頂部より約 100 mm 上部まで挿入される。核分裂計数管は検出器保持棒に取付けられており駆動装置により上下駆動できる構造となっている。また、検出器の位置指示、駆動操作スイッチ等の操作盤および核分裂計数管からの信号を処理する計測系は操作床上に配置される。

## (2) 箔ホルダー取扱装置

箔ホルダーは第 I - 2 図に示す構造のもので、これを第 I - 3 図に示す箔ホルダー取扱装置により炉内各位置に配置された特殊燃料集合体（出力分布測定用炉心燃料集合体、同ブランケット燃料集合体、反射体用検出器受入集合体）内に挿入および取出しを行なう。

箔ホルダー取扱装置は回転プラグ燃料交換機孔ドアバルブ上に据付け、炉心内の特殊燃料集合体と箔ホルダー収納容器との間で箔ホルダーを出し入れするためのものでグリップ、グリップ上下駆動装置、ドアバルブ、グリップ上側案内管、グリップ下側案内管、ロープ巻取ドラム箱等により構成される。

箔ホルダーの取扱手順は以下に示す通りである。まず、特殊燃料集合体内で箔ホルダーをグリップでつかみ、ドアバルブより上まで引き上げドアバルブをしめる。次にベローズを切り離し、駆動装置とともに横にスライドさせ箔ホルダー収納容器上のフランジと接続させる。ドアバルブを開き箔ホルダーを箔ホルダー収納容器内に挿入してグリップをはなす。尚、上記作業の途中において、炉内 1 次系のアルゴンガスが流出しない様、必要に応じてアルゴンガスの置換を行なう。また、グリップ等に付着したナトリウムが固化しない

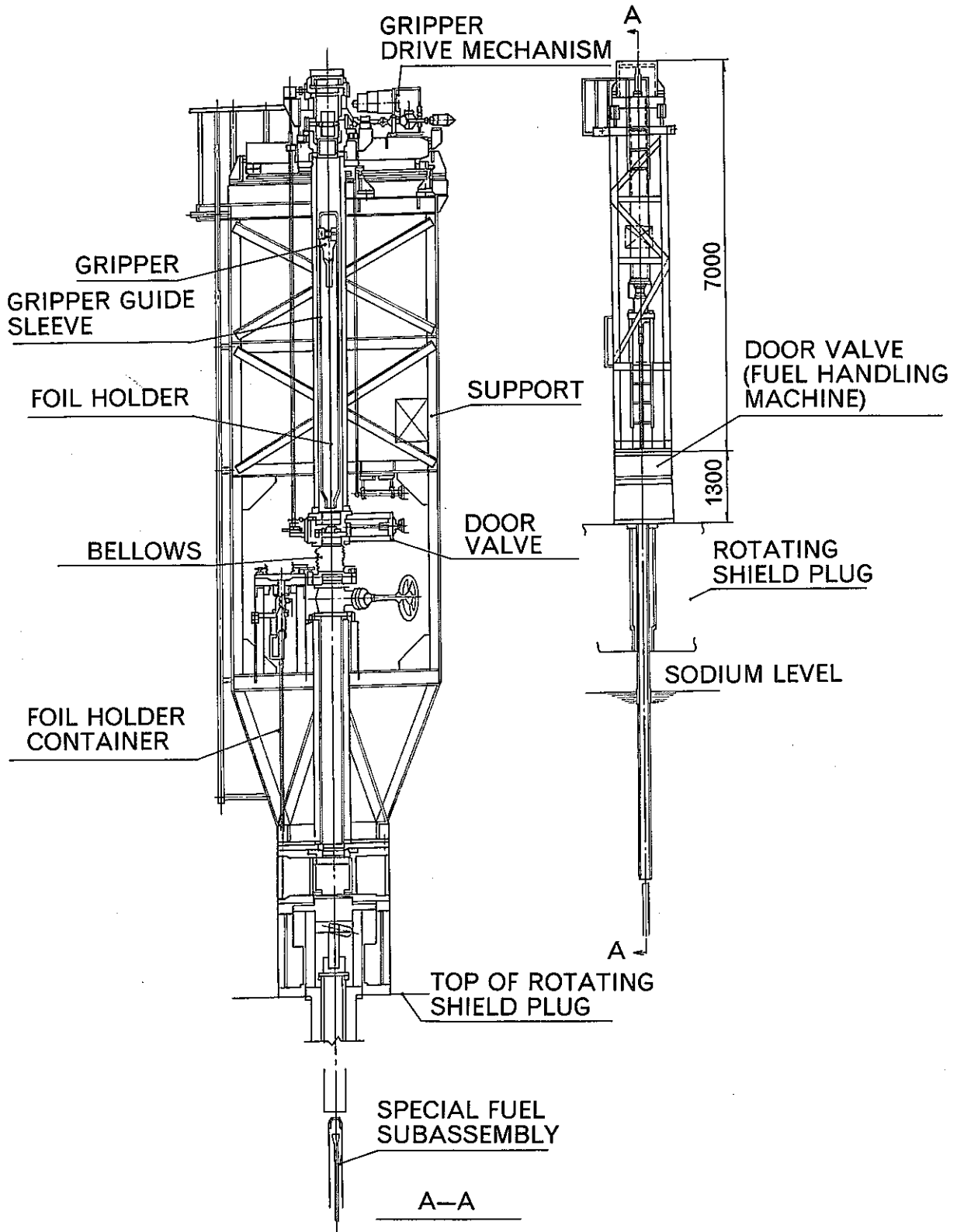
様、ヒーターおよび保温材がグリッパ上下案内管、ロープ巻取ドラム箱の周囲にまきつけてある。

(3) 特殊燃料集合体

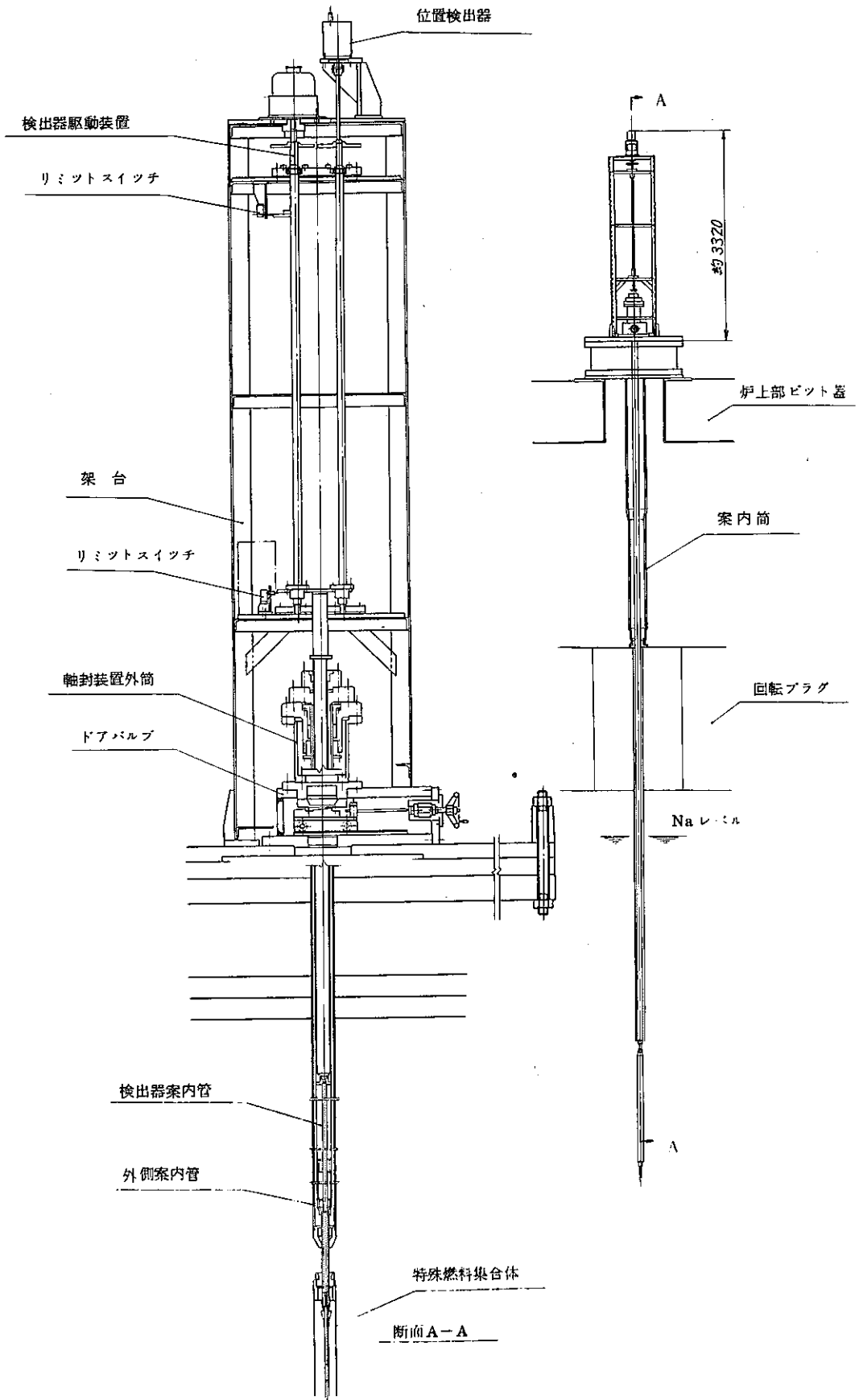
本試験に使用する特殊燃料集合体は、出力分布測定用特殊燃料集合体および反射体用検出器受入集合体で外形寸法は通常の燃料集合体および反射体と同じであるが、内部に内側ラッパ管を組み込んだ構造となっており、第 I - 4 図にその外形図を示す。

出力分布測定用特殊燃料集合体は炉心用 5 体、ブランケット用 5 体があり、炉心用は通常燃料集合体の燃料ピン 91 本のうち内側の 7 本を抜きとり、そのかわりに内側ラッパ管を組み込んだものであり、ブランケット用は通常燃料集合体の燃料ピン 19 本のうち中央の 1 本のかわりに内側ラッパ管を組み込んだものである。ブランケット用は、内側ブランケット領域用 2 体と外側ブランケット領域用 3 体に分けられ、それぞれエントランスノズル部の形状が若干異なっている。

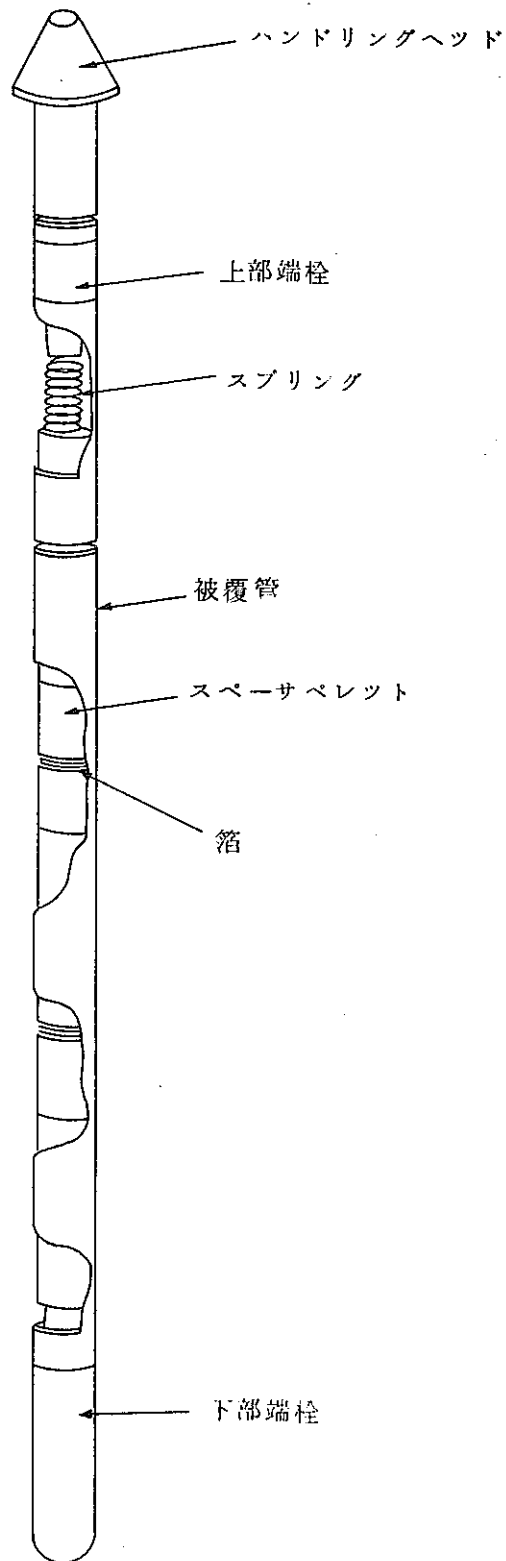
反射体用検出器受入集合体は反射体領域での箔ホルダーの照射に使用するもので燃料要素は含まず、内側ラッパ管のみが組み込まれたものである。



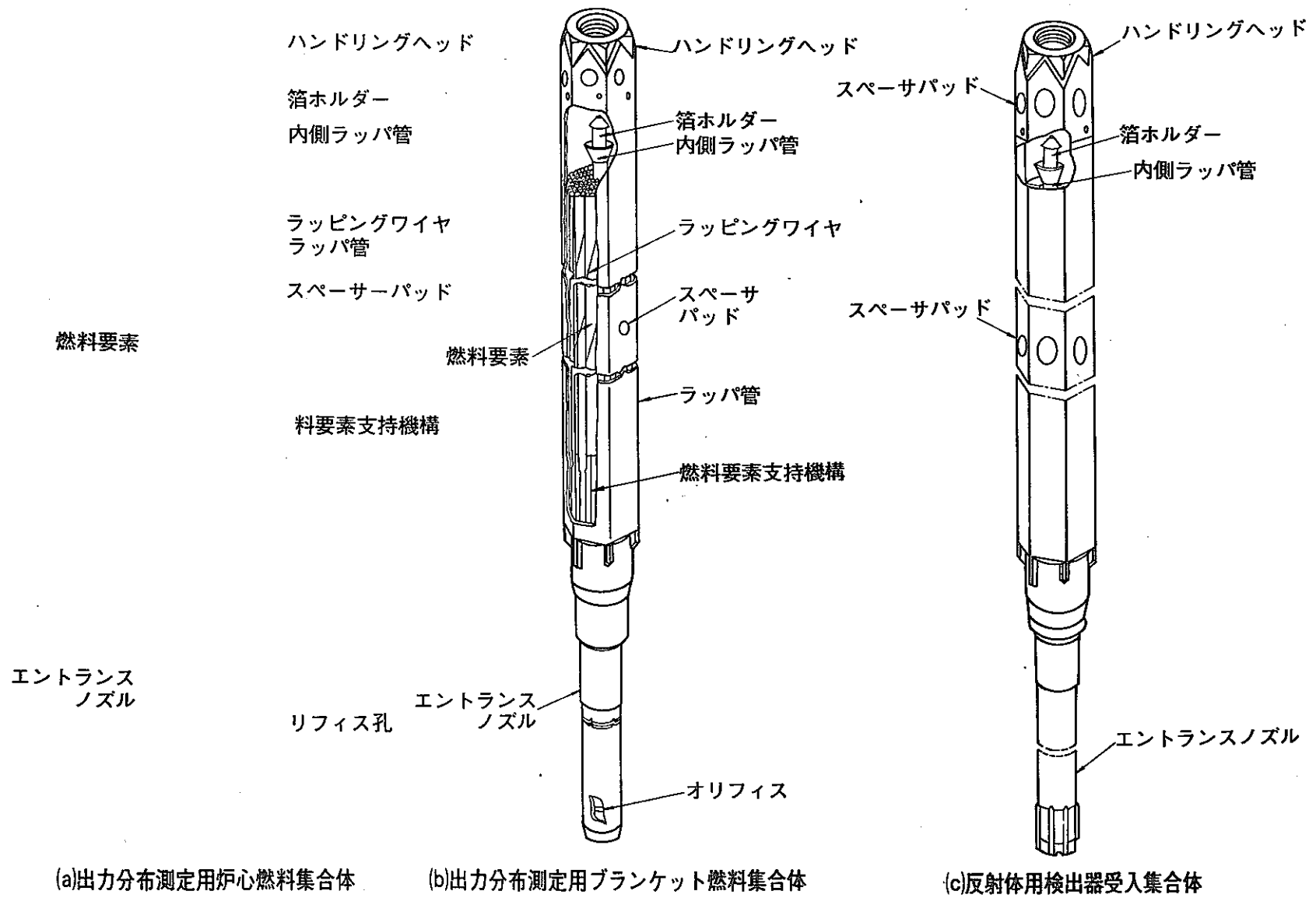
第 I - 3 図 箔ホルダー取扱装置全体図



第 I - 1 図 中性子検出器駆動装置全体図



第 I - 2 図 箔ホルダー



第 I - 4 図 特殊燃料集合体外形図



## 付 録

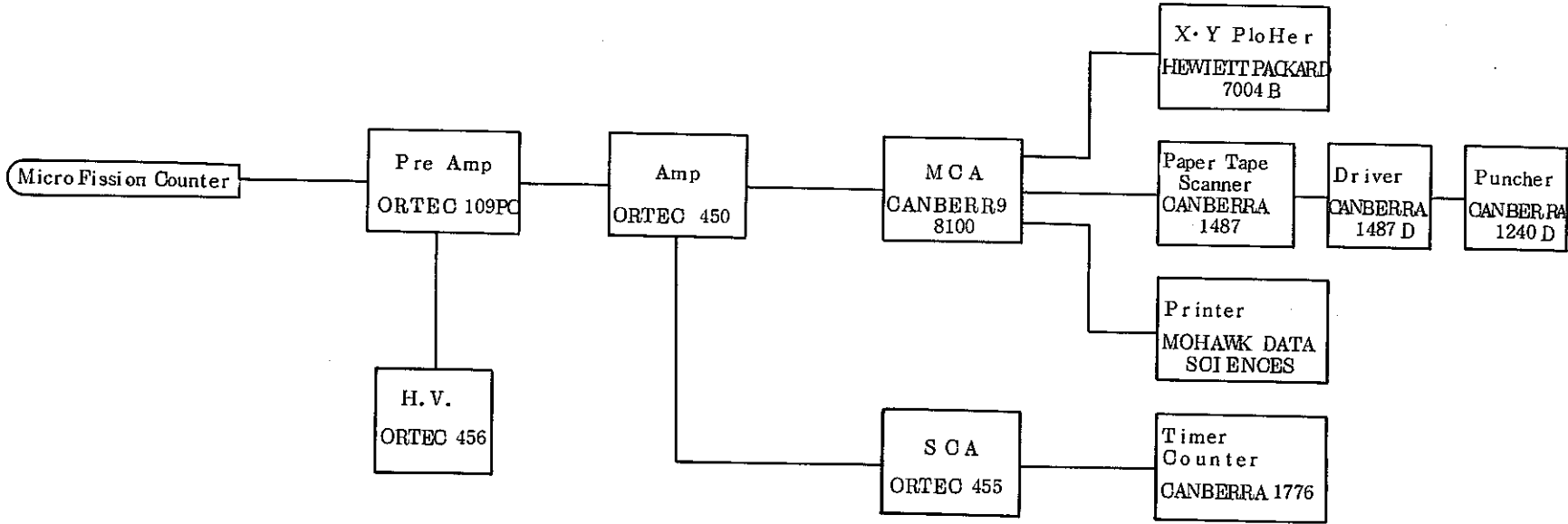
### II 測定系ブロック図

#### (1) 核分裂計数管

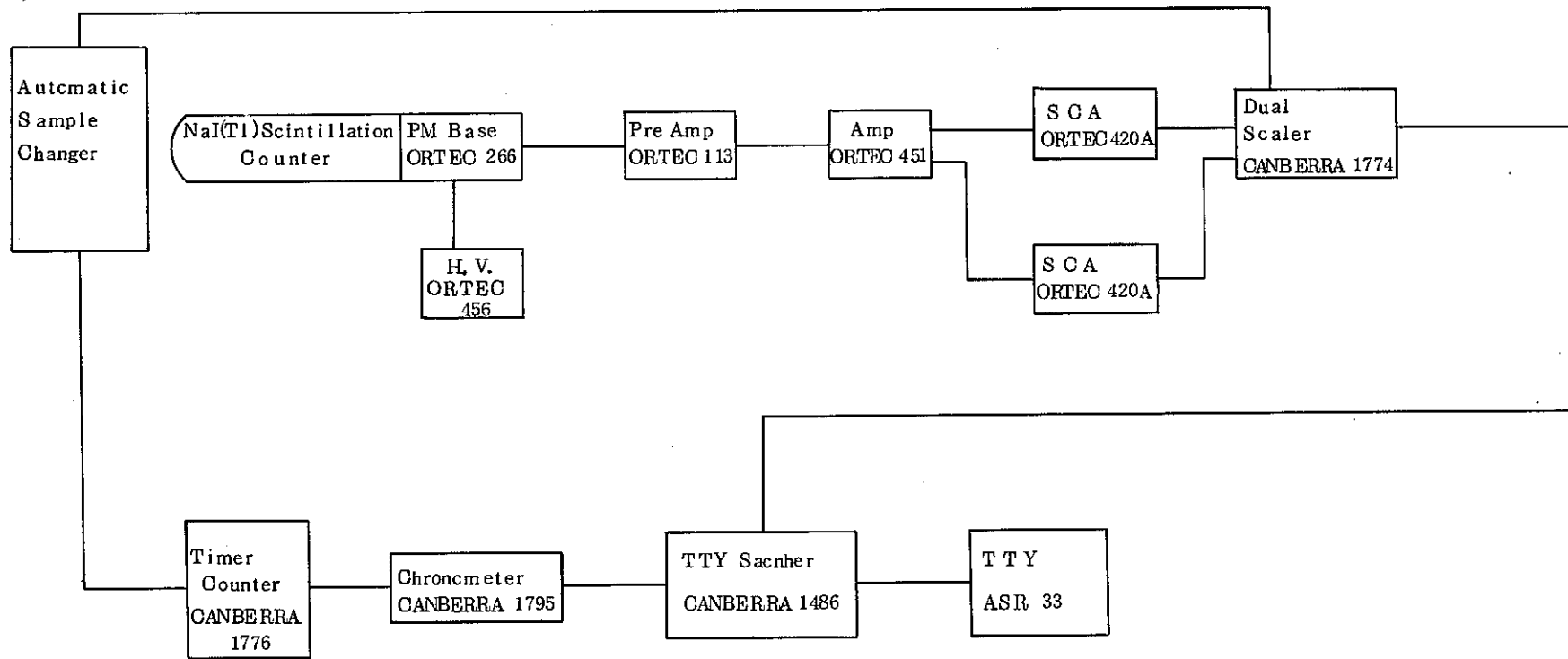
中性子検出器駆動装置により取扱う核分裂計数管の測定系ブロック図を第II-1図に示す。

#### (2) 箔

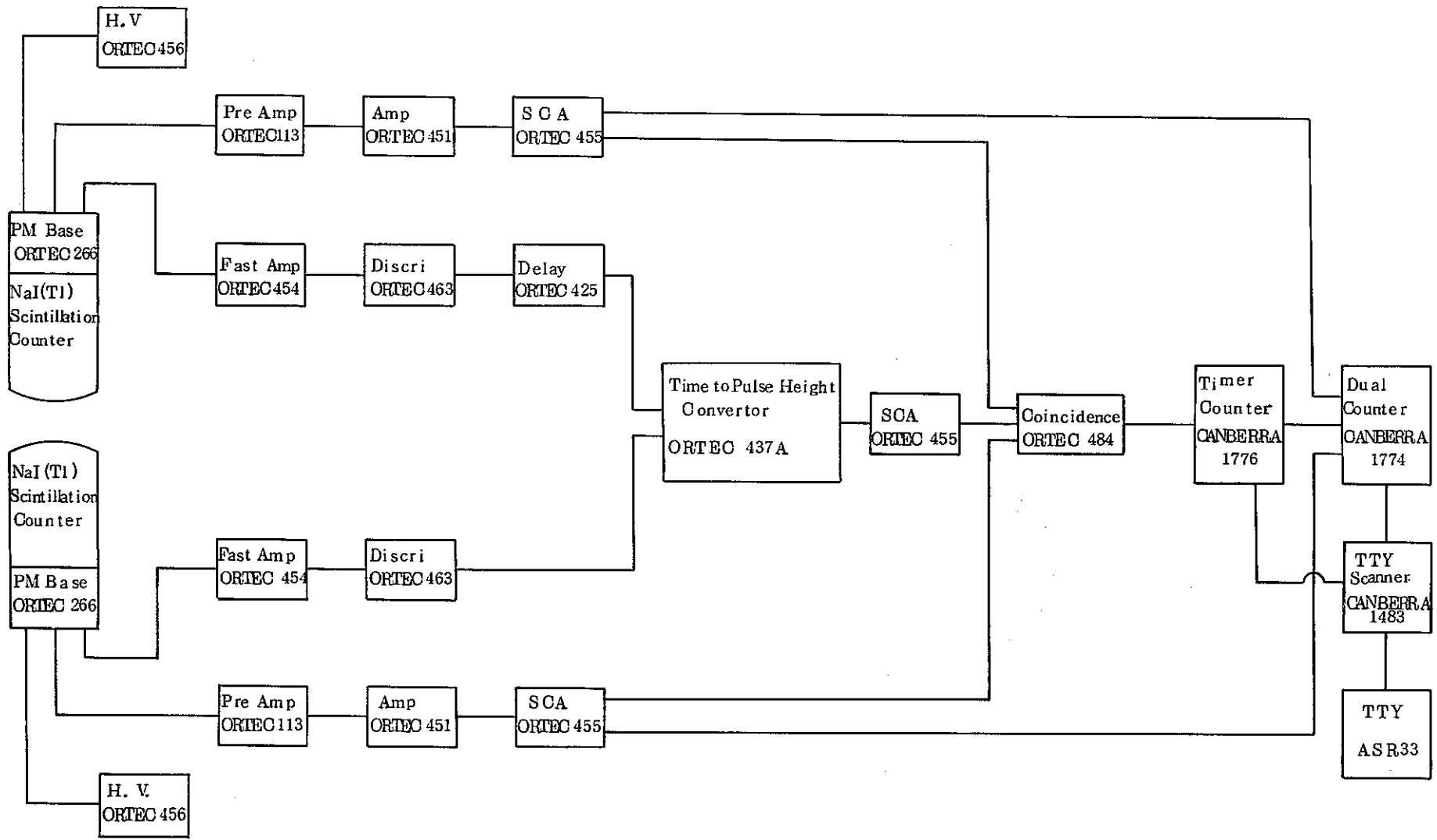
照射後箔ホルダー取扱装置により取出した箔に関する測定系ブロック図を第II-2図および第II-3図に示す。



第 II - 1 図 核分裂計数管計測系



第 II - 2 図  $\gamma$  線計測系



第 II - 3 図 同時計測系

I - 5 炉心熱流力特性

NT-51 炉心内流量分布

NT-52 燃料集合体出口温度分布

NT-53 燃料中心温度测定

## 目 次

1.	試 験 目 的 .....	99
2.	系統設備の概要 .....	100
2.1	燃料集合体出口温度計装設備 .....	100
2.2	炉心主要熱特性 .....	100
3.	試 験 の 方 法 .....	104
3.1	炉内流量分布 .....	104
3.2	燃料集合体出口温度分布 .....	104
3.3	燃料集合体流動特性 .....	105
3.4	燃料中心温度測定 .....	105
4.	試験実施予定時期と期間 .....	106
5.	付 録	
(1)	炉心主要熱特性	
(2)	炉内流量分布測定装置	
(3)	流量・温度検出装置	
(4)	燃料集合体出口温度監視	
(5)	燃料ペレット中心温度測定について	

## 1. 試 験 目 的

本試験は、炉心内の冷却材流量分布および集合体出口温度分布を測定し、炉心内および燃料棒内の温度等の熱的制限値に対する余裕を推定することによって、原子炉が十分安全に定格出力運転できることを確認することを目的とする。

## 2. 系統設備の概要

### 2.1 原子炉本体

原子炉本体は、第2-1図に示す様に原子炉容器およびその内部に配置した燃料集合体、反射体、炉心構造物、炉心上部機構ならびに原子炉容器上部に配置した回転プラグ等により構成される。

炉心部は、第2-2図に示すように配置した67本の炉心燃料集合体とその周囲を取り囲む半径方向ブランケット燃料集合体および反射体によって構成され、全体としてほぼ円柱形をなす。第2-3図に炉心構造物の断面を示す。

冷却材は、一次冷却系配管より炉容器底部に流入し、炉容器入口プレナムを経て、支持構造物胴部の多数の穴から炉心支持板の上下支持板間の高圧プレナムに流入する。ここで一部は連結管側面の穴により流量調節され、炉心燃料集合体および調整棒へ入り、他は、連結管側面の穴と反射体の溝により圧力および流量が調節され、炉心支持板と支持構造物間の低圧プレナムに入り、ここから半径方向ブランケット燃料集合体、反射体、中性子源および安全棒に流量配分され、供給される。

### 2.2 燃料集合体出口温度計装設備（図2-1参照）

燃料集合体出口温度計装設備は、炉心上部機構の下端部付近に設置した熱電対ウエル内に挿入した熱電対により、炉心燃料集合体の各出口部のナトリウム温度を測定し、中央制御室に設置した盤に記録し、異常温度に対し、警報を発する設備である。

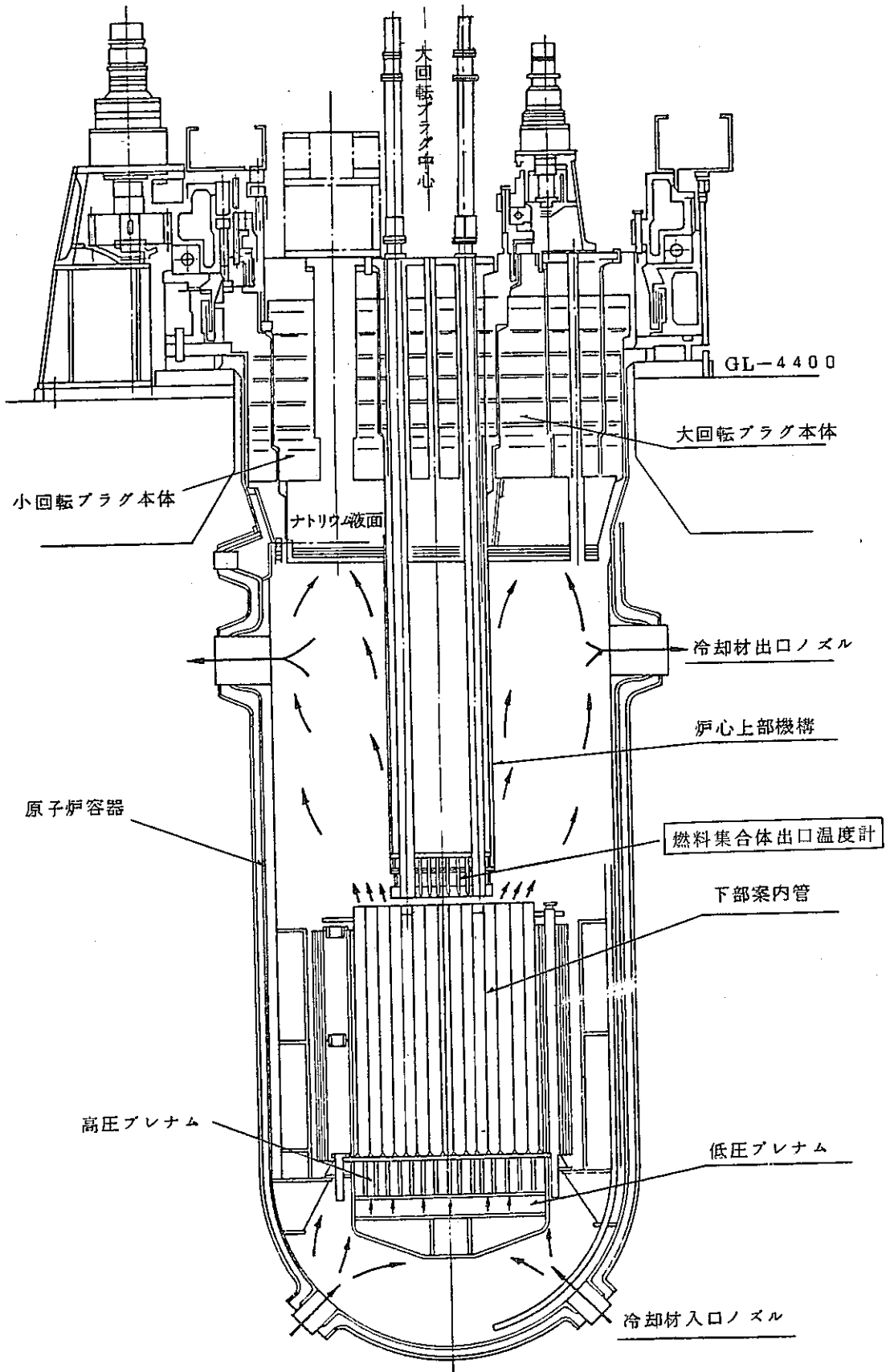
#### (1) 熱電対

数	量	115点
素	線	クロメル-アルメル ダブルエレメント
型	式	接地型
素	線	型
保護管	寸法	外径 3.2 φ mm (SUS32)

#### (2) 温度記録警報計

型	式	自動平衡12打点式
目	盛	0 ~ 1000 °C
数	量	10台





第 2 - 1 図 原子炉断面図

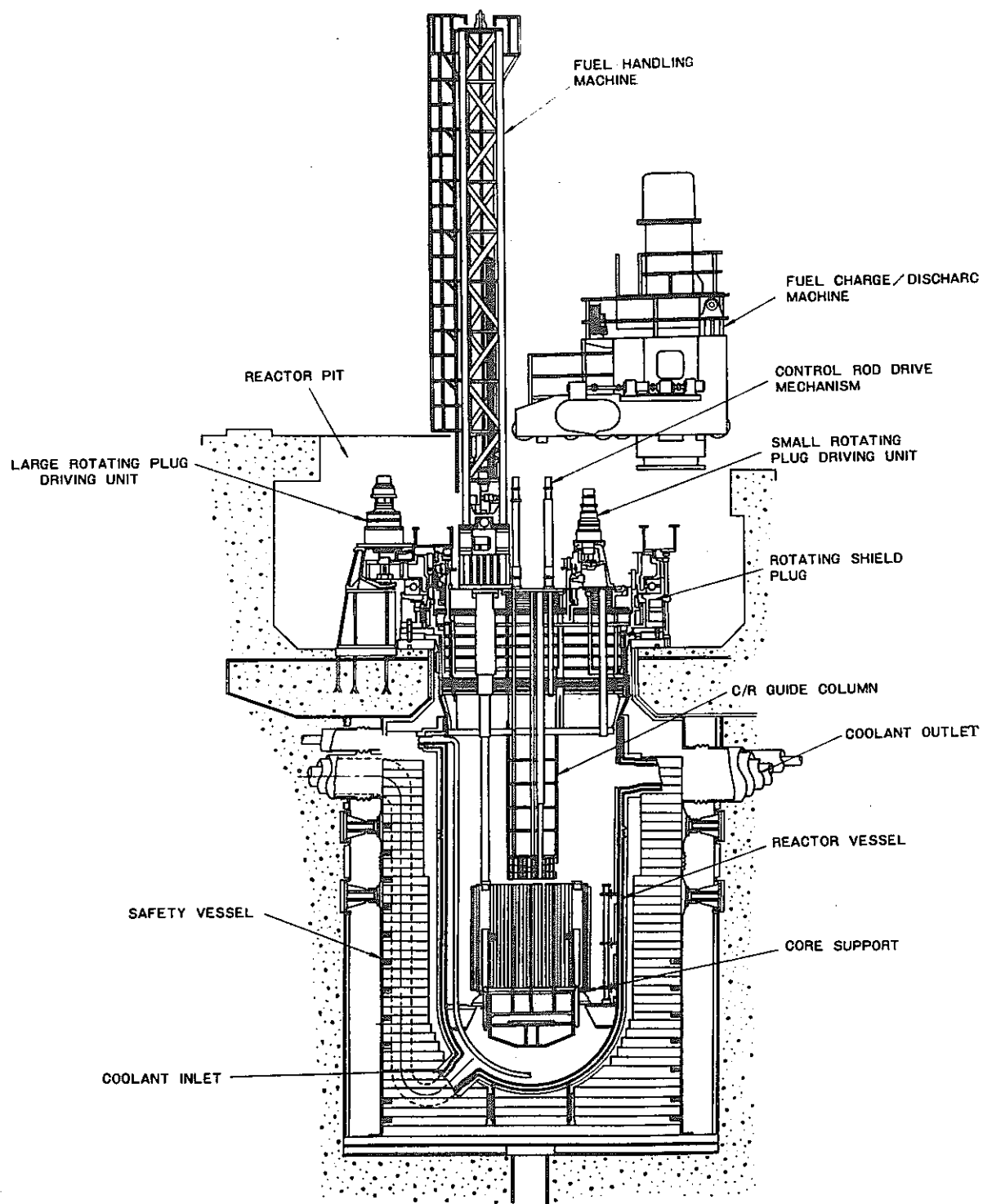
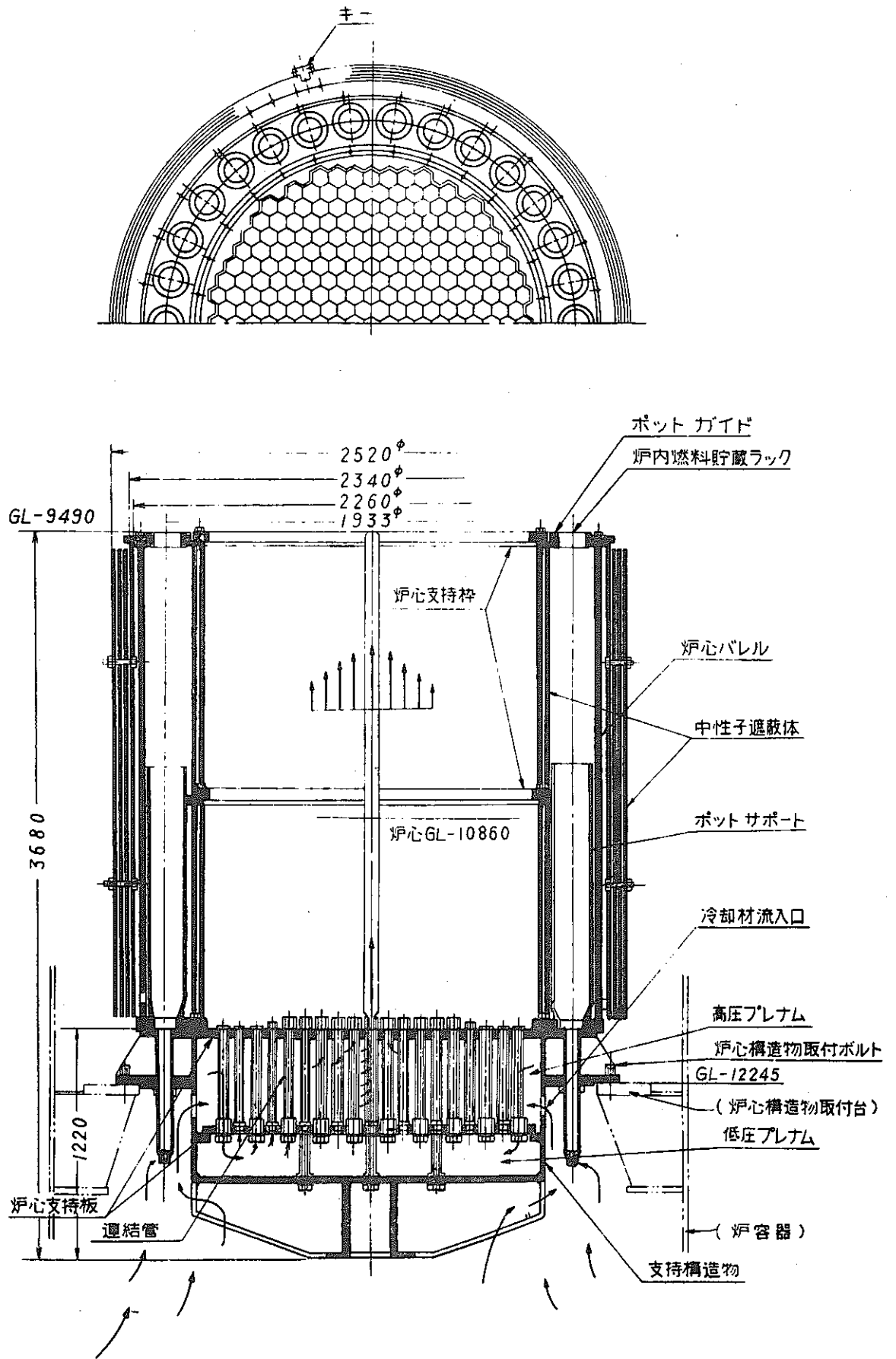


Fig.2 VERTICAL CROSS SECTION OF REACTOR AND CORE CONFIGURATION OF JOYO

(A) VERTICAL CROSS SECTION OF REACTOR

第 2 - 2 図 炉心部構成図



第 2 - 3 図 炉 心 構 造 物

### 3. 試験の方法

#### 3.1 炉内流量分布

##### (1) 運転条件

- |                |                  |
|----------------|------------------|
| (イ) 運転モード      | 燃料交換             |
| (ロ) 原子炉出力      | 零（停止中）           |
| (ハ) 1次冷却材温度    | 250℃             |
| (ニ) " 流量       | 100%             |
| (ホ) インタロックバイパス | 流量100%時の回転プラグ動作可 |

##### (2) 測定方法

炉心に装荷された集合体内を流れる冷却材ナトリウム流量を、炉内流量分布測定装置（付録1）を使用して測定する。

- (イ) 炉心内の測定する範囲は、炉心領域については対称性を考慮して、6分の1炉心領域内全域をカバーして行なう。
- (ロ) ブランケット領域については前記と同様に、炉心領域内の対称性のチェックを行うが、代表的かつ重要な位置について測定する。

#### 3.2 燃料集合体出口温度分布

##### (1) 運転条件

- |           |                 |
|-----------|-----------------|
| (イ) 運転モード | 「高出力」           |
| (ロ) 炉出力   | 25 MWt , 50 MWt |

##### (2) 試験内容

- (イ) 本試験に先立ち、零出力時に、燃料集合体出口温度計（全数115点）の指示値が一致することを確認する。
- (ロ) 出力上昇の過程（約25 MWt）及び定格出力（50 MWt）において、各燃料集合体出口温度が許容値以下であることを確認し、かつその時の炉内の出力分布及び冷却材流量配分から推定される温度との差が予め定められた値以下であることを確認する。
- (ハ) 温度計の指示値に異常なゆらぎが無いことを確認する。<sup>（注）</sup>
- (ニ) 中心チャンネルの熱電対は時定数が小さく、かつ値が判明しているので、スクラム試験等の測定結果より、この熱電対により、他の時定数の判明していない114点の熱電対の時定数を推定する。

以上の測定で求まる燃料集合体出口温度分布と流量配分の測定結果等から被覆管の最高温度を推定する。

(注) 炉心部とブランケット部との境界に於いては冷却材流量が大きく異なるので、指示値にゆらぎがでる可能性がある。

### 3.3 燃料集合体流量特性

#### (1) 運転条件

- |             |            |
|-------------|------------|
| (イ) 運転モード   | 「高出力」 「停止」 |
| (ロ) 1次冷却材流量 | 0～100%     |

#### (2) 試験内容

燃料集合体中心チャンネル上部についている流量・温度検出装置を用いる。

- (イ) 測定に先立ち、流速計指示値を、炉内流量配分測定試験で測定した中心チャンネルの流量で較正する。
- (ロ) 1次冷却系ポンプトリップ試験の時に、ポンプトリップ後1次冷却材流量がコーストダウンし、ポニーモータに引き継がれ、更に、補助冷却系が起動するまでの間の中心チャンネルの流量変化を測定する。

以後、定格運転で長時間運転した後の流量計指示値と初期の指示値を比較することにより、燃料集合体の摩擦係数の経年変化の有無を知る。また、時定数の短い熱電対と流速計出力のゆらぎの解析を行ない、中心チャンネル閉塞監視の基礎データを得る。

### 3.4 燃料中心温度測定

#### (1) 運転条件

- |           |       |
|-----------|-------|
| (イ) 運転モード | 高出力   |
| (ロ) 原子炉出力 | 50 MW |

#### (2) 測定方法

燃料温度測定用特殊燃料集合体を炉心に装荷し、定格出力で約1時間原子炉を運転する。

集合体は冷却の後、炉容器より取出し、照射燃料集合体試験室(FMF)に搬入して、解体し、燃料要素から温度センサーを取り出す。

取り出した温度センサーを照射材料試験室(AGF)にて、X線回折マイクロアナライザーにて成分の分析を行なうことにより原子炉運転時の燃料ペレットの温度を知る。(付録4参照)

本特殊燃料集合体は、2体用意されており、炉心中心部と炉心周辺部について測定できる。

#### 4. 試験実施予定時期と期間

本試験計画に記された試験のうち、3.2(1)の炉内流量分布測定は、初期炉心が構成された初めの時期に行ない、その他は出力上昇試験時に行なう。

下記の各試験に必要な時間を記す。

(1) 低出力試験時

炉内流量分布測定            1 週 間

(2) 出力上昇試験時

燃料集合体出口温度分布   定格出力時まで

燃料集合体流動特性            ”

燃料中心温度測定            2 日

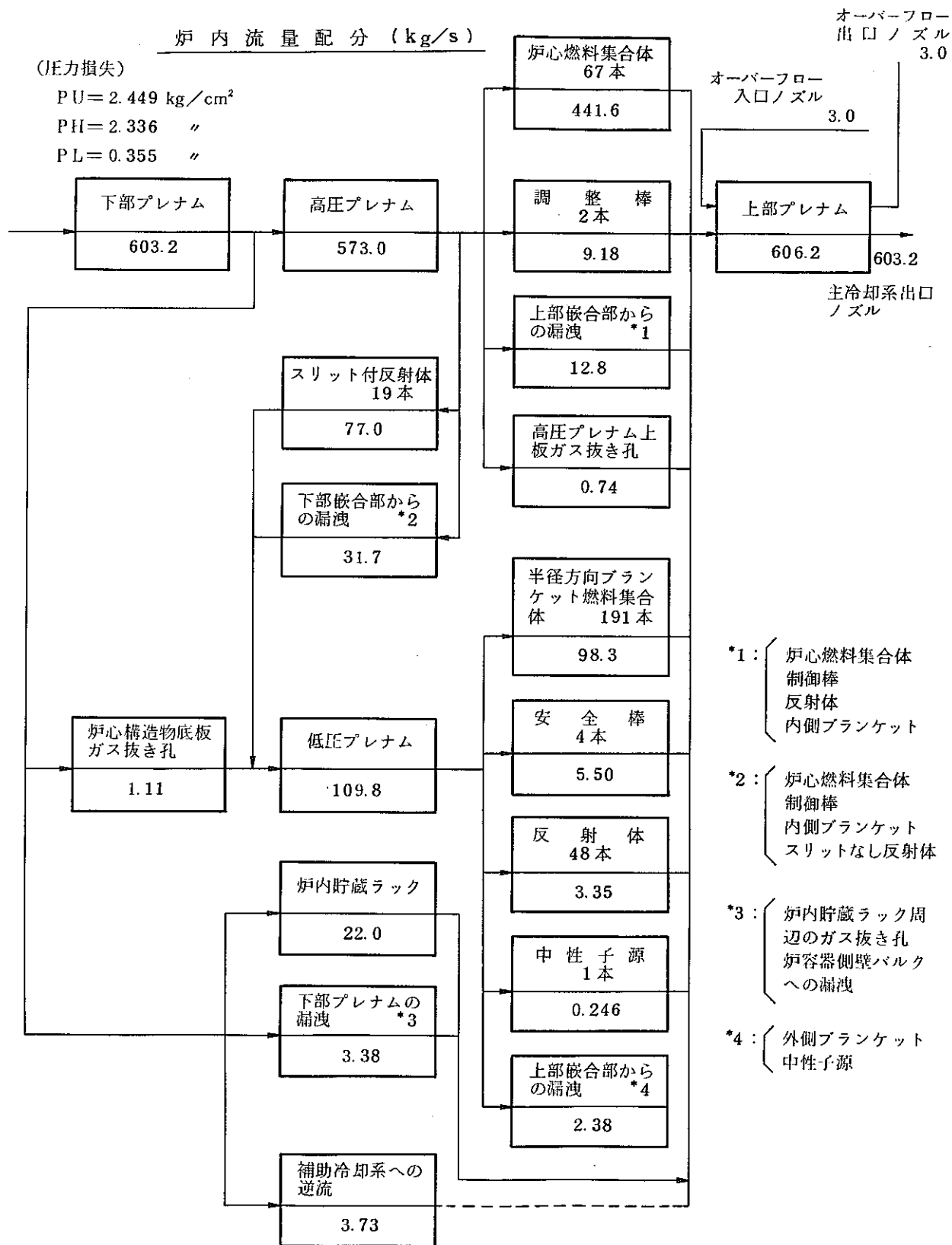
## 付 録 (1) 炉 心 主 要 熱 特 性 ( 5 0 M W )

原子炉設置許可申請書記載値

原子炉熱出力	炉 心 部	約 46.8 MW
	半径ブランケット	” 2.4 ”
	軸ブランケット	” 0.8 ”
出力密度平均 ( )内最高	炉 心 部	202 (374) kW/ℓ
	半径ブランケット	1.6 ( 20) ”
	軸ブランケット	2.6 ( 16) ”
炉心燃料中心最高温度 ( )内過出力時 燃料要素最高単位長出力 ( 過出力時 )		約 1600 (1850) °C 273 W/cm
1次冷却材原子炉入口温度		370 °C
1次冷却材原子炉出口温度		435 °C

主要設計値

原子炉冷却材流量	炉 心 部	441.6 kg/s
	半径ブランケット	98.3 ”
冷却材最高温度 ( )内ホットスポット	炉 心 部	488 (538.3) °C
	半径ブランケット	454.4 (502.5) °C
被覆材最高温度	炉 心 部	500.4 (551.6) °C
	半径ブランケット	458.4 (507.0) °C
燃料体最高温度	炉 心 部	1315 (1586) °C
	半径ブランケット	760.4 (900.6) °C
	炉心部過出力時	1414 (1714) °C
燃料棒単位長出力 ( )内最大値	炉心部平均値	125.3 (213.9) W/cm
	半径ブランケット平均値	7.63 (130.9) ”
集合体当り出力 ( )内最大値	炉 心 部	0.6958 (0.9755) MW
	半径ブランケット	0.0203 (0.0802) ”
冷却材入口部流速	炉心部 最大/最小	9.80/6.81 m/S
	半径ブランケット	1.62/0.67 ”
集合体当り流量 ( )内最大値	炉 心 部	6.582 (7.687) kg/S
	半径ブランケット	0.513 (1.272) ”



PU: 上部プレナムと下部プレナムの圧力差(位置圧損 297 cm 含む)  
 PH: " 高圧 " " "  
 PL: " 低圧 " " "



## 炉内冷却材流量・温度分布（サイクル初期）

オリフィス領域	1		2	3	4	5
集合体位置	中心	1×	2×	3×	4×	5×
集合体出力(MWt)	0.976	0.970	0.912	0.819	0.718	0.574
集合体流量(kg/s)	7.68	7.68	7.42	6.87	6.32	5.34
集合体出口温度(°C)	470	465	458	453	450	446
炉心部出口温度(°C)	453.0					

オリフィス領域	6	7	8		
集合体位置	5×	6×	7×	8×	9×
集合体出力(MWt)	0.080	0.056	0.025	0.014	0.008
集合体流量(kg/s)	1.27	0.92	0.33	0.33	0.33
集合体出口温度(°C)	420	418	429	402	389
炉心部出口温度(°C)	400.9				

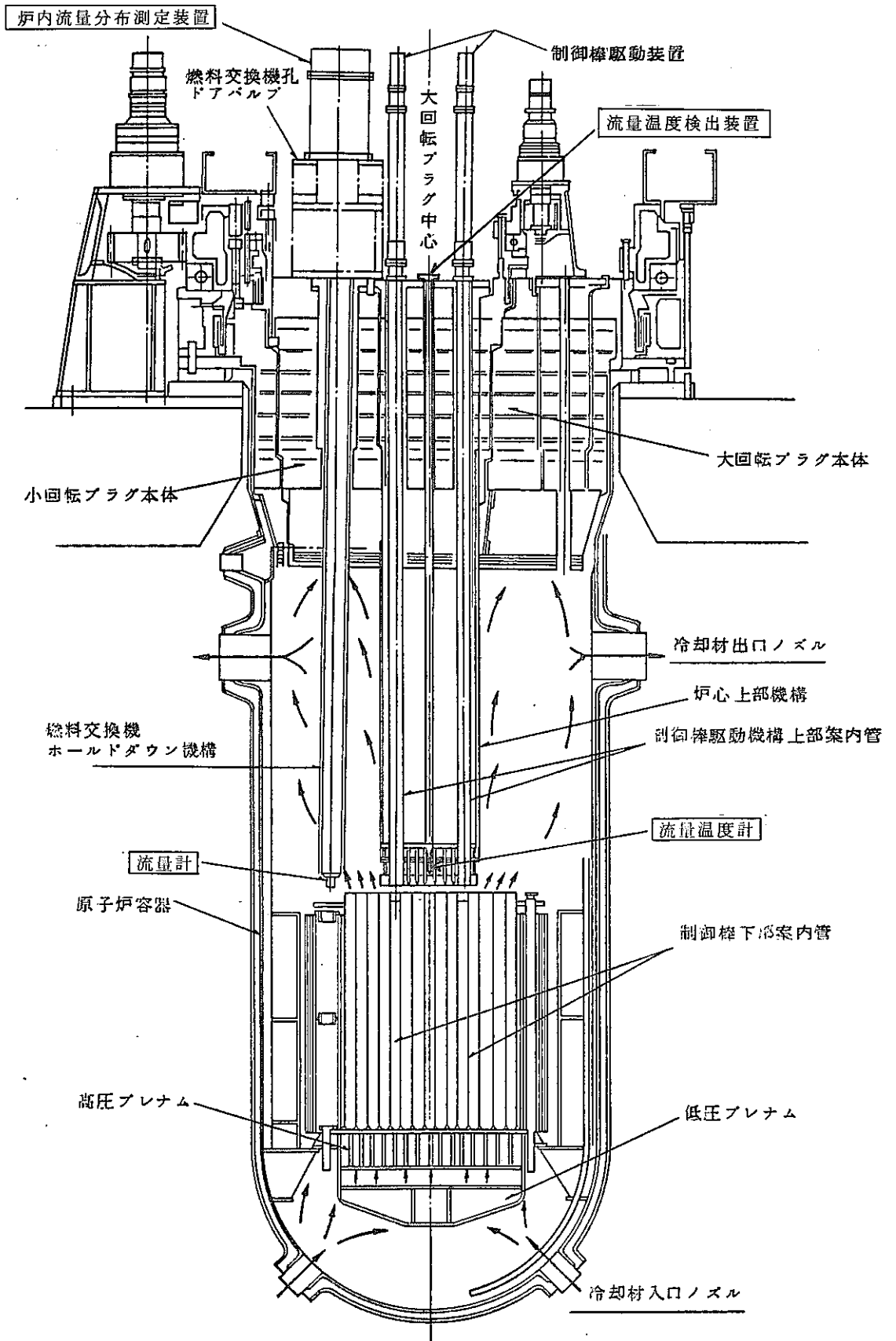
付 録 (2) 炉 内 流 量 分 布 測 定 装 置

本装置は、永久磁石式の小型流量計と駆動装置より成り、回転プラグの燃料交換機孔に据付け、軸封部および駆動装置等を燃料交換機孔ドアバルブに設置する。(第2F-1図参照)

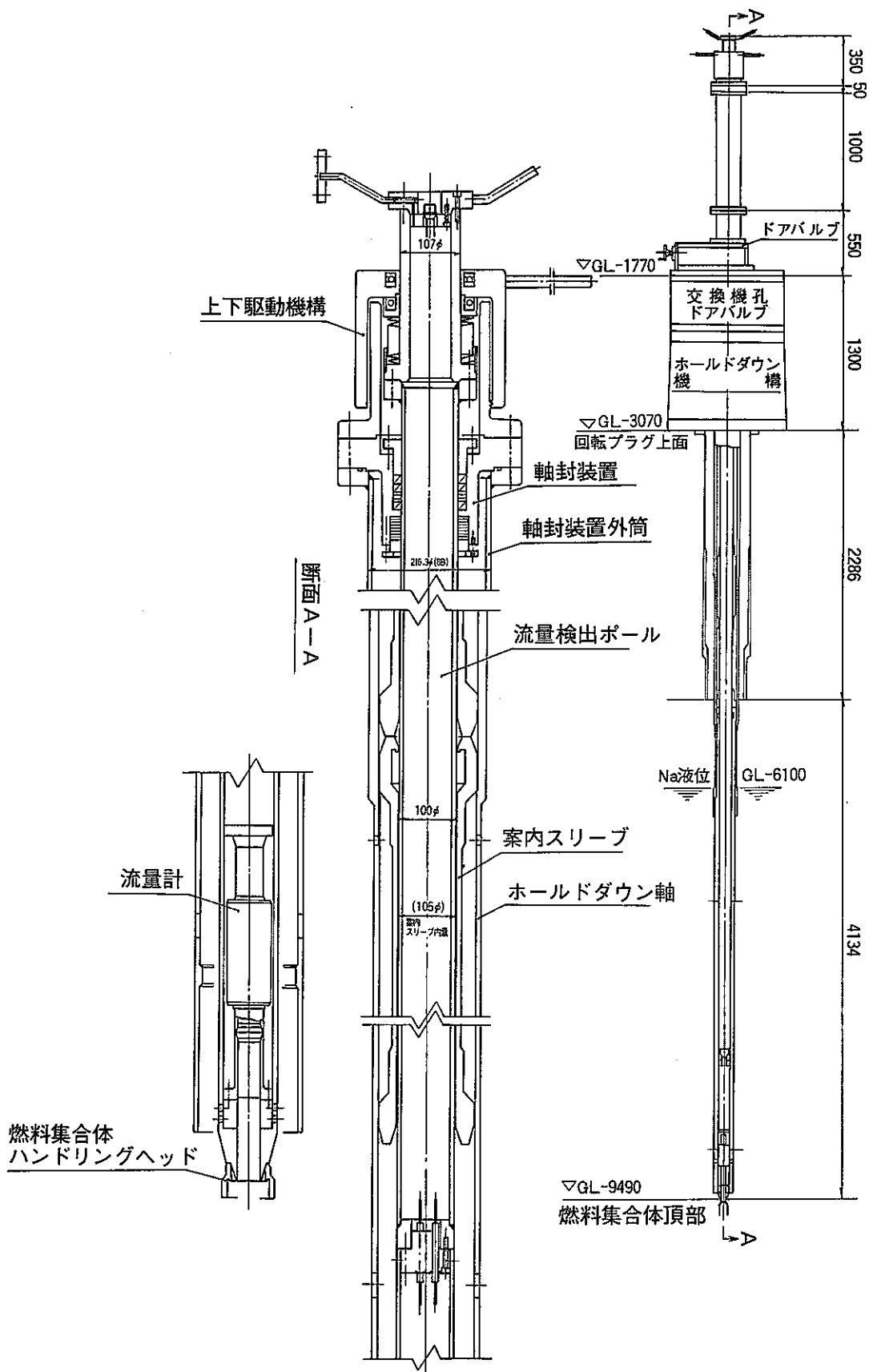
炉内の流量分布は、流量検出ポールを燃料交換機孔を通して挿入し、流量計を燃料集合体のハンドリングヘッド頂部に密着させることにより測定する。

燃料集合体の位置の選択は、燃料の交換と同様に大・小回転プラグの回転により行なう。装置の概略を第F2-2図に示す。

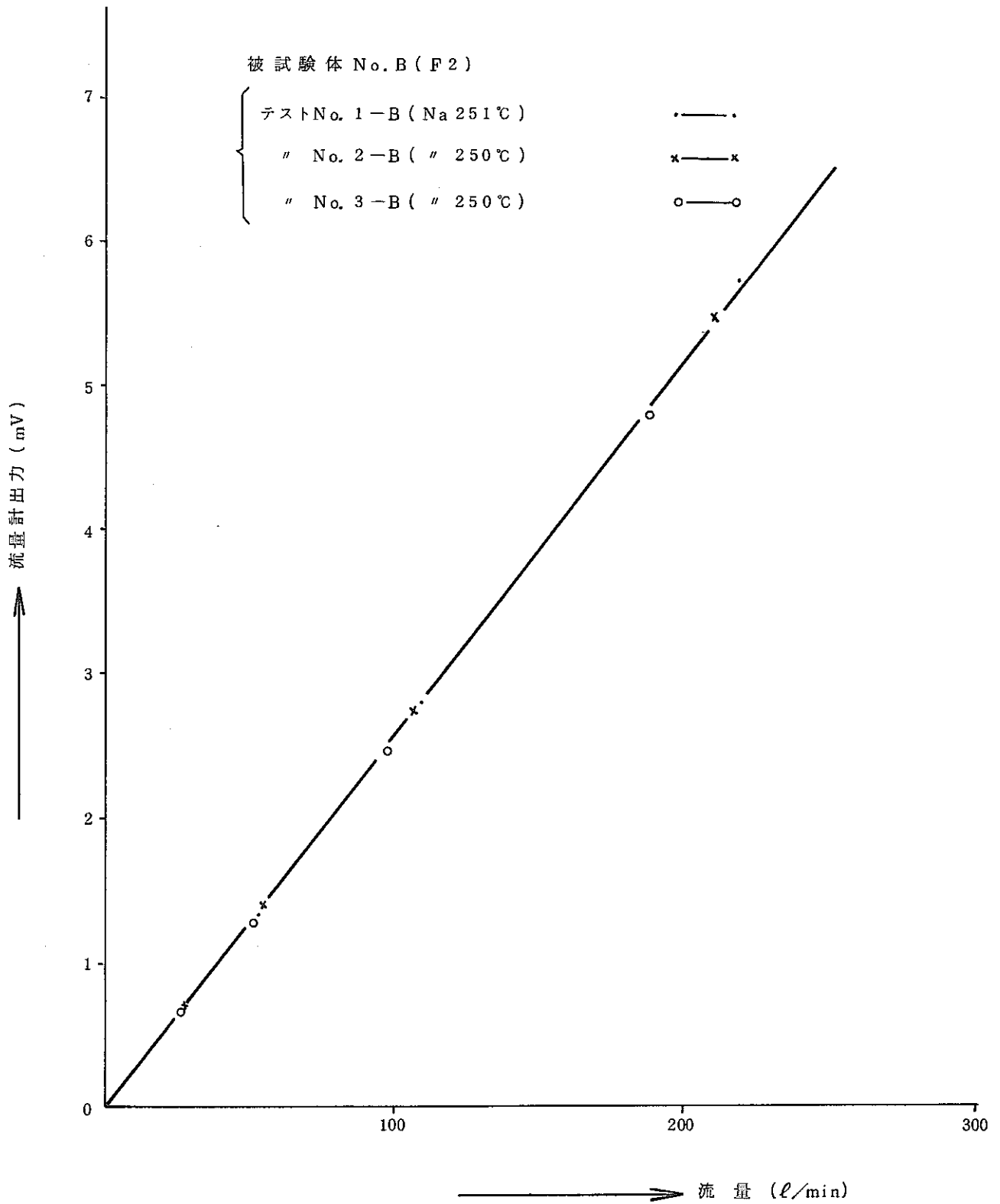
第F2-2図に本装置に使用している流量計の校正曲線を示す。



第 F 2 - 1 図 特許試験装置据付図  
 (炉内流量分布測定装置・流量・温度検出装置)



第 F 2 - 2 図 炉内流量分布測定装置全体図



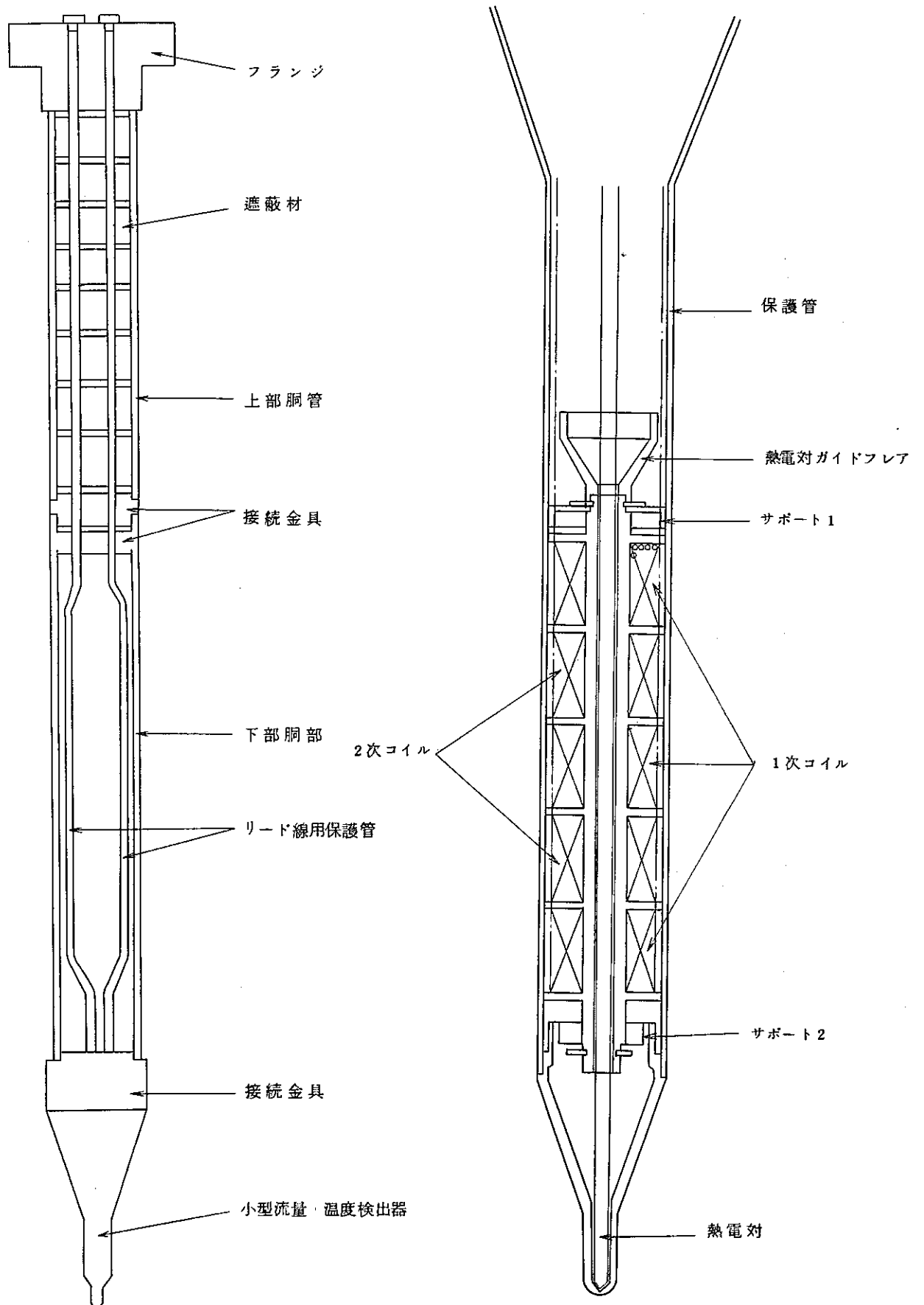
第 F 2 - 3 図 流量計 NO. B 大流量較正曲線

付 録 (3) 流量・温度検出装置 (第 F 3 - 1 図)

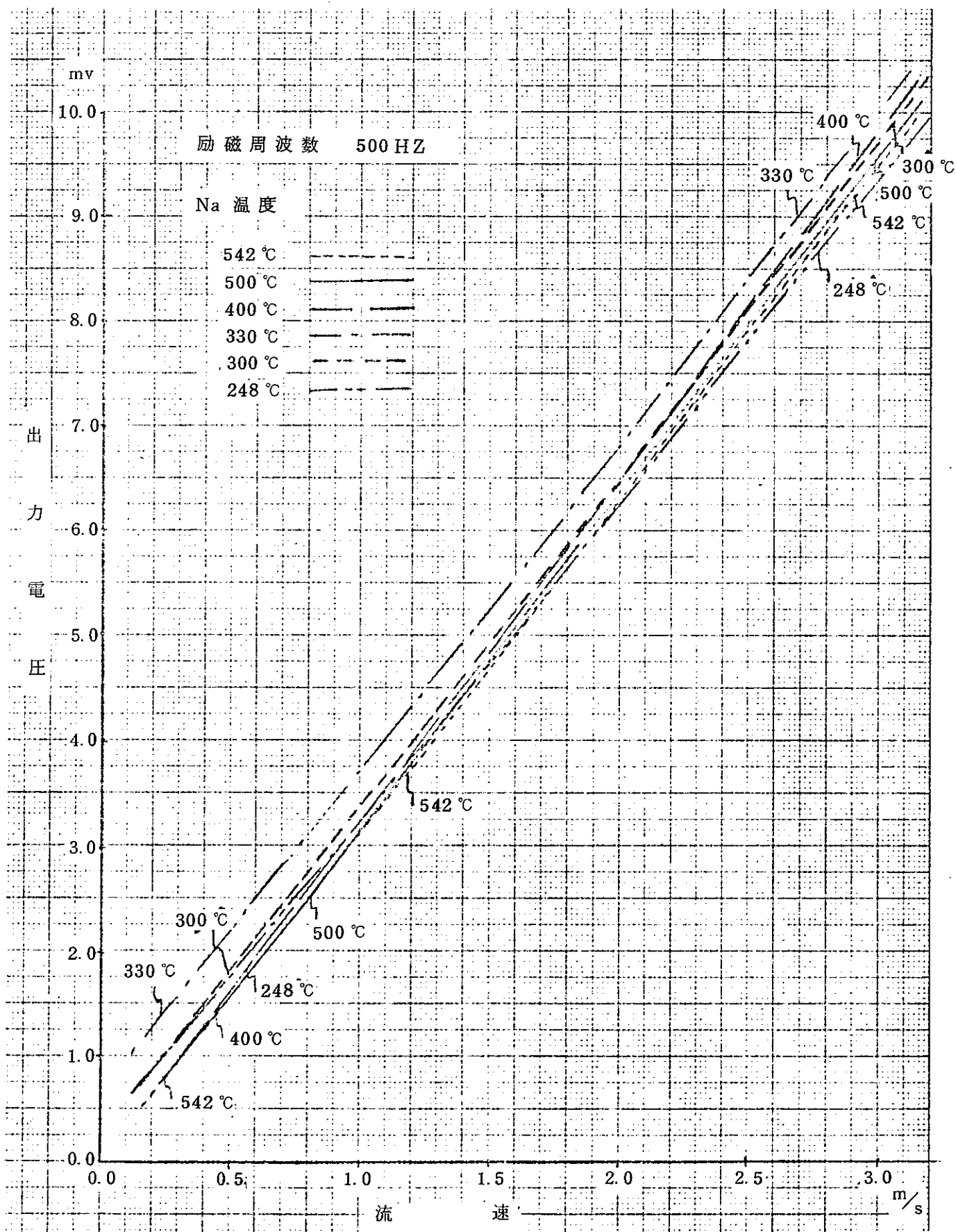
流量・温度検出装置は、高出力時における中心燃料チャネルのナトリウム流量と出口ナトリウム温度を測定するために用いられる。

本装置の検出器支持プラグは、回転プラグに設けられているセンター孔を通して炉心上部機構中に挿入され (第 F 2 - 1 図参照)、検出器支持プラグ下端の小型流量・温度検出器が中心燃料チャネルの頂部に位置されるように組み込まれる。検出された流量および温度信号は、原子炉付属建屋 2 階の計算機室内に設置される測定装置で監視される。

第 F 3 - 2 図に本装置に使用する流量計の較正曲線を示す。



第F3-1図 流量・温度検出装置概念図



第F3-2図 流量計校正曲線



## 付 録 (4) 燃 料 集 合 体 出 口 温 度 監 視

常陽のプロセス計装としての燃料集合体出口温度計装には12点の打点式記録計10台と警報点を手動で設定する固定警報系がある。これとは別に、制御用計算機を用いて、その時の原子炉出力と冷却材流量とから予測される出口温度を計算し、実測した出口温度と比較し、その差があらかじめ設定しておいた値より大きい場合は警報を発する計算警報系がある。

また、全集合体出口温度をその温度により7段階に色分けしてCRTに一括して表示し、運転員が燃料集合体出口温度をパターン認識できるようにもなっている。

ここでは、計算警報について詳しく述べる。

異常監視計算式

予測される燃料集合体出入口温度差は

$$\Delta T_p(i) = \frac{P(i) \cdot P}{C_p \cdot f(i) \cdot F} \quad i = 1, 115$$

一方、実測される出入口温度差は

$$\Delta T_m(i) = T(i) - T_{in} \quad i = 1, 115$$

ここに、 $P(i)$  :  $i$  番目の集合体で発生する出力の全出力に対する比

$P$  : 原子炉出力

$C_p$  : Na の比熱

$f(i)$  :  $i$  番目の集合体を流れる Na 流量の全 Na 流量に対する比

$F$  : 全 Na 流量

$T(i)$  :  $i$  番目の集合体の出口温度の実測値

$T_{in}$  : 集合体入口温度 (= 炉容器入口温度)

実測値と予測値との差は

$$\epsilon(i) = | \Delta T_p(i) - \Delta T_m(i) |$$

となる。

警報の設定

警報の設定値は冷却材、被覆材等の許容温度と温度計、流量計、 $f(i)$ 、 $P(i)$ 等の精度からきまる。そこで、

$$\epsilon(i) \geq a \times \Delta T_p(i) + b \quad a, b : \text{定数}$$

の時警報を発するようにする。a, bは現状ではそれぞれ0.18, 4としてあるが, 運転経験にもとづいて, 定数を任意に設定できるようになっている。

#### 計 算 周 期

T(i)のサンプリング周期は3秒であり, 警報チェックも3秒毎に行なうが予測値の計算周期は15秒である。

付 録 (5)

燃料ペレット中心温度測定について

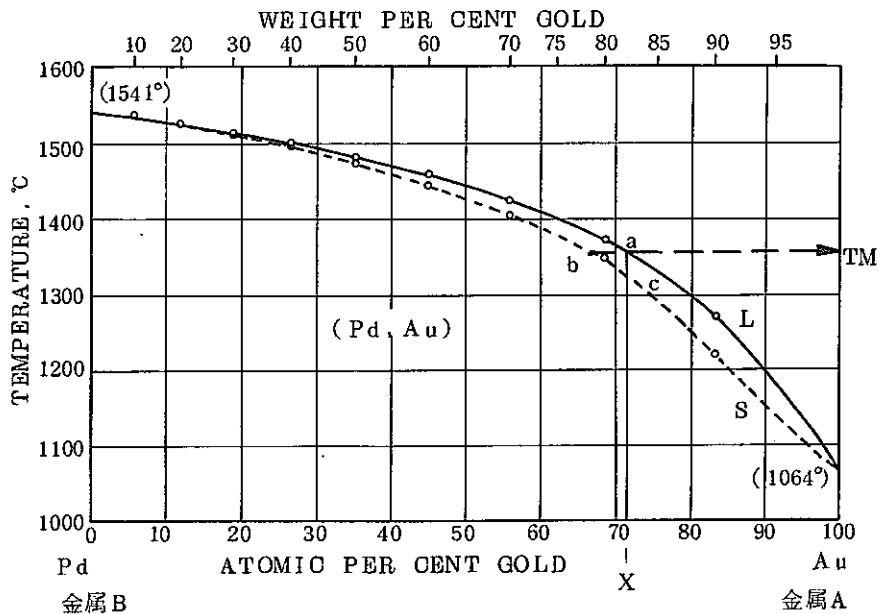
原 理

2種の金属A, Bから作られる合金の融点がA, Bの混合比xの一価関数であることを利用する。

本測定では, AuとPdを使用する。

A, Bが密着して置かれた場の温度が上がってくると, まず, Aが液化する。更に温度が上がると, 液化したAはBを溶かし込みながら, 液相線Lに沿って(第F5-1図参照)状態が変化し, a点(温度 $T_M$ )に至る。出力レベル一定で運転中は, この状態が保たれる。炉のshut downが始まると, 温度が下がり, 固体の析出が始まる。

固体は, 固体内拡散によりbからcに固相線sに沿って状態が変化し, c点で(a点における液体の混合比と同じ混合比で)状態変化は完了し, そのまま温度が下がる。固溶体を分析してxを求めれば, 状態図の液相線Lを介して $T_M$ を求められる。



第 F 5 - 1 図 Au - Pd 状態図

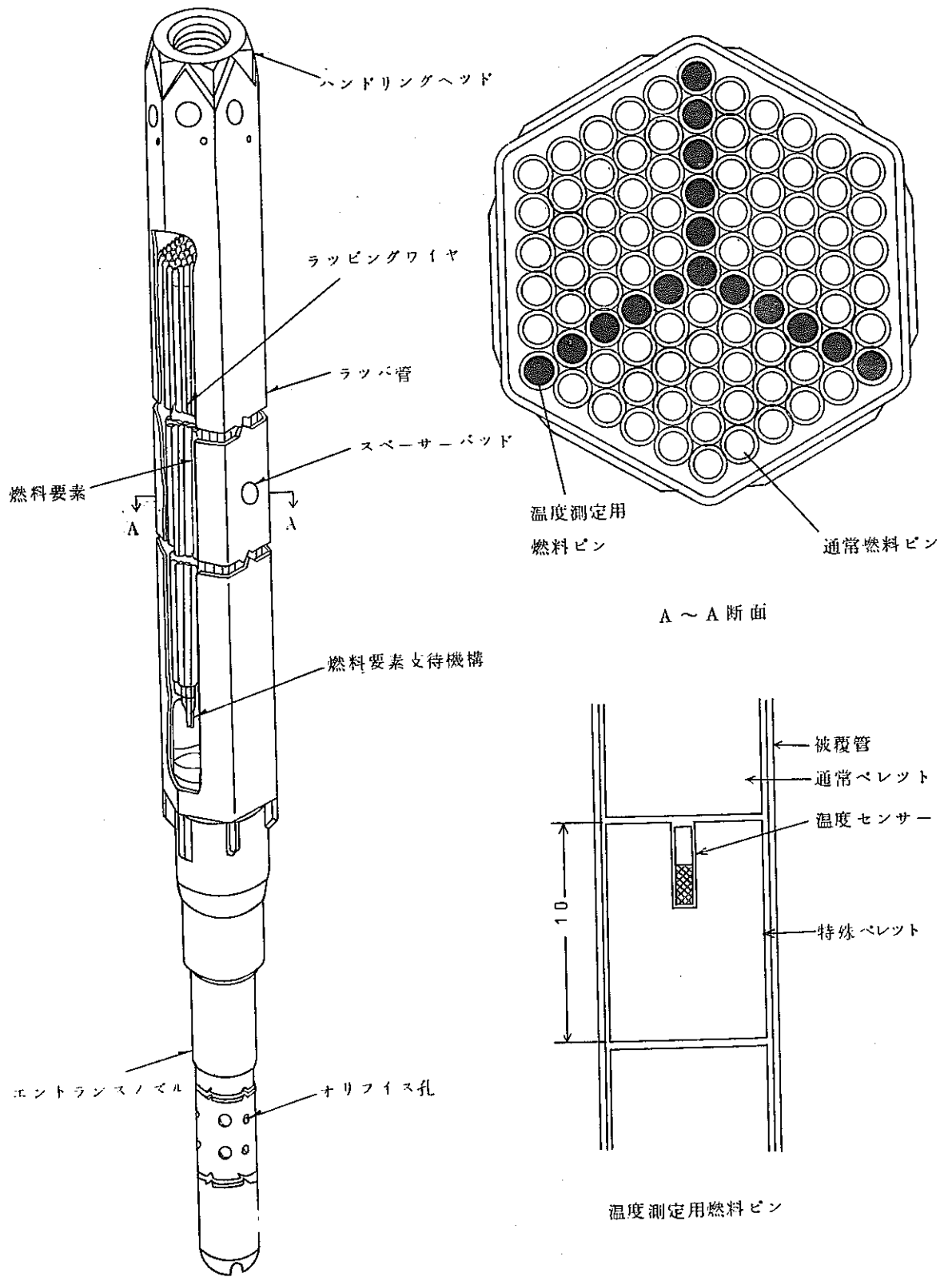
燃料温度測定用燃料集合体(第F5-2図)

燃料温度測定用燃料集合体は, 燃料温度を測定することを目的とし, 温度センサーを組込んだ特殊燃料ペレットを適当な位置に挿入した燃料要素を使用する他は, 通常の炉心燃料集合体と同一である。

温度センサーとしては、Pt - Ir, Au - Pd 等酸化しにくく、かつ燃料体と反応しない、二種の金属の組合せを用いる。この温度センサーは、第 F 5 - 2 図に示すように中心に孔をあけたホーロ型ペレットに埋込まれ、燃料要素外へ計装線を出すことはない。

温度センサーは、中央燃料ピンに軸方向に 5 ケ所、その他 15 本の燃料ピンの中心 1 ケ所、合計 20 ケ所に設置する。

本集合体は 2 体用意されている。



第 F 5 - 2 図 燃料温度測定用燃料集合体

I - 6 動 特 性 試 験

NT - 61 パイルオシレータ 試験

NT - 62 炉 雑 音 測 定

## 目 次

1. 試 験 目 的 .....	124
2. 系統設備の概要 .....	125
3. 試 験 の 方 法 .....	130
4. 試験実施の予定時期と期間 .....	136
5. 付 録 .....	137

## 1. 試 験 目 的

低出力試験時および出力上昇試験時に、動特性試験として、炉雑音試験およびパイルオシレータ試験を行ない、炉の安定性を確認する。



## 2. 系統設備の概要

### 2.1 炉心特性

#### 1) 核特性

○ 炉心中性子束 (50 MW時最大)  $1.9 \times 10^{15}$  nv

○ 動特性パラメータ

	制御棒引抜時	制御棒 6本挿入時
即発中性子寿命 $\ell_p$ (sec)	$2.804 \times 10^{-7}$	$1.936 \times 10^{-7}$
遅発中性子割合 $\beta_{eff}$	$5.007 \times 10^{-3}$	$4.963 \times 10^{-3}$
$\beta_{eff}/\ell_p$ ( $\text{sec}^{-1}$ )	$1.79 \times 10^4$	$2.56 \times 10^4$

○ 制御棒特性

制御棒反応度価値 (1本)  $1.4 \% \Delta k/k$  以上

反応度付加率  $0.015 \% \Delta k/k/\text{sec}$  以下

全制御棒反応度  $8.4 \% \Delta k/k$  以上

#### 2) 熱特性 (最大出力時)

○ 原子炉熱出力 50 MW

○ 出力密度 (最大)  $374 \text{ kW}/\ell$

○ 1次冷却材流量  $2200 \text{ t}/\text{h}$

○ 冷却材温度 原子炉入口/出口  $370/435 \text{ }^\circ\text{C}$

### 2.2 プラント制御系

「常陽」には炉を安全に運転するために、つぎの2種類よりなるプラント制御系が設けられている。

(1) 出力制御系 (2) 冷却材温度制御系

プラント制御系のブロック図を図 2.1 に示す。

出力制御系は、手動の制御棒操作により原子炉で発生する熱出力を制御し、プラントの一部に異常が認められた場合には原子炉保護系より信号を受けて、外乱に応じてスクラムまたは制御棒一斉挿入を行ない、原子炉の安全性を確保する系統である。この制御棒は、安全棒4本と調整棒2本から構成されており、いずれも等量の  $\text{B}_4\text{C}$  吸収体を内蔵している。

冷却材温度制御系は、4基の主冷却器の冷却空気流量を制御して、各主冷却器ナトリウムおよび空気出口温度を以下の運転基準のもとで、プラント全体のヒートバランスより決定さ

れる設定値に保つ機能を有する。

高速実験炉の運転に関する基準はつぎの通りである。

- (1) 原子炉出力は制御棒の手動調整により制御する。
- (2) 冷却材流量は、1次系、2次系共原子炉出力によらず一定とする。
- (3) 冷却材温度は、原子炉入口温度を原子炉出力によらず出力運転時は370℃一定とする。

上記冷却材温度制御のための冷却空気流量制御は、主冷却器の空気入口ダンパと主送風器のインレットベーンの開閉を組合せることによって行なう。出力レベルが約5 MW以下では制御系は動作せず、(入口ダンパ、インレットベーンともに全閉)約5 MW~約10 MWではインレットベーン全閉状態で入口ダンパにより制御し、約10 MW以上で入口ダンパはほぼ全開で固定されてインレットベーンにより制御する。

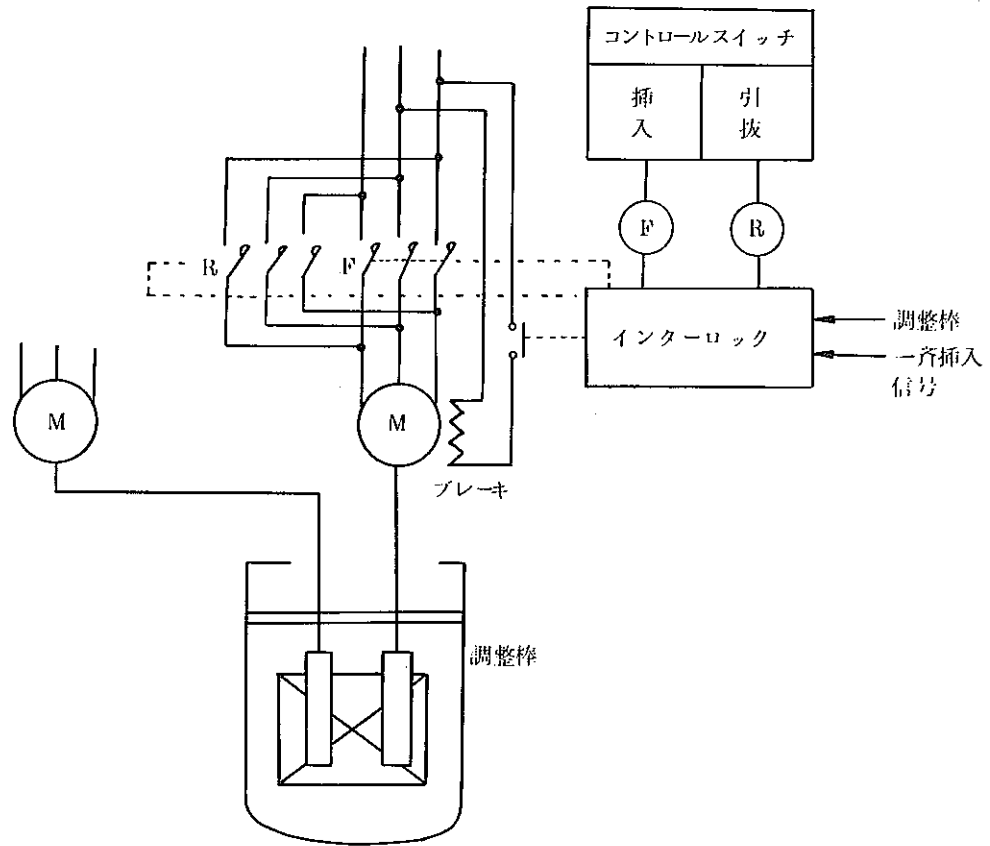


図 2.1 - a 出力制御系ブロック図

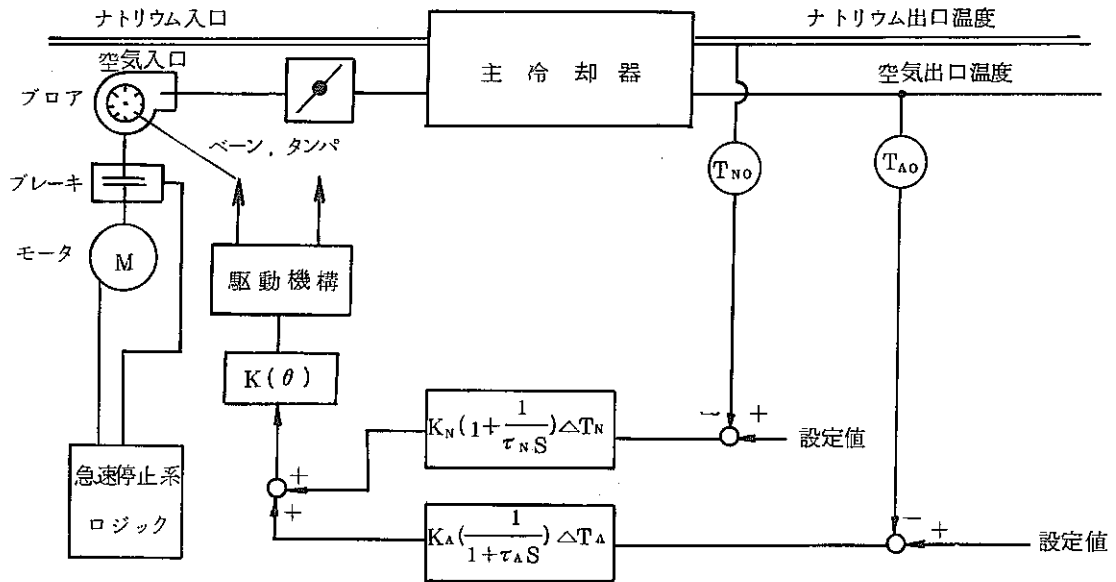


図 2.1 - b 冷却材温度制御系ブロック図

2.4 中性子計装設備

中性子計装設備は、起動系、中間系、線形出力系の3系統から成り、安全確保のため、それぞれ2または3の計測系で構成されている。起動系、中間系は、核分裂計数管で、線形出力系は、 $\gamma$ 線補償型電離箱(CIC)である。図2.2に中性子計装設備の配置を示す。出力上昇試験時には、特設の計装設備としてCh.9の位置にCIC系を設置する。

2.5 プロセス計装設備

プロセス計装設備は、冷却材ナトリウムの温度、圧力、流量、液位およびナトリウム漏洩などを検出して、原子炉冷却系統施設を制御する一方、プロセス量の異常を検知して、トリップ信号を発生し、原子炉保護回路に伝え、原子炉の安全動作を行なわせ安全運転を確保する設備である。プロセス計装設備は、(1) 1次冷却系計装設備、(2) 2次冷却系計装設備および(3) 燃料集合体出口温度計装設備よりなり、主要な信号は中央制御室に集中配置されている。

本試験時には、これらの主要なプロセス量を入力信号として使用する。図2.3に主要なプロセス量検出器配置を示す。

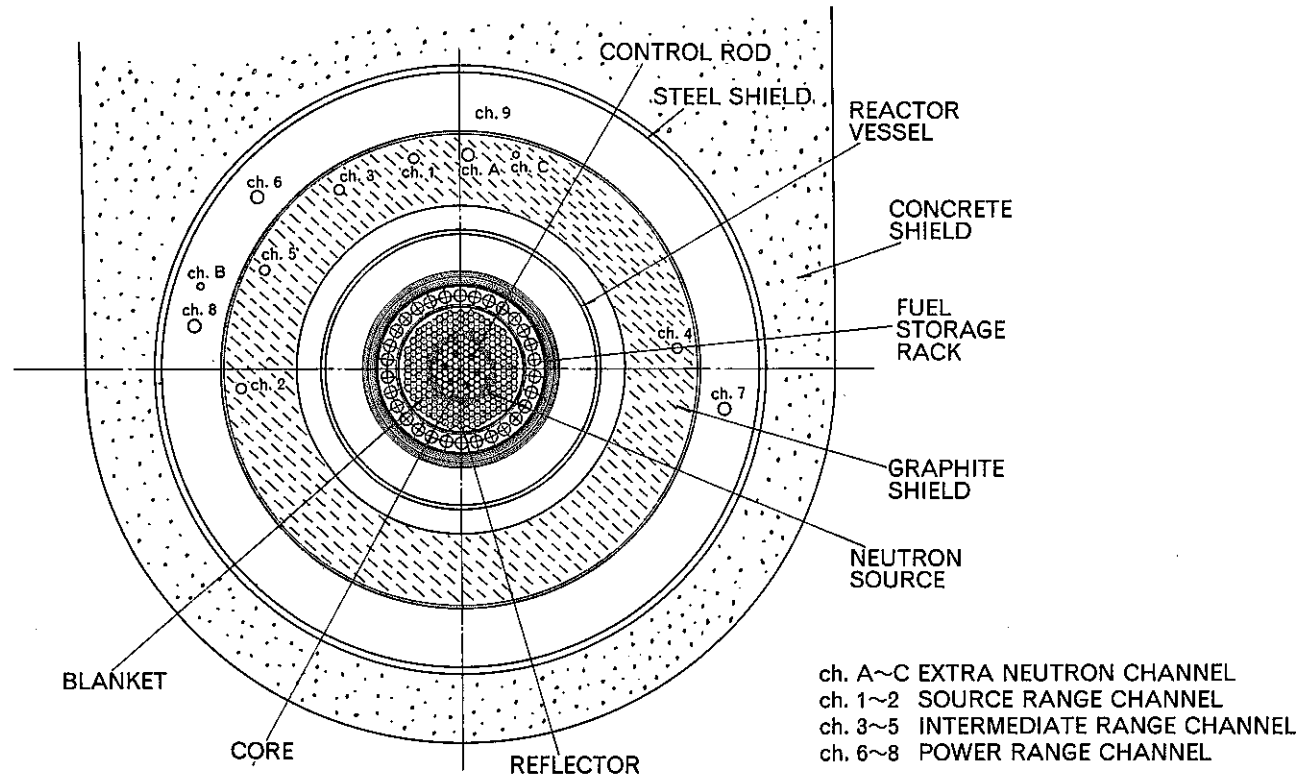


FIG. 2.1 NEUTRON COUNTER LOCATION

图 2.2 中性子計装設備配置图

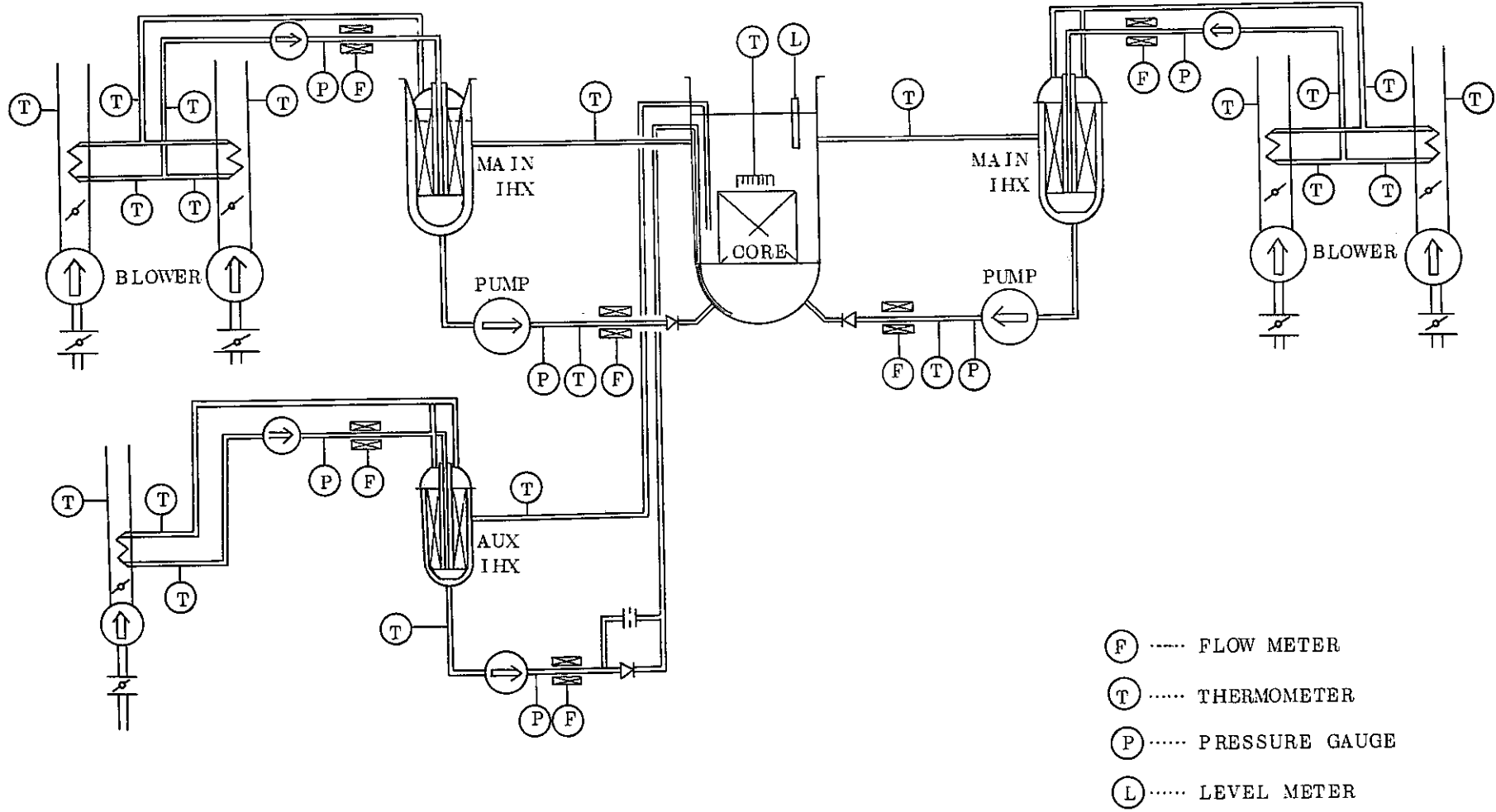


図 2.3 プロセス計装設備

### 3. 試験の方法

#### 3.1 パイルオシレータ試験

##### (1) 運転条件

- |                 |  |
|-----------------|--|
| (イ) 運転モード       | 「低出力」および「高出力」                            |
| (ロ) 原子炉出力       | 10 kW, 10 MW, 15 MW, 25 MW, 40 MW, 50 MW |
| (ハ) 冷却材温度       | 最高約 435°C (原子炉出口温度)                      |
| (ニ) 冷却材流量       | 100% 流量                                  |
| (ホ) インターロックバイパス | (必要に応じて)                                 |
| ○ 炉周期短          |  |
| ○ 原子炉入口冷却材温度高   |  |
| ○ 原子炉出口冷却材温度高   |  |

##### (2) 試験方法

###### (イ) 正弦波状反応度変化

回転吸収体の回転に相当する正弦波状反応度変化(原子炉伝達関数入力)を測定する。測定においては、出力レベル一定のもとで30°おきに時計まわりに回転吸収体を回転してゆき、各位置での反応度をペリオド法および臨界法の両方法で求める。

###### (ロ) 原子炉伝達関数

###### (i) 測定

原子炉を零出力(10 kW)から50 MWまで上記出力レベルで、回転吸収体を各種の周波数で回転して、それに対する応答として中性子束変化(核計装信号および特設チャンネル信号)および温度・流量変化(1次系, 2次系冷却材温度, 燃料集合体出口温度, 1次系冷却材流量等)を測定する。

周波数範囲は、約0.001~約3 Hzまで約15点変化させて測定する。高出力試験時には、冷却材温度制御系が動作するが、動作させるモードと動作させないモードの両モードで試験を行なう。

###### (ii) 解析

反応度変化に対する中性子束変化から相関法により on-line で伝達関数を求め、同時に温度・流量変化信号とともにペンレコーダおよびデータレコーダで記録して、off-line で各種の伝達関数を求める。

零出力伝達関数  $G_0(w)$  と冷却材温度制御系を作動時と非作動時に求めた高出力伝達関数  $G_{PA}(w, p)$ ,  $G_P(w)$  より原子炉のフィードバック  $H(w, p)$  および冷却材温度制御系の伝達関数  $H_A(w, p)$  を次式より求める。

$$H(w, p) = \left[ \frac{1}{G_0(w)} - \frac{1}{G_P(w, p)} \right] \dots\dots\dots (1)$$

$$H_A(w, p) = \left[ \frac{1}{G_P(w, p)} - \frac{1}{G_{PA}(w, p)} \right] \dots\dots\dots (2)$$

上記のごとく求めた原子炉伝達関数より、各種判定法により原子炉の安定性を判定する。

### 3.2 炉雑音試験

#### 3.2.1 低出力炉雑音試験

##### (1) 運転条件

- |                 |              |
|-----------------|--------------|
| (イ) 運転モード       | 「起動」および「低出力」 |
| (ロ) 原子炉出力       | 最高 10 kW     |
| (ハ) 冷却材温度       | 約 170°C      |
| (ニ) 冷却材流量       | 約 20% 流量     |
| (ホ) インターロックバイパス | 流量低          |

##### (2) 試験方法

中性子検出器駆動装置により、2本の  $He^3$  検出器を炉心中心の検出器受入集合体内に挿入し、検出器からの信号を炉雑音解析法で解析し、動特性パラメータ ( $\beta/\ell$ )、未臨界度ならびに絶対出力を求める。この測定において、2本の  $He^3$  検出器信号を増幅後データレコーダに記録し、off-lineで解析を行う。

##### (イ) 動特性パラメータ

一定出力(約100W)のもとで測定を行ない、2本の  $He^3$  検出器からの信号をバンドパスフィルタ法で解析を行なう。図 3.1 にバンドパスフィルタ法のブロックダイアグラムを示す。

本測定では、2台のバンドパスフィルタの中心周波数を変えて積分値を求めれば、相互パワー・スペクトル密度が求まる。この相互パワースペクトル密度の折点周波数が  $\beta/\ell$  となる。なお、未臨界時には、この折点周波数は、 $(\beta-\rho)/\ell$  で定まる周波数となるので、未臨界度  $\rho$  (\$) も求めることができる。

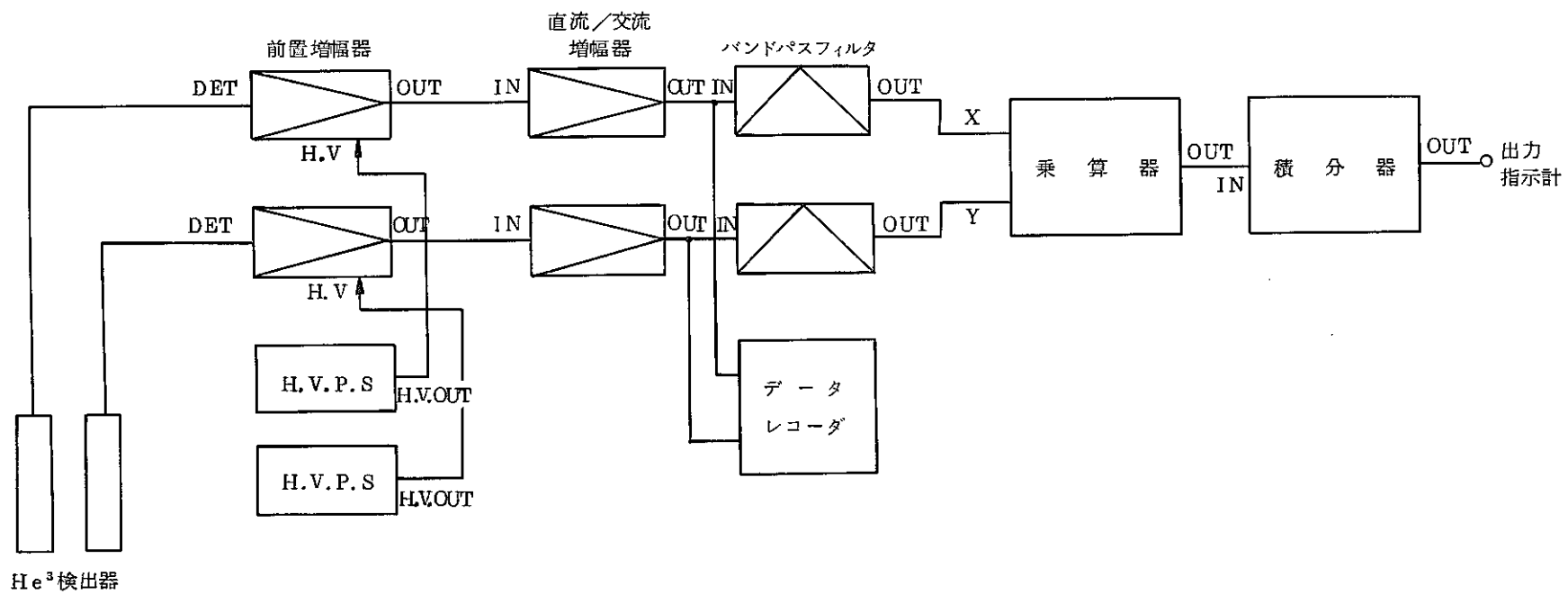


図 3.1 バンドパスフィルタ法ブロックダイアグラム



(ロ) 未臨界度の測定

臨界体系(約100W)から数\$の未臨界体系まで、数種の体系について測定を行ない、2本のHe<sup>3</sup>検出器からの信号を極性相関法で解析を行なう。本測定において、未臨界体系から調整棒および安全棒を挿入することにより実現する。

図3.2に極性相関法のブロックダイアグラムを示す。

本測定でも、2台のバンドパスフィルタの中心周波数を変えて、極性変換後の両出力の相関をとり、これよりコヒーレンス関数を求める。低周波数における臨界時ならびに未臨界時のコヒーレンス関数F<sup>c</sup>(ω)、F(ω)およびF<sup>c</sup>(ω)の折点周波数ω<sub>c</sub>を求め、(3)式により未臨界度ρ(\$)を求める。なお、(4)式によりβ/lも求めることができる。

$$\rho = 1 - \left\{ F^c(\omega) \frac{(1+k)F^c(\omega) + [(1-k)^2 F^c(\omega)^2 + 4k]^{1/2}}{2k(1-F^c(\omega))^2} \right. \\ \left. \times \frac{[(1-k)^2 F(\omega)^2 + 4k]^{1/2} - (1+k)F(\omega)}{2F(\omega)} \right\}^{1/2} \dots\dots\dots (3)$$

$$\beta/l = \omega_c \{ 1 - F^c(\omega) \}^{1/2} \dots\dots\dots (4)$$

ただし、k = i<sub>x</sub>/i<sub>y</sub>であり、i<sub>x</sub>、i<sub>y</sub>は各々He<sup>3</sup>検出器の出力電流の期待値である。これから求まる未臨界度は別法で求まる未臨界度と比較検討する。

(ハ) 炉出力の絶対値の測定

原子炉出力約100Wから約10kWまで段階的に上昇させて各出力で相互パワースペクトル密度Φ(ω)および2本のHe<sup>3</sup>検出器の出力電流i<sub>x</sub>、i<sub>y</sub>を直流電流測定器で求めて、次式により炉出力P(ω)を求める。

$$P = \frac{2}{M} \frac{\bar{\nu}^2 - \nu}{(\bar{\nu})^2} \cdot \frac{i_x \cdot i_y}{\Phi(\omega)} |G(j\omega)|^2$$

- ここで、 M : 炉出力1Wでの炉内のfission数
- G(jω) : 伝達関数
- ν : 1回の核分裂で生じる中性子数

これから求めた炉出力の絶対値は、出力分布測定で求めた炉出力と比較検討する。

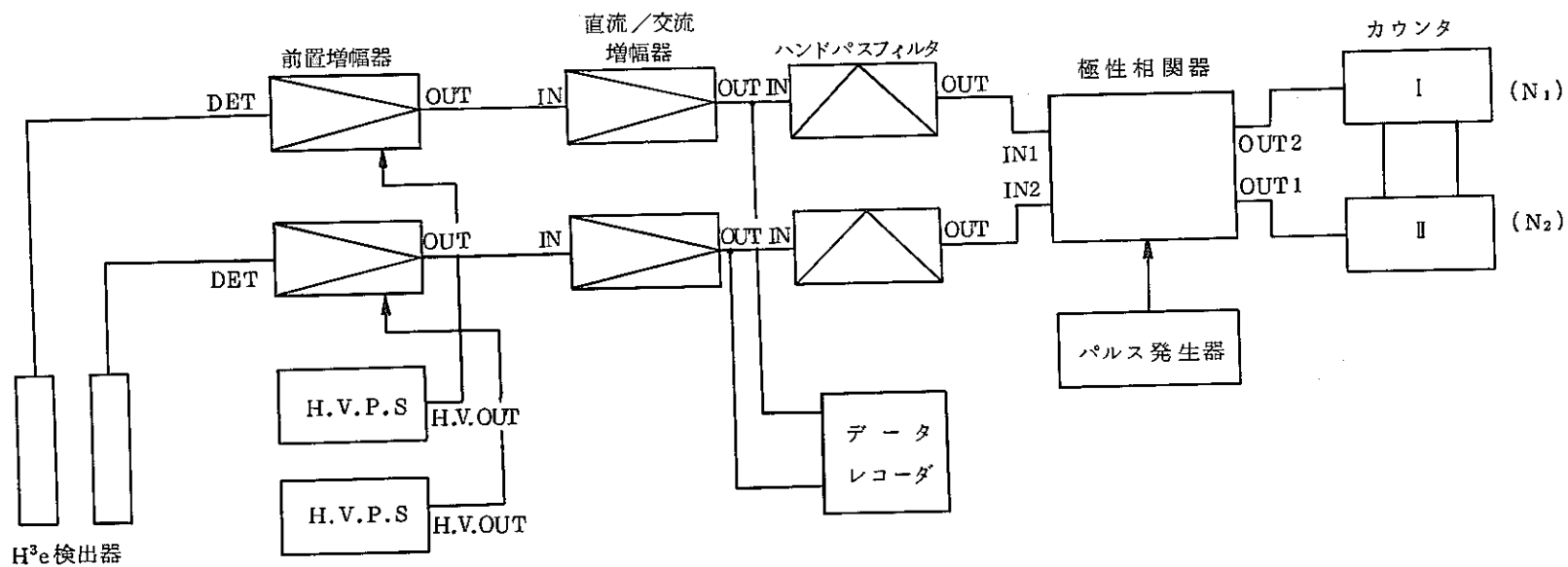


図 3.2 極性相関法ブロックダイアグラム

3.2.2 高出力炉雑音試験

(1) 運転条件

- |           |  |
|-----------|--|
| (イ) 運転モード | 「低出力」および「高出力」                            |
| (ロ) 原子炉出力 | 10 kW, 10 MW, 15 MW, 25 MW, 40 MW, 50 MW |
| (ハ) 冷却材温度 | 最高約 435 °C (原子炉出口温度)                     |
| (ニ) 冷却材流量 | 100 % 流量                                 |

(2) 試験方法

原子炉出力を上記出力レベルで一定にして、中性子束（核計装信号および特設チャンネル信号）および温度・流量信号（1次系，2次系冷却材温度，燃料集合体出口温度，1次冷却材流量等）をデータレコーダに記録し，炉雑音解析をする。

これらの信号は，核計装設備およびプロセス計装設備からの信号を分岐させて使用する。解析においては，データレコーダに取りこんだ各種信号より，そのパワースペクトル密度  $\Phi_{xx}(\omega)$  信号間の相互パワースペクトル密度  $\Phi_{xy}(\omega)$  を求めて，各信号間の伝達関数  $G_{xy}(j\omega)$  やコヒーレンス関数  $F_{xy}(\omega)$  等を次式により求める。

$$G_{xy}(j\omega) = \frac{\Phi_{xy}(j\omega)}{\Phi_{xy}(\omega)} \quad \dots\dots\dots (6)$$

$$F_{xy}(\omega) = \frac{|\Phi_{xy}(j\omega)|}{[\Phi_{xx}(\omega) \cdot \Phi_{yy}(\omega)]^{1/2}} \quad \dots\dots\dots (7)$$

上記の各種スペクトルより，(i) 各スペクトルのレゾナンスの存在 (ii) 出力変動に対する各プロセス量の寄与の割合 (iii) 各プロセス間の遅れ時間等の炉の特性を調べて炉の安定性を確認する。

#### 4. 試験実施の予定時期および期間

「常陽」の臨界達成は、昭和 年 月 頃の予定であり、臨界達成から1ヶ月後に初期炉心を構成し、低出力試験を実施する。低出力試験は、4ヶ月間予定しており、その後4ヶ月間出力上昇試験を実施する。

本試験は、低出力試験期間中および出力上昇試験期間中適宜実施し、出力上昇試験期間中は各出力上昇ステップごとに試験を実施する。本試験に要する期間は、延べ日数で下記の通りである。

##### 低出力試験時

炉雑音試験	15日間（据付・調整期間を含む）
パイルオンレータ試験	20日間（ “ ” ）

##### 出力上昇試験時

炉雑音試験	20日間
パイルオンレータ試験	30日間

## 5. 付 録

### I 試験装置の概要

本試験に使用する試験装置としては、パイルオシレータ装置、特設中性子計装設備、中性子検出器駆動装置、検出器受入集合体がある。

以下順にその概要を示す。

#### (1) パイルオシレータ装置

パイルオシレータ装置は、(a)駆動部、(b)延長管部、(c)回転吸収体、(d)下部案内管などより成る。

図 5.1 にパイルオシレータ装置の全体図を示す。

#### (a) 駆動部

駆動部はすべてハウジング内に納められて、回転プラグ上（制御棒予備孔位置）に固定される。駆動モータによる回転駆動は、歯車、回転軸、延長管を介して回転吸収体に伝えられる。

この回転軸は、歯車を介してシンクロにも結合され、その出力信号は解析装置にも伝えられる。

#### (b) 延長管部

延長管部は上部案内管と延長管から成る。

上部案内管は、上部に六角フランジを有する円管であり、回転プラグの炉心上部機構内に設置され、延長管の回転の際の案内をする。

延長管は、駆動部の回転軸と回転吸収体を連結するための管で、上端はボルトで回転軸と結合し、下端はフォークとなっている。延長管は、手動ハンドルによって上下でき、フォークを回転吸収体の上部のオリエンテーションキーに挿入することにより回転吸収体と結合できる。

#### (c) 回転吸収体

回転吸収体の構造を図 5.2 に示す。

回転吸収体は、上端部にハンドリングヘッド、オリエンテーションキー下端部にノズルが取り付けられた外側保護管により外形を形成し、内部に吸収体、バランス、スペーサが組込まれ、冷却ナトリウムを流すことにより冷却する。吸収体は3本の吸収要素を吸収体保護管内に収納する構造で、内部は冷却材ナトリウムで冷却する。吸収要素は、濃

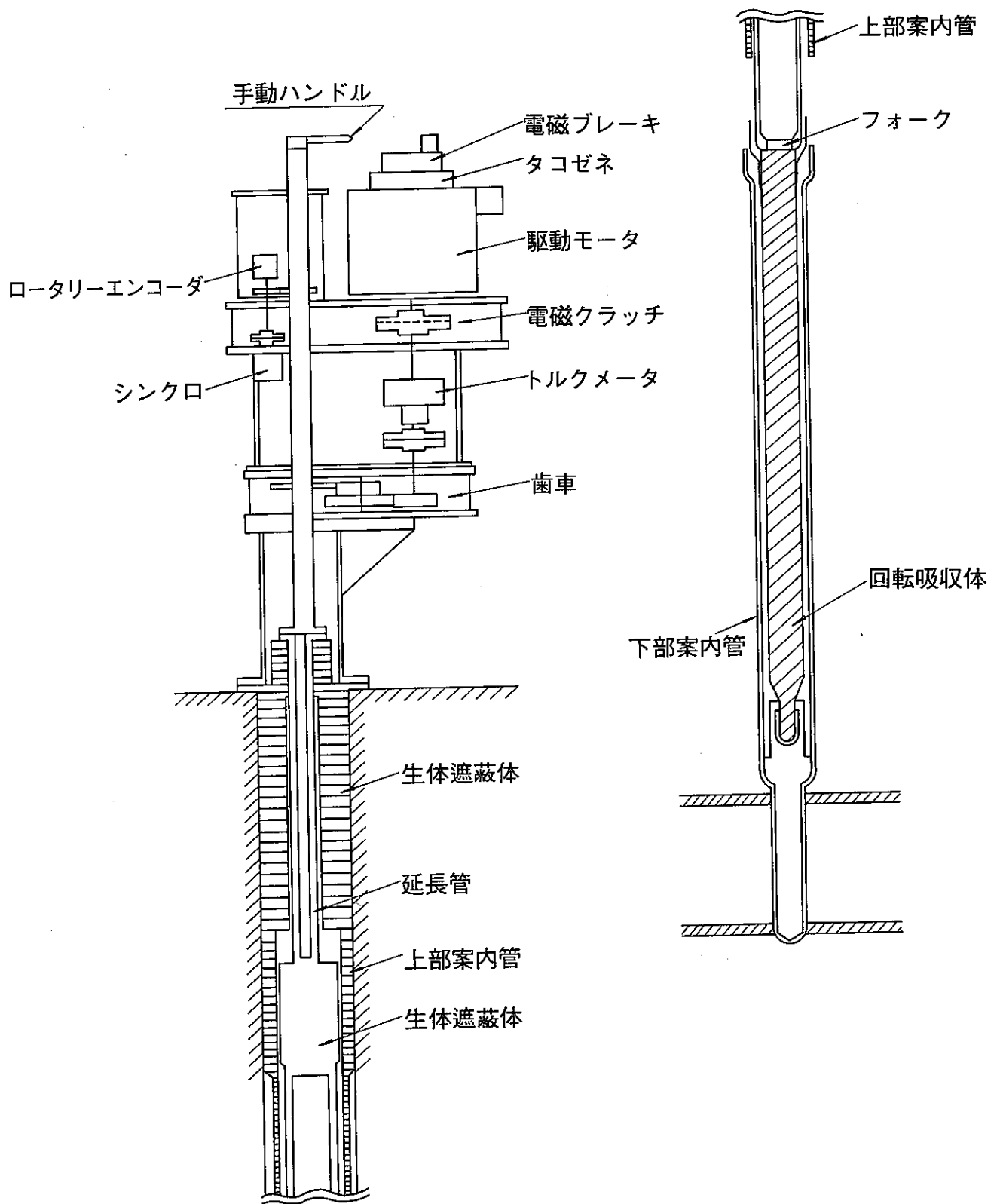


図 5.1 パイルオシレータ全体図

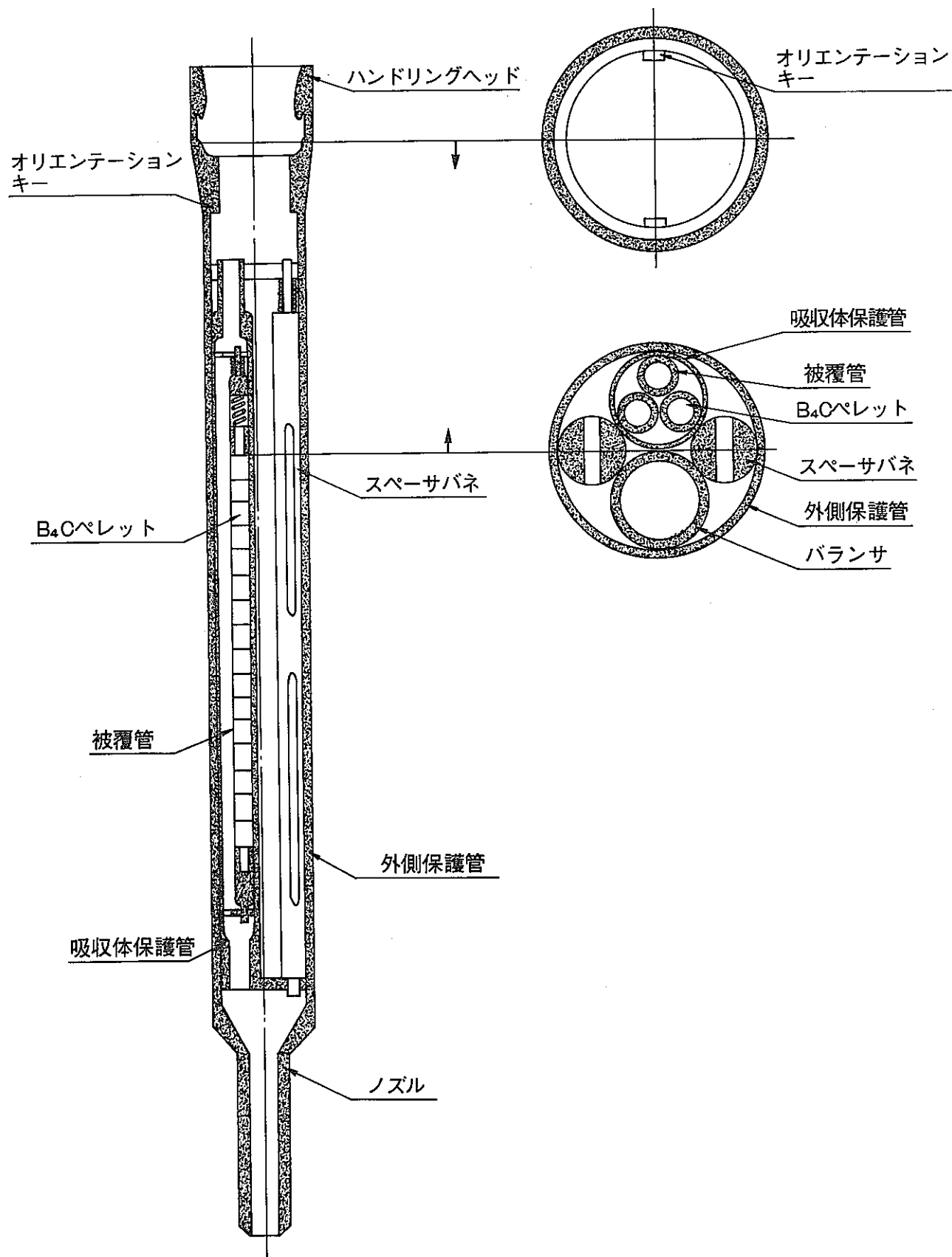


図 5.2 回転吸収体構造概要図

縮 B<sub>4</sub>C ペレットを被覆管内に装填したもので、両端に端栓を溶接した密封構造である。  
反応度変化幅は約 5 Φ である。

(d) 下部案内管

下部案内管は、六角のハンドリングヘッド、円筒の案内管、ラジアルベアリングおよびエントランスノズルから成り、回転吸収体の回転運動の案内および冷却材ナトリウムの導入の機能を有する。

(2) 特設中性子計装設備

出力上昇試験時に、中性子核計装設備と独立に中性子束信号を得るために、特設の r 線補償型電離箱を予備中性子検出器案内管 (Ch. 9) に設置する。

検出器は線形出力系検出器と同一仕様であるが、検出器位置が炉心に近い位置になるため、感度が出力系より約 1 桁高くなる。

(3) 中性子検出器駆動装置

本装置は、2本の He<sup>3</sup> 検出器を、炉心中心位置にあらかじめ装荷した検出器受入集合体に炉上部ピット蓋、回転プラグを貫通した案内管を介して挿入する装置である。

検出器案内管は、内部に検出器を収納し、アルゴンガスをパージさせる構造となっており、炉内一次系とのバウンダリーを構成する。外側案内管は、検出器案内管を検出器受入集合体に挿入する際のガイドとなるものである。

本装置は、本来駆動装置により上下駆動できる構造となっているが、本試験の場合には He<sup>3</sup> 検出器を炉心中心位置に固定して使用する。

図 5.3 にその外形図を示す。

(4) 検出器受入集合体

本集合体の外形は通常の燃料集合体とほぼ同じであるが、ラップ管の肉厚を厚くして、内部に検出器案内管が挿入できる構造となっており、燃料要素を内蔵しない集合体である。燃料交換機により、炉心中心部に装荷される。

図 5.4 にその外形図を示す。



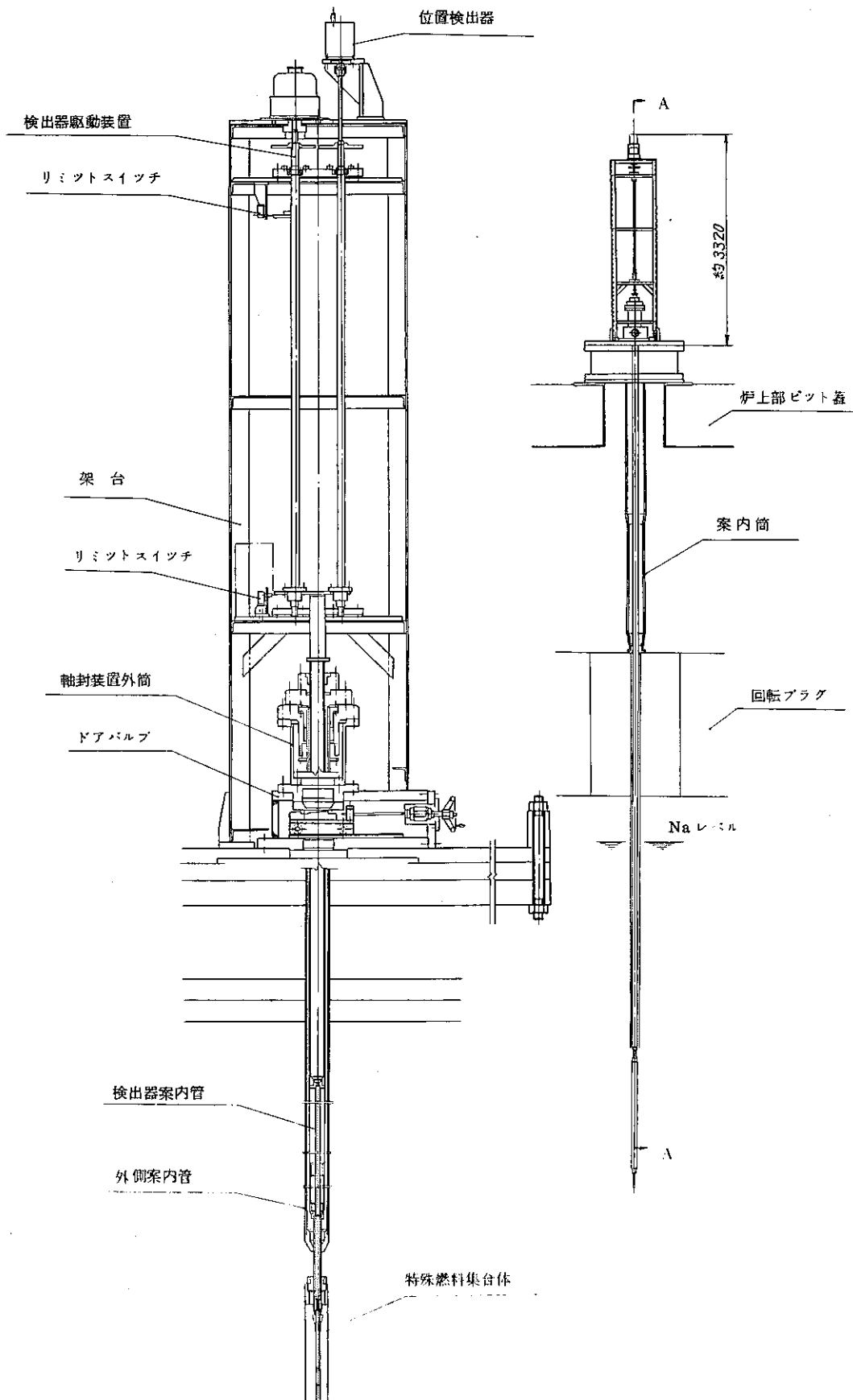


図 5.3 中性子検出器駆動装置全体図

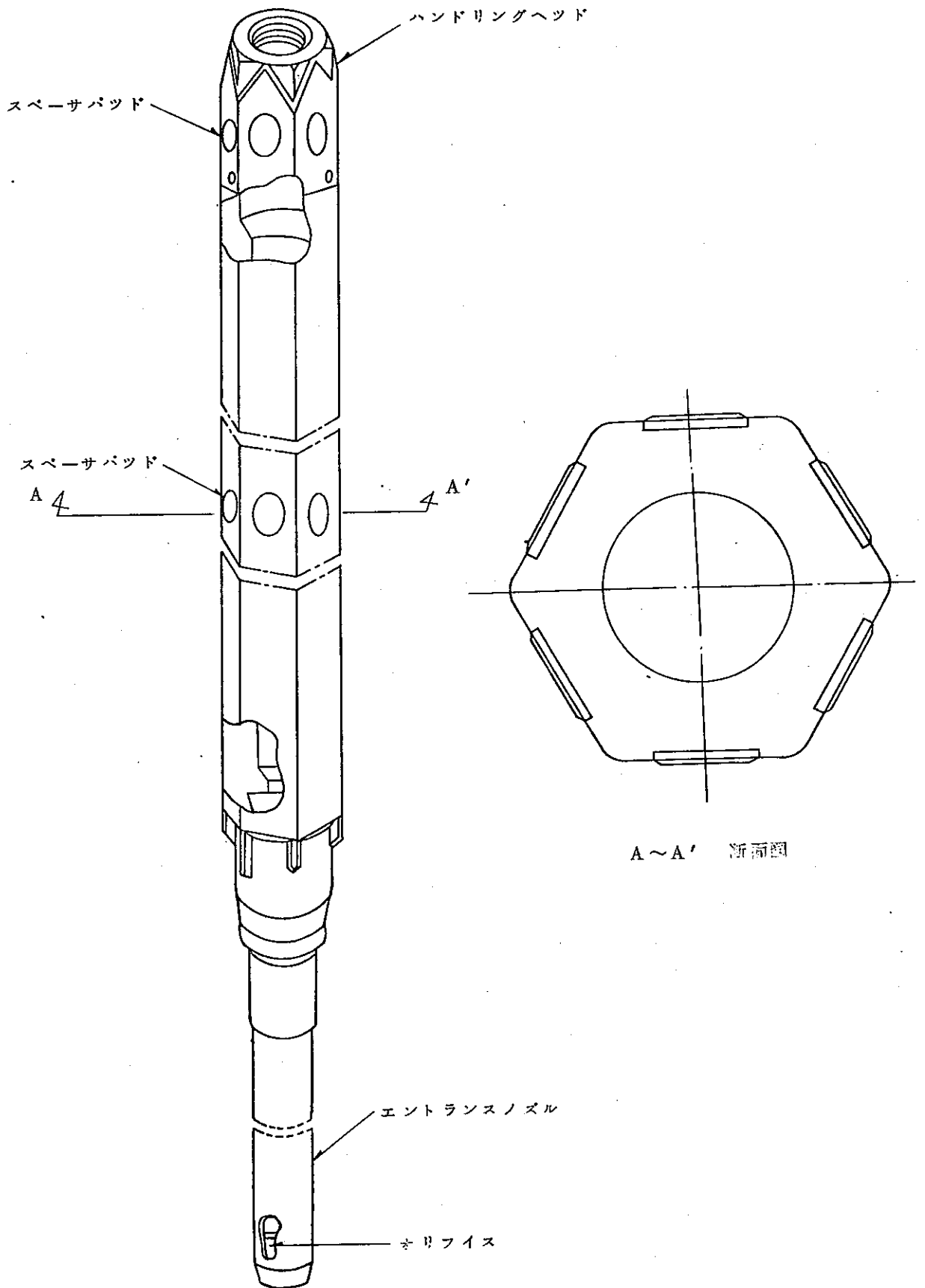


図 5.4 炉心用検出器受入集合体

## II 解析系

### (1) パイルオシレータ伝達関数解析系

図 5.5 にパイルオシレータ伝達関数解析系ブロック図を示す。

解析は、主に相関法で行うが、各種信号はすべてペンレコーダおよびデータレコーダに記録するので、別法でも伝達関数を求める予定である。

相関法では、相関計を用いて、シンクロ電機出力と各種プロセス量のバッキング回路を通った信号との相関関数を求める。この場合、解析誤差を少なくするために解析時間を測定周波数の周期の整数倍に設定する。これから求めた相関関数のピークの位置とピーク値より測定周波数での位相と利得を求める。

図 5.6, 図 5.7 に「常陽」の伝達関数(ボード線図)を示す。

### (2) バンドパスフィルタ法

図 3.1 にバンドパスフィルタ法のブロックダイヤグラムを示す。

2台のバンドパスフィルタの中心周波数  $\omega_i$  (バンドパスフィルタの帯域幅  $\Delta\omega_i$ ) を変えて積分器の出力電圧  $V_i$  (積分時間  $T$  とする) を求めると、次式より測定周波数  $\omega_i$  でのパワー・スペクトル密度  $\Phi(\omega_i)$  が求まる。

$$\Phi(\omega_i) = \frac{V_i}{K \cdot T \cdot \Delta\omega_i}$$

ここで、 $K$  は増幅器等のゲインで定まる定数である。

### (3) 極性相関法

図 3.2 に極性相関法のブロックダイヤグラムを示す。

2台のバンドパスフィルタの中心周波数  $\omega_i$  を変えてカウンタ I のカウント数  $N_1$ , カウンタ II のカウント数を  $N_2$  とすると、コヒーレンス関数  $F(\omega_i)$  は次式で求められる。

$$F(\omega_i) = \text{Sin} \frac{\pi_1}{2} \left( \frac{N_2 - N_1}{N_2 + N_1} \right)$$

ここで、 $N_2$  は、パルス発生器 (100 KHz) の出力パルスのうち、2つの信号が同極性となる時間内のパルス数であり、 $N_1$  は、逆極性となる時間内のパルス数である。

つまり、 $\frac{N_2 - N_1}{N_2 + N_1}$  が、2信号 (2本の  $H_e^3$  検出器信号をバンドパスフィルタに通し、極性変換して得た信号) 間の極性相関の時間平均値である。

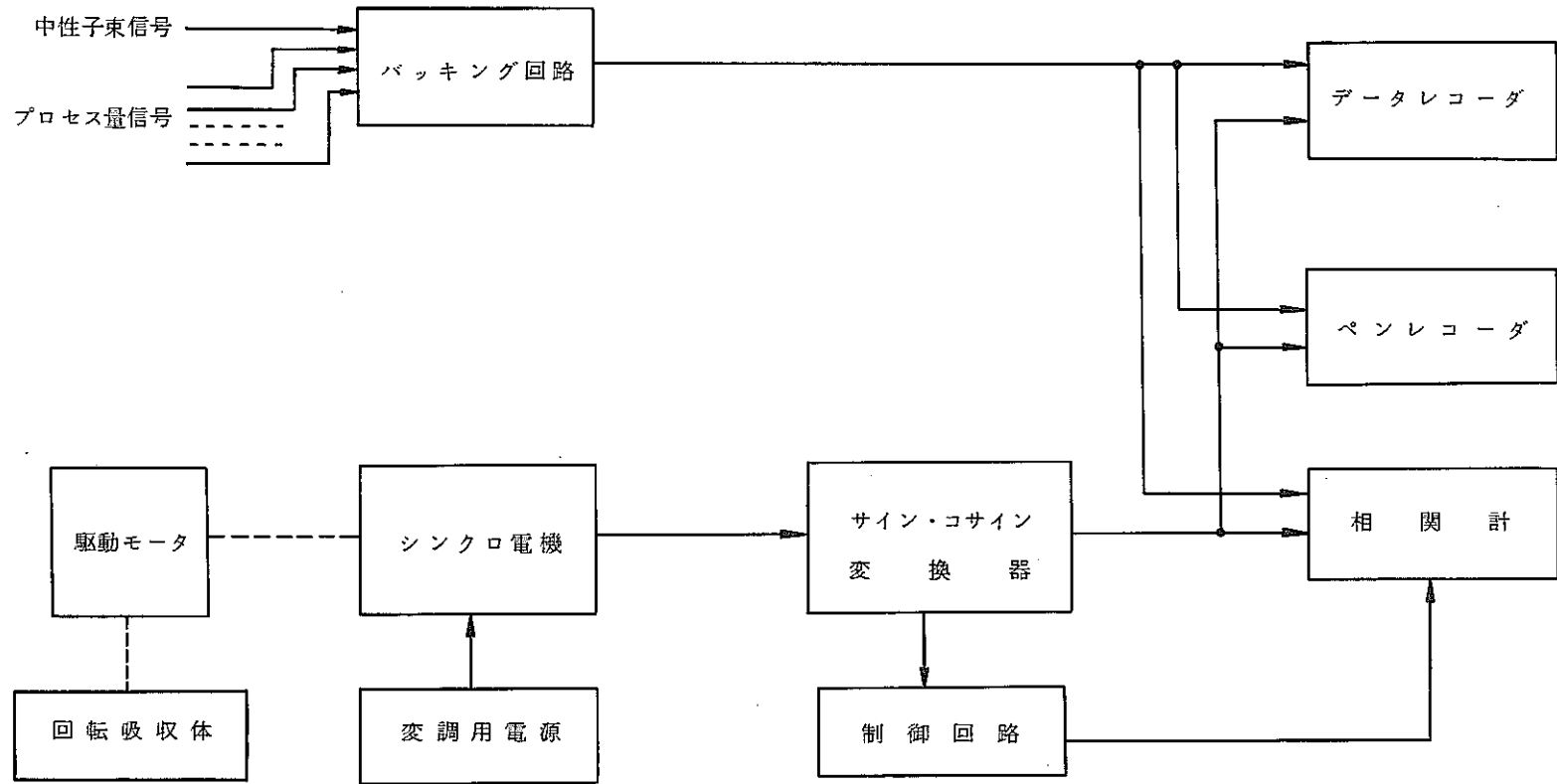


図 5.5 パイルオシレータ伝達関数解析系ブロック図

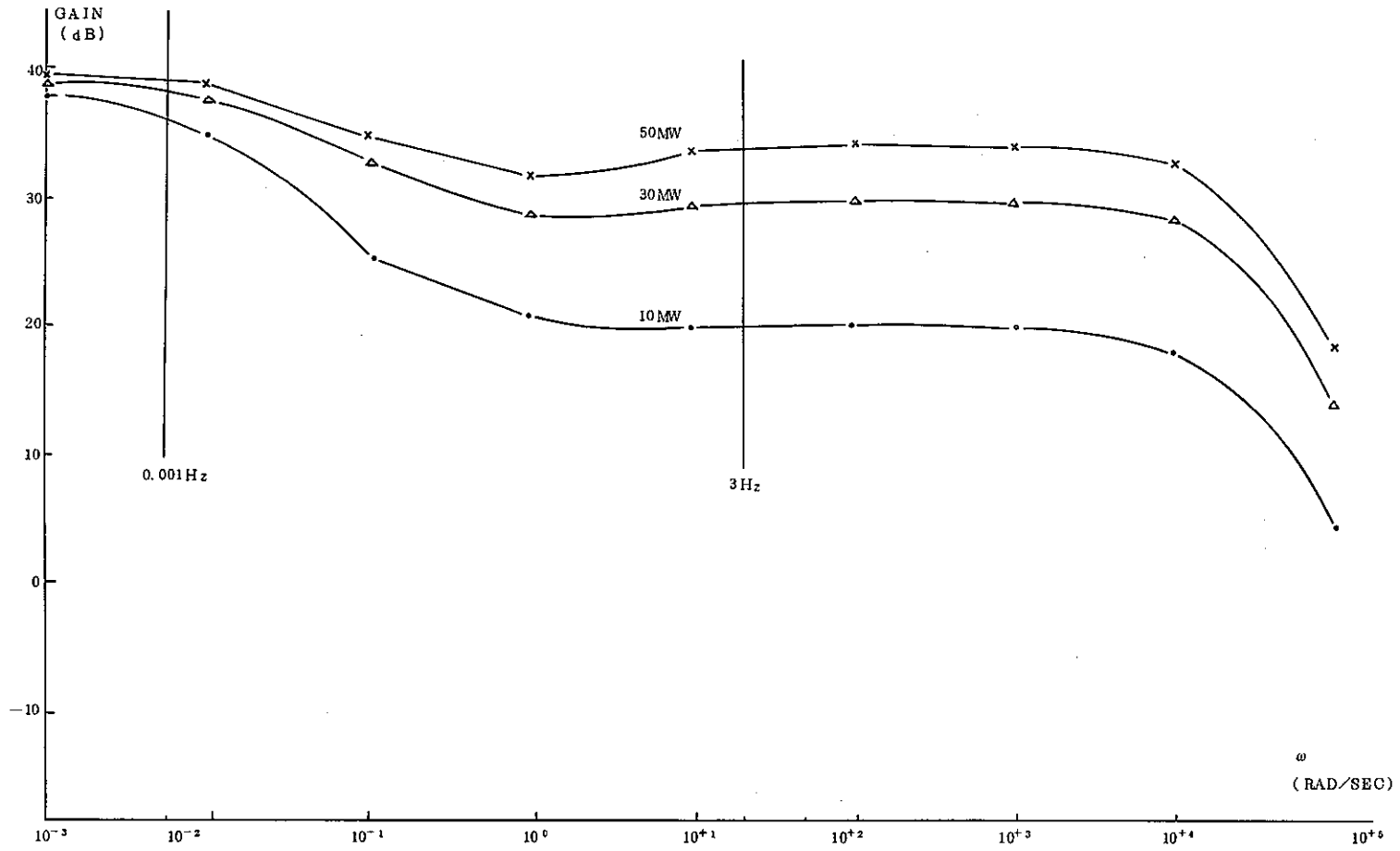


図 5.6 「常陽」伝達関数(ボード線図)  
 (初期炉心, 反応度係数標準値, Gain-Freq. 関係)

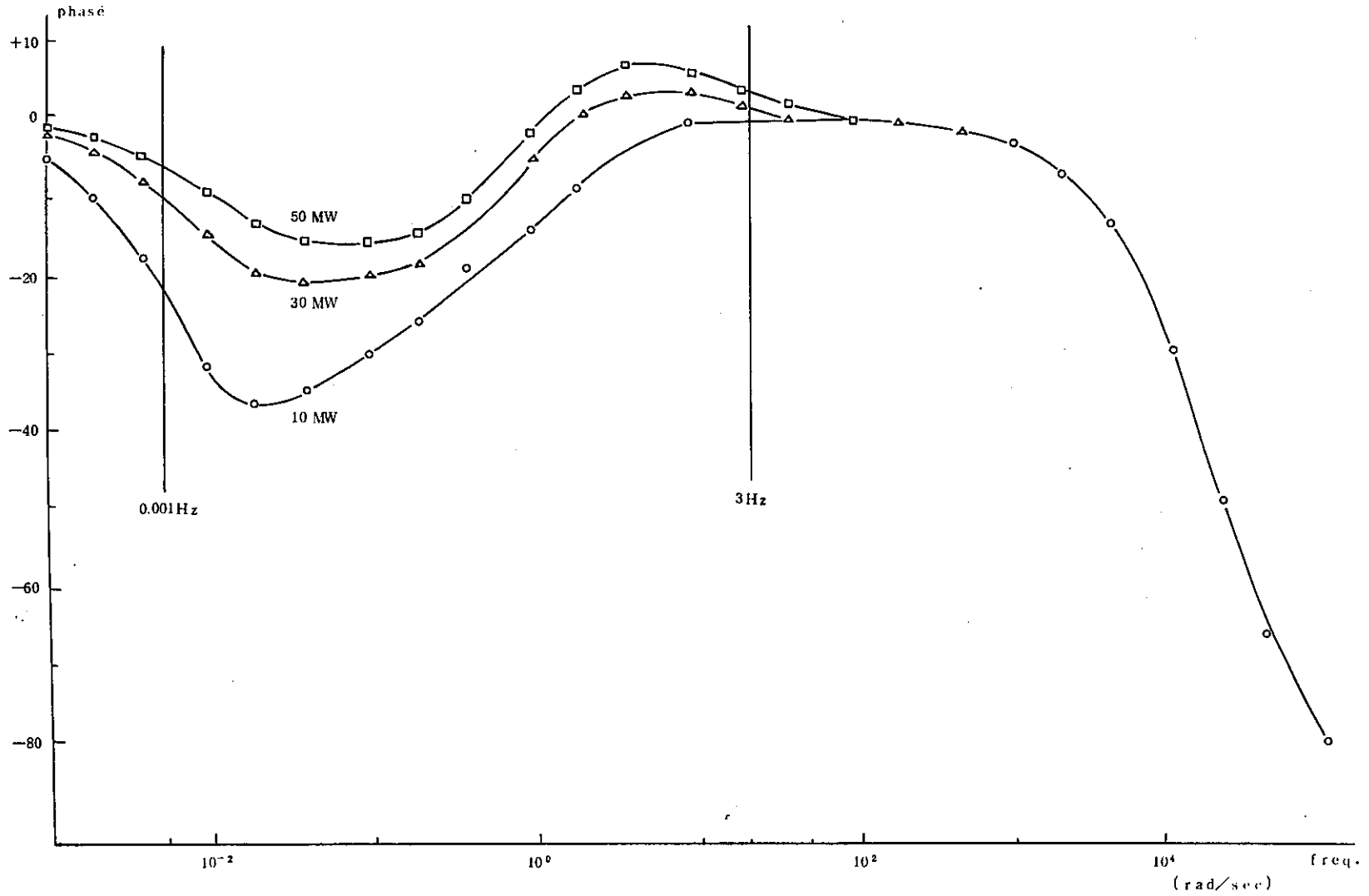


図 5.7 「常陽」伝達関数 (ボード線図)  
 (初期炉心, 反応度係数標準値, phase-freq. 関係)

## Ⅱ 出力上昇試験全体計画

## 目 次

1. 試験目的 .....	149
2. 系統設備の概要 .....	150
3. 試験方法 .....	152
4. 試験期間 .....	154

### 付 録

1. 安全保護系項目表
2. 試験出力計画表



## 1 試 験 目 的

「常陽の出力を段階的に上昇させ、各系統施設が設計性能を満足していることを確認しながら、第1期定格出力のMWを達成する。50MW達成後、100時間連続運転を行ないプラントを安全に運転できることを確認する。

## 2 系統設備の概要

### 2.1 原子炉冷却系統

原子炉冷却系統施設は、炉心を含む1次ナトリウム系と炉心を含まない2次ナトリウム系統より成り、各々主冷却系統2系統、補助冷却系統1系統及び充填ドレン系統などの付屬系統より成る。

冷却材は、液体金属ナトリウム1次ナトリウム系機器は、格納容器内の窒素ガス雰囲気中に置かれ、2次ナトリウム系は、一部を格納容器内に、主冷却系統設備の残りの部分は、原子炉建物に隣接して設置する主冷却機建物に補助冷却系統の残りの部分は、原子炉付屬建物内に施設された冷却系統の周辺は空気である。

原子炉で発生した熱は中間熱交換器に運ばれ、ここで2次冷却材に伝えられる。2次冷却材に伝えられた熱は、冷却器に入り、大気に放散される。主冷却系の冷却材は、1次2次共に機械式ポンプ、補助冷却系の冷却材は、1次2次共に電磁ポンプで循環される。冷却系統施設にはそのほか、ナトリウム純化系統設備、オーバフロ系統設備、ナトリウム充填ドレン系統設備、これらは、オーバフロ系統設備を除き、1次冷却系、2次冷却系の各々に設備されている。

ナトリウム純化系統設備は、冷却材を所要の純度に保ち、冷却材としての性能を維持するための設備で、不純物除去のコールドトラップにより行う。

オーバフロ系統設備は、1次冷却系に設備され原子炉容器内ナトリウム液位を一定に保つ機能を有する。炉容器内ナトリウムは温度変化により、その体積が膨張収縮するのでオーバフロ系統によりこの変動分を吸収し、炉容器内ナトリウム液位を一定に保つ。

ナトリウム充填ドレン系統設備は、冷却材であるナトリウムを受入れ系統内に充填し或いはメンテナンス時など系統内のナトリウムをダンプタンクへドレンする。

主冷却系は、2系統で100 MWの除熱能力を有する様、設計される。原子炉の制御方式は冷却材流量並びに、原子炉入口冷却材温度制御は、2次冷却系に設備される冷却器の空気流量を調整することにより行う。

原子炉停止後の崩壊熱除去は、主冷却系の除熱能力を減少して行う。

補助冷却系は、何らかの原因で主冷却系統による崩壊熱除去ができなくなった場合及び炉内検査時の崩壊熱除去を行うために設備される。補助冷却系の定格容量は2.6 MWtである。

熱料交換操作時の崩壊熱除去は、主冷却系にて定格流量の約30%の冷却材流量にて行う。

## 2.2 計測制御系統

計測制御系統施設は、制御系と計装系からなる。制御系として原子炉の出力を制御する制御設備が設けられる。制御設備は、制御棒、制御棒駆動機構、原子炉の出力制御設備及び原子炉保護系から成る。通常運転中は、調整棒により原子炉の出力を制御し、また停止するのに必要な反応度が確保される。制御棒の操作は、中央制御室に設けられた原子炉出力制御設備から手動操作により行なわれる。

計装系としては、核計装系、プロセス計装系及び燃料破損検出系が設けられる。核計装は起動系、中間系、線形出力系から構成され、原子炉の運転出力に応じて炉内の中性子束の状態を監視し、異常を検知した場合には、安全動作信号を発する。各系統は、2系統又は、3系統から成り多重性により安全を確保している。プロセス計装は、冷却系統設備をはじめ各系統設備の温度、圧力、流量等のプロセス量を監視するものであり異常を検知した場合は、安全動作信号を発する。重要な計装については、複数の検出器を設けて多重性を確保している。燃料破損検出設備は、遅発中性子法とプレシピテータ法があり、破損燃料から放出された核分裂生成物を検出することを目的としている。

## 2.3 放射性廃棄物の廃棄施設

放射性廃棄物は、原子炉付属建物地下2階の廃ガス処理室、廃液タンク室並びに廃棄物処理建物において処理される。

廃気は廃ガスタンク室の廃気処理設備に応じて貯留され、減衰を待って排気筒へ放出される。

## 2.4 放射線管理設備

放射線管理設備は、放射線監視モニタによりなるが、これらモニタ類は、更に屋内管理用モニタと屋外管理用モニタに大別される。

### (1) 屋内管理用モニタ

原子炉格納容器、原子炉付属建物、廃棄物処理建物、及びメンテナンス建物の各所にエリアモニタ、ダストモニタ、ガスモニタ、ダストサンプラーなどの固定モニタを設置する。

### (2) 屋外管理用モニタ

屋外管理用モニタは、施設より環境へ排出する排気あるいは排液モニタリングするための排出モニタと原子炉運転に伴なう敷地周辺の空間線量率の変動を監視する野外管理用モニタリングポストがある。

### 3 試験の方法

出力上昇試験は、7.5MW、15MW、25MW、40MW、50MWの5段階で行い、50MW達成後、100時間連続運転を行う。

出力上昇の各段階では、熱出力校正、制御の調整、プラントの正常時特性試験等の炉心およびプラントの性能ならびに放射線遮蔽性能を確認する。

この他、出力係数ならびにパイルオシレタ法による炉心およびフィードバック系の伝達関数を求める。

同様にナトリウム、カバーガス等をサンプリングし、各種分析を行い基礎データを得る。

なお、原子炉運転中は常時、放射線監視、燃料破損監視、音響法による炉内異常監視、音響法によるプラント主要機器の異常監視に関する基礎データをとる。

出力上昇試験に先立ち、新たに中性子源を、定格出力運転時の所定位置に装荷する。

#### 3.1 7.5MW出力試験（15%出力）

以下の運転性能を確認し、所要時間その他の起動時の操作手順の妥当性をチェックする。

- ① 臨界から約6.5MW迄の出力上昇で、主冷却器の出入口ダンパを閉とし、主冷却器による温度制御は行わないで、原子炉入口温度を250℃から370℃に上昇させる。
- ② 6.5MW以上で、主冷却器の冷却空気流量を手動で制御し、原子炉入口温度を370℃に維持する。
- ③ 7.5MWで、主冷却器の冷却空気流量を自動制御し、原子炉入口温度を370℃に制御する。

また、0～200KWで炉容器内自然対流による除熱能力試験を行う。次に0～2.6MWで補助冷却系の除熱能力試験を行う。これらの試験により崩壊熱の除去能力を確認する。

次に、2次主循環ポンプトリップ、主送風機トリップ、外部電源喪失のプラント異常時過渡試験を行い、プラントが安全に停止することを確認する。

#### 3.2 15MW出力試験（30%出力）

本出力において、主冷却器の冷却空気流量を自動制御することによって、原子炉入口温度を2ループとも安定に370℃に維持できることを確認し、併わせて正常運転時の各機器の運転性能が設計を満足していることを確認する。

#### 3.3 25MW出力試験

本出力は第1期炉心定格出力の50%出力であり、本出力での試験結果により、定格出力での試験を安全に実施できることを確認する。

即ち、制御系の安定性試験、及びプラントの異常時過渡応答試験、出力係数について測定を行う。

制御系の安定性試験としては、下記の試験を行い、プラントの主変数の減巾比が0.25以下であることを確認する。

- ① 調整棒小引抜応答試験
- ② 主冷却出口温度応答試験

プラントの異常時過渡試験としては下記の試験を行い、プラントの熱過渡特性が設計条件を満足しており、各種の安全保護動作が、規定通り追従し、プラントが安全に停止したことを確認する。

- ① 調整棒一斉挿入
- ② 手動スクラム
- ③ 1次主循環ポンプトリップ
- ④ 2次主循環ポンプトリップ
- ⑤ 主送風機トリップ
- ⑥ 外部電源喪失

### 3.4 40 MW出力試験（80％出力）

出力係数の測定および制御系の安定性の確認等に重点を置き、プラントの正常運転時性能が設計を満足していることを確認する。

これらの試験結果に基づき、定格出力に上昇させる判断を行う。

### 3.5 50 MW出力試験（100％出力）

先ず第1期炉心の定格出力の発熱量があることを確認し、核計装出力計を100％に調整する。

また、プラントの各系統施設の運転性能が、設計どおりであることを確認する。

次に、プラントの異常時過渡特性試験を行い、プラントを安全に停止できることを実証する。

### 3.6 50 MW 100時間連続運転

50 MW 100時間連続運転を行い、安定した運転性能を有することを確認する。

また、燃焼係数を測定し、45日サイクル運転が可能であることを確認する。

この試験終了後、実際の崩壊熱を主冷却系により除去できることを確認する。

#### 4 試験実施予定期間

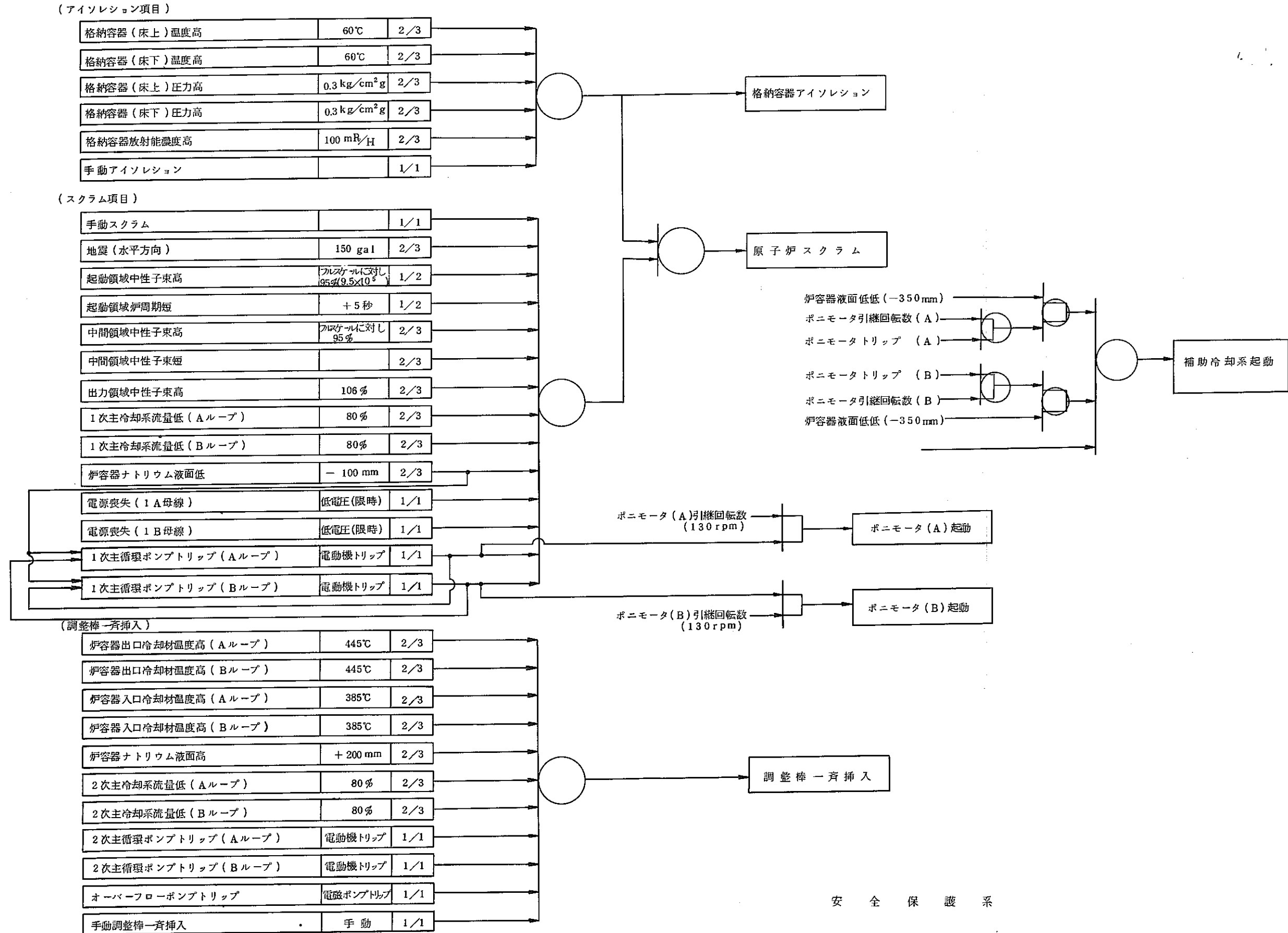
「常陽」の臨界・低出力試験完了後、出力上昇試験を行う。

試験に必要な期間は約13週間である。

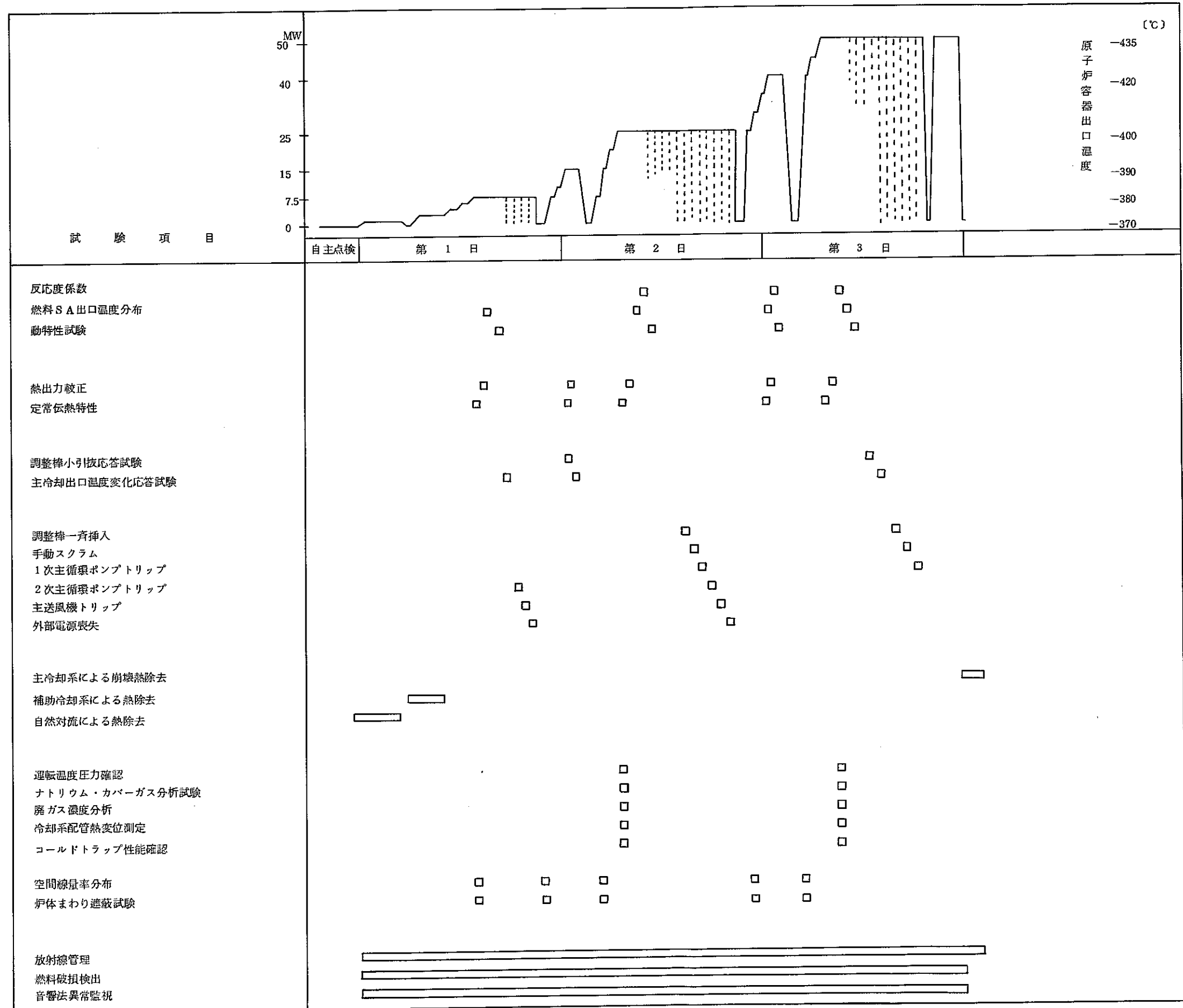
① 7.5MW出力試験	約 3 週間
② 15MW出力試験	約 1 週間
③ 25MW出力試験	約 4 週間
④ 40MW出力試験	約 1 週間
⑤ 50MW出力試験	約 3 週間
50MW 100時間連続運転	約 1 週間

## 付 録

1. 安全保護系項目表
2. 試験出力計画







試験出力計画

## Ⅱ - 1 熱・流力特性

PT-1.1 熱出力較正

PT-1.2 定常伝熱特性

## 目 次

1. 試験目的 .....	160
2. 系統設備の概要 .....	161
2.1 主冷却系設備 .....	161
2.2 核計装設備 .....	161
3. 試験の方法 .....	162
3.1 熱出力較正 .....	162
3.2 定常伝熱特性 .....	162
4. 試験実施予定時間と期間 .....	163
5. 付録 .....	164

炉出力と各部温度の関係

## 1 試験目的

本試験は、低出力から定格出力までの各段階において、熱出力を測定し、核計装設備における出力系の較正を行うと同時に、定常状態における中間熱交換器、主冷却器の特性を調べ、設計余裕を確認する。

## 2 系統設備の概要

### 2.1 主冷却系設備

主冷却系は、2ループにより構成され、各ループは1次系および2次系の各系統より成る。炉心部で発生した熱は、1次系ループにより中間熱交換器で2次系ループに伝達され、さらに主冷却器によって大気中に放散される。定常出力運転時は、各ループの冷却材流量は定格値(1086 t/h)に維持される。

### 2.2 核計装設備

核計装設備は、起動系、中間系、出力系の3系統からなる。起動系は、原子炉最大出力(100 MW時)の約 $2 \times 10^{-8} \%$ ～ $5 \times 10^{-3} \%$ 、中間系は約 $1 \times 10^{-3} \%$ ～10%、線形出力系は約1%～125%の中性子束をそれぞれオーバーラップして測定できるよう設計されている。

### 3 試験の方法

#### 3.1 熱出力較正

##### (1) 運転条件

- |               |                               |
|---------------|-------------------------------|
| (イ) 原子炉運転モード  | 「高出力」                         |
| (ロ) 原子炉出力     | 7.5MW, 15MW, 25MW, 40MW, 50MW |
| (ハ) 主冷却系冷却材流量 | 100%                          |

##### (2) 試験方法

上記の運転条件に対して定常状態が維持できていることを確認した後、主冷却系、オーバ・フロー系、補助冷却系の各冷却材流量、出入口冷却材温度の各記録計の読みを記録する。この測定結果より、核出力と熱出力が比例関係にあることを確認すると同時に、線形出力計を熱出力により較正する。運転条件における原子炉出力は核出力較正によって定められたものを用いる。

#### 3.2 定常伝熱特性

##### (1) 運転条件

- |               |                               |
|---------------|-------------------------------|
| (イ) 原子炉運転モード  | 「高出力」                         |
| (ロ) 原子炉出力     | 7.5MW, 15MW, 25MW, 40MW, 50MW |
| (ハ) 主冷却系冷却材流量 | 100%, 90%                     |

##### (2) 試験方法

###### (イ) 中間熱交換器伝熱特性

上記の各原子炉出力（熱出力）において定常状態が維持されていることを確認した後、中間熱交換器の1次側、2次側出入口の冷却材温度、冷却材流量を測定する。この測定結果から中間熱交換器の熱収支を算出し、熱交換効率等の特性を求める。

また、中間熱交換器の伝熱特性の流量依存性を調べるため、1次側および2次側冷却材流量を約10%減少させた場合についても同様に試験を実施する。

###### (ロ) 主冷却器伝熱特性

中間熱交換器伝熱特性の測定と同様に、定常出力状態における主冷却器の1次側、2次側出入口の冷却材温度、冷却材流量を測定する。主冷却器2次側冷却材（空気）流量は、出口ダクト部における流速分布を測定することにより算出する。これらの測定結果から主冷却器の熱収支を算出し、熱交換効率、除熱能力等の特性を求める。

#### 4 試験実施予定時期と期間

本試験は、出力上昇期間中の各出力上昇ステップごとに実施する。本試験に要する期間は、延べ日数で下記の通りである。

熱出力較正 2日

定常伝熱特性 4日

合計 6日

## 5 付 録

### 炉出力と各部温度の関係

高速実験炉「常陽」では、1次、2次の主冷却システムの冷却材流量は炉出力によらず100%で一定であり、炉容器入口の温度も炉出力によらず一定で370℃を維持する運転法を採用している。

各炉出力に対応した各部温度は、定常状態におけるシステムのヒートバランスより求めることができ、図1に示す関係がある。

図2に50MW出力時における、主冷却系、補助系、オーバ・フロー系の熱平衡図を示す。



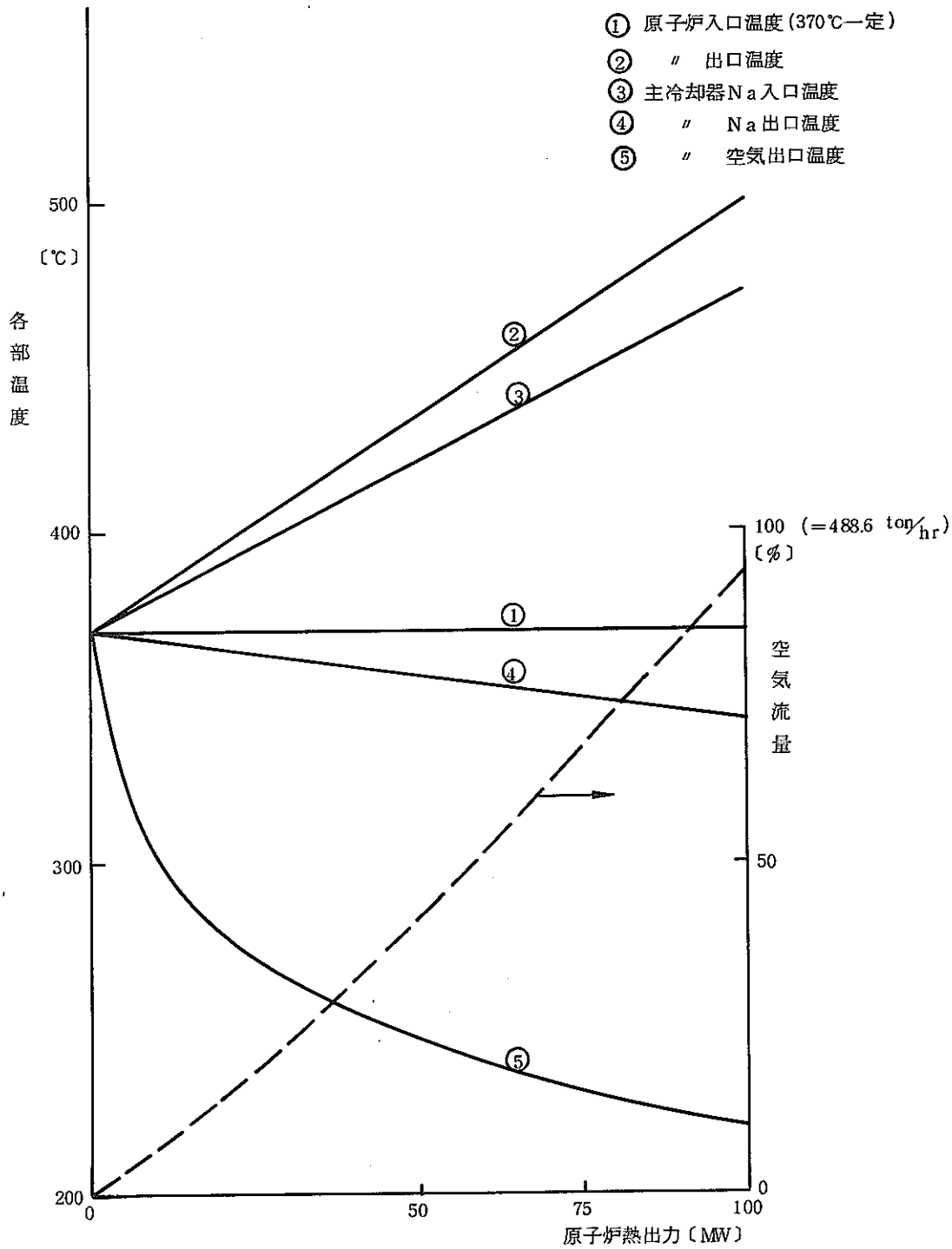


图 1. 原子炉热出力と各部温度

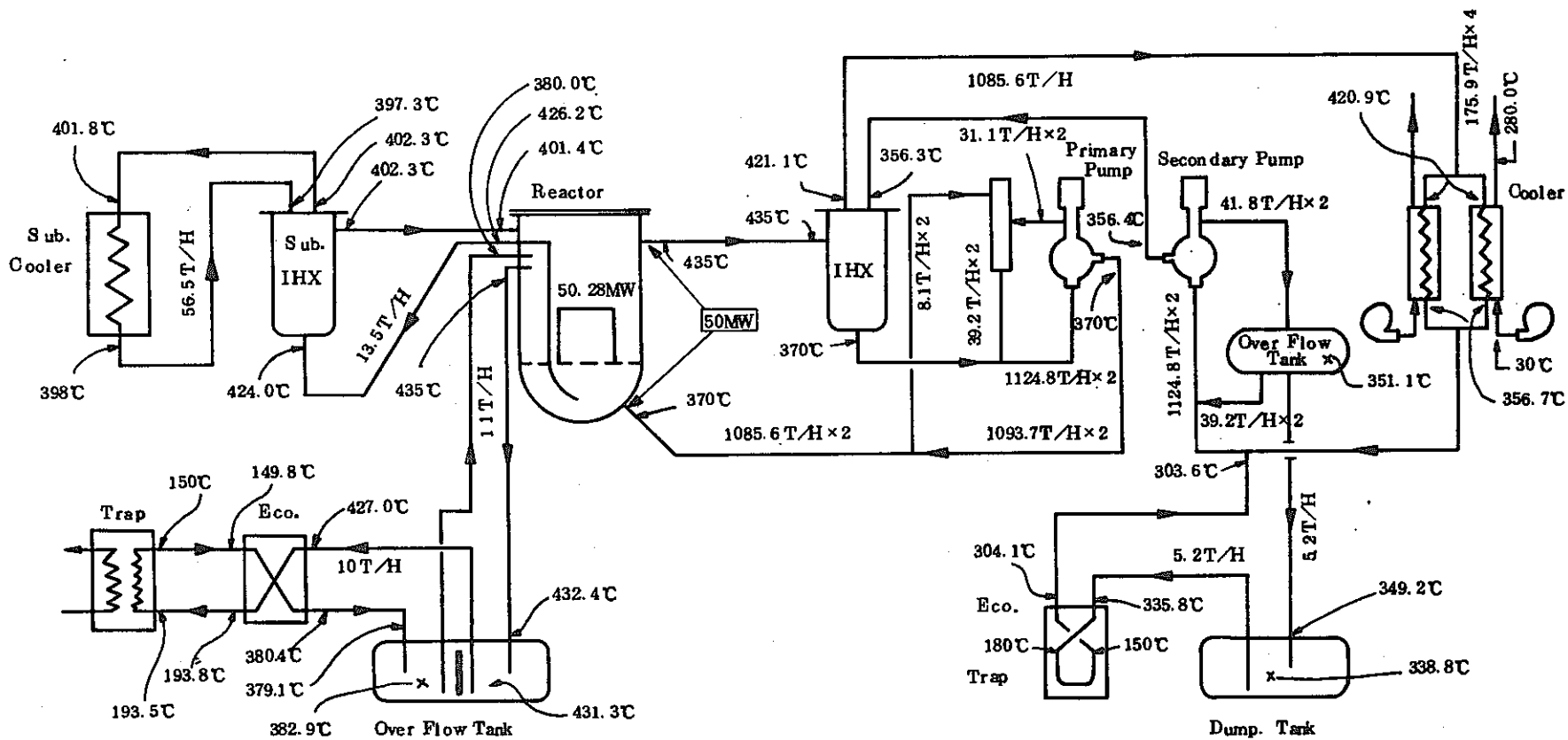


図 2. 50 MW 運転時熱平衡図

注) 本図は現実的モデルにより実運転温度を計算したものである。

## Ⅱ - 2 安定性試験

P T - 2 1 調整棒小引抜応答試験

P T - 2 2 主冷却器出口温度変化応答試験

## 目 次

1. 試験目的 .....	169
2. 系統設備の概要 .....	170
2.1 出力制御系設備 .....	170
2.2 冷却材温度制御系設備 .....	170
3. 試験の方法 .....	172
3.1 調整棒小引抜応答試験 .....	172
3.2 主冷却器出口温度変化応答試験 .....	172
4. 試験実施予定時期と期間 .....	174
5. 付録 .....	175
5.1 炉出力と各部温度の関係	
5.2 外乱応答解析例	

## 1 試験目的

本試験は、定常運転状態における反応度外乱、冷却材温度外乱に対してプラント全体として安定に運転できることを確認する。

また、本試験において、制御系の制御特性および安定性を調べる。

## 2 系統設備の概要

### 2.1 出力制御系設備

原子炉の出力は炉心に配置された6本の制御棒によって制御される。制御棒は4本の安全棒と2本の調整棒より構成され、安全棒は出力上昇開始以後はすべて引抜かれた状態にあり原子炉およびプラントの異常状態の検出の信号によって急速に炉心内に挿入される。一方、調整棒は起動時および運転時の出力レベルの変更、燃焼に伴う反応度変化による反応度変化を手動により制御できるように設計されている。

制御棒の動作は安全動作と通常動作の2種類に分けられる。安全動作はスクラム動作と調整棒一斉挿入動作から成る。通常動作では、制御棒は常に一定の速度で駆動され、その駆動速度は $130 \text{ mm/min}$ 以下で、これによる反応度変化率は最も反応度効果の高い位置で約 $3\%/\text{sec}$ である。

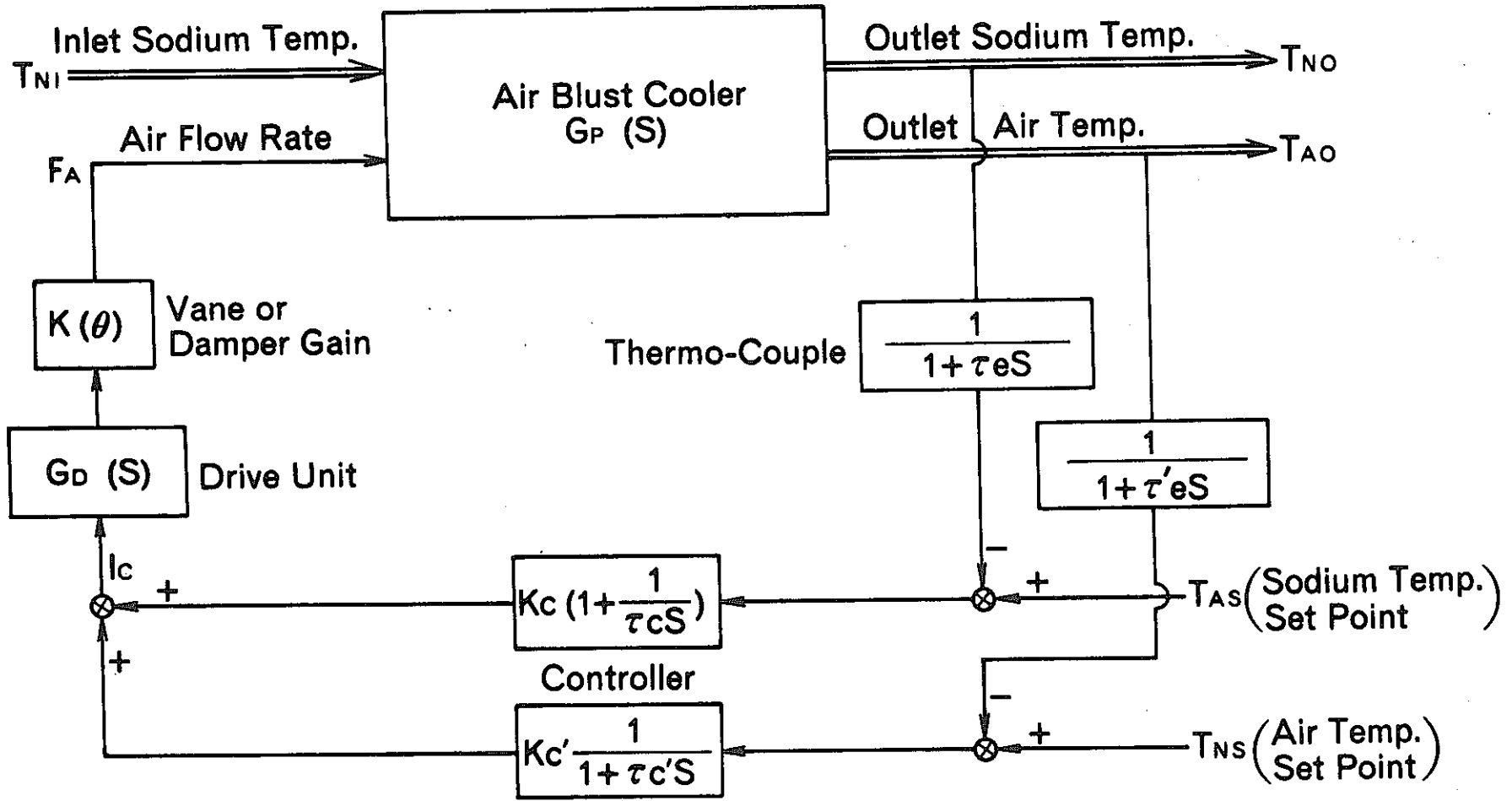
### 2.2 冷却材温度制御系設備

冷却系は主中間熱交換器や主冷却器などの熱容量の大きな機器と輸送時間の長い配管系で構成される。冷却材温度の変化は、通常運転時には、非常にゆっくりした応答となる。「常陽」では、原子炉で発生した熱は、一次主冷却系から中間熱交換器を介して二次主冷却系に伝達され、主冷却器の送風機によって大気中に放散される。

冷却材温度制御系は、主冷却器の空気流量の調節による主冷却器出口Na温度の制御行なう系である。冷却材温度制御系では、上記のように、主冷却器出口Na温度をその設定値に維持するよう主冷却器の空気流量を調節するのが基本思想とし、これに加えて、主冷却器出口空気温度からも制御信号を取出している。

これらの2つの制御信号を加算した信号により、ドライブユニットを介して、主送風機インレットバーン、主冷却器入口ダンパを操作して空気流量を変化させる。

冷却材温度制御系のブロック図を第1図に示す。



第 1 図 冷却材温度制御系ブロック図

### 3 試験の方法

#### 3.1 調整棒小引抜応答試験

##### (1) 運転条件

(イ) 原子炉運転モード	「高出力」
(ロ) 原子炉出力	25MW, 50MW
(ハ) 原子炉出口Na温度	約402℃, 約435℃
(ニ) 主冷却系冷却材流量	100%
(ホ) 冷却材温度制御系	ON(自動), OFF(手動)

##### (2) 試験方法

上記の運転条件に対して定常状態が維持できていることを確認した後、投入する反応度(25MWにおいて約±5セント, 50MWにおいて約±3セント)に相当する量だけ調整棒を挿入あるいは引抜き、原子炉に外乱を与える。外乱投入後、主応答変数(中性子束(出力系)、原子炉出口Na温度、主冷却器出口Na温度)の信号を記録計(ビジコーダ、データレコーダ等)に記録する。冷却材温度制御系がONの場合は、上記主応答変数の時間応答より減巾比が0.25以下であること。OFFの場合は、プラントが安定な状態に落ち着くことを確認する。

冷却材温度制御系がONの場合に対しては、第1図に示した制御系の最適時定数あるいは比例ゲインがすでに決定され、設定済であることを前提とする。

なお、減巾比とは、設計上考慮すべきあるステップ状の外乱が系に加えられた場合に生じる振動の最初の極大値と次の極大値との比として定義したものである。

#### 3.2 主冷却器出口温度変化応答試験

##### (1) 運転条件

(イ) 原子炉運転モード	「高出力」
(ロ) 原子炉出力	7.5MW, 25MW, 50MW
(ハ) 原子炉出口Na温度	約380℃, 約402℃, 約435℃
(ニ) 主冷却系冷却材流量	100%
(ホ) 冷却材温度制御系	ON(自動), OFF(手動)

##### (2) 試験方法

上記の運転条件に対して定常状態が維持できていることを確認した後、冷却材温度制御



系がONの場合は主冷却器出口Naの温度調節計の設定値をあらかじめ定めた温度（75MWにて $-10\text{ }^{\circ}\text{C}$ ，25MWにて $+4.3\text{ }^{\circ}\text{C}$ ， $-6.7\text{ }^{\circ}\text{C}$ ，50MWにて $+10\text{ }^{\circ}\text{C}$ ）巾だけ変化させOFFの場合は主送風機インレッドベーンあるいは主冷却器入口ダンパの開度をあらかじめ定めた値に設定して2次主冷却系に外乱を投入する。外乱投入後，主応答変数（主冷却器出口Na温度，主送風機ベーン，主冷却器入口ダンパ，中性子束（出力系），原子炉出口Na温度）の信号を記録計（ビジコーダ，データレコーダ等）に記録する。冷却材温度制御系がONの場合は，上記主応答変数の時間応答より減巾比が0.25以下であること。OFFの場合は，プラントが安定な状態に落ち着くことを確認する。

冷却材温度制御系がONの場合に対しては，第1図に示した制御系の最適時定数あるいは比例ゲインがすでに決定され，設定済であることを前提とする。

なお，上記と同様の試験を主冷却器出口空気温度設定値をステップで変化させた場合についても実施する。

#### 4 試験実施予定時期と期間

本試験は、出力上昇期間中の各出力上昇ステップごとに実施する。

本試験に要する期間は延べ日数で下記の通りである。

調整棒小引抜応答試験	2日
主冷却器出口温度変化応答試験	3日
	合計5日

## 5 付 録

### 5.1 炉出力と各部温度の関係

高速実験炉「常陽」では、1次、2次の主冷却システムの冷却材流量は炉出力によらず100%で一定であり、炉容器入口Na温度も炉出力によらず一定で370℃を維持する運転法を採用している。

各炉出力に対応した各部温度は、定常状態における系のヒートバランスより求めることができ、図2に示す関係がある。

### 5.2 外乱応答解析例

本解析では、図1の冷却材温度制御系の諸定数として、表1に示した値を用いた。ただし、ベーンまたはダンパゲイン $K(\theta)$ としては、図3の主送風機ベーンダンパ性能曲線による値を使用した。

#### (1) 調整棒小引抜応答解析例

解析内容は、20MW出力時における-3セント、7.7MW出力時における+3セントのステップ状反応度挿入に対するもので、解析結果を図4、図5に示す。

#### (2) 主冷却器出口温度変化応答解析例

解析内容は、指定した炉出力における主冷却器出口Na温度設定点のステップ変化に対するプラントの応答で、20MW出力時における-10℃、+3.36℃のステップ変化に対する解析結果を図6、図7に示す。

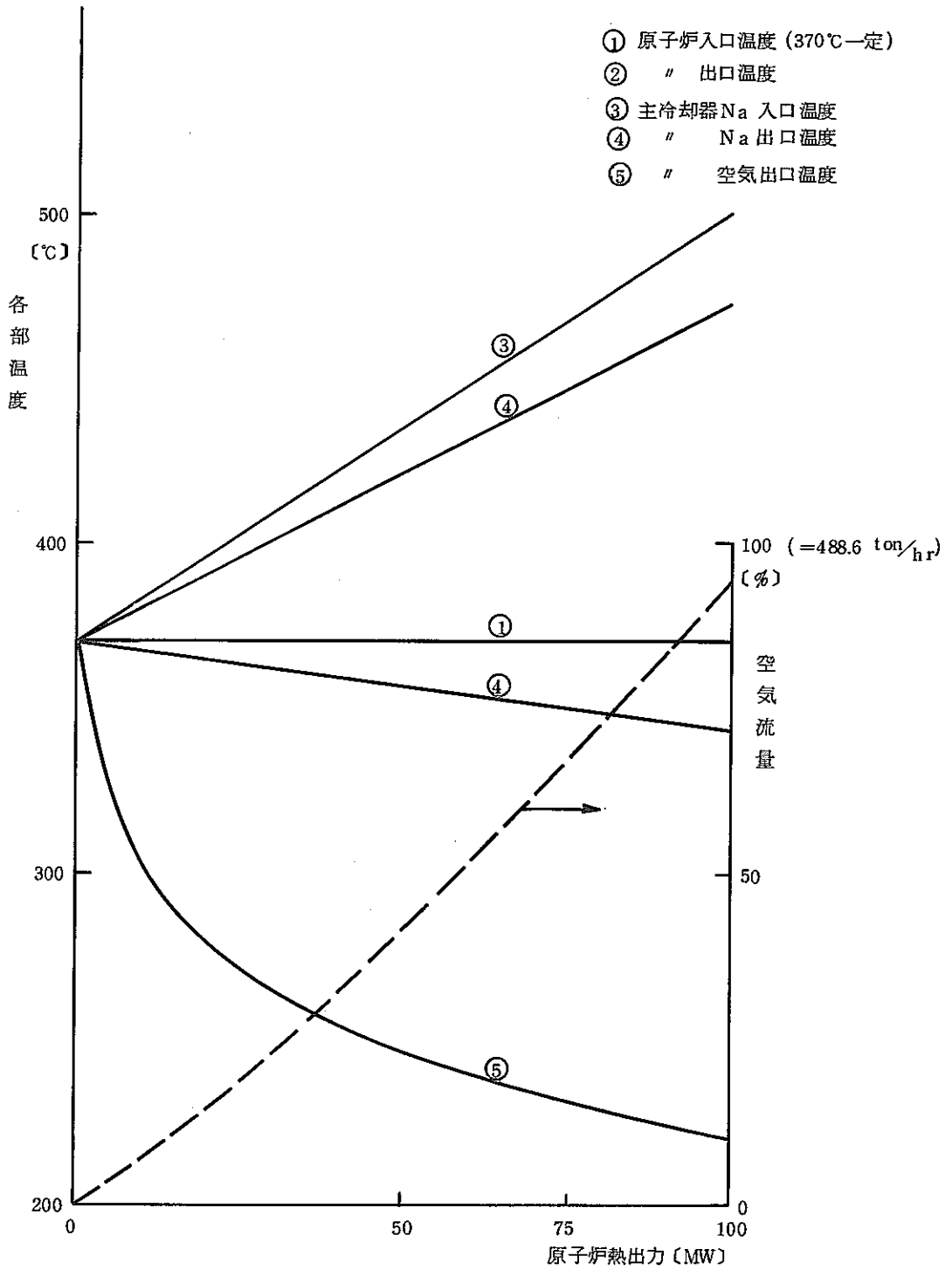


图 2 原子炉热出力と各部温度

表 1 冷却材温度制御系諸定数

項 目	記 号	解 析 時 定 数
主冷却器出口Na温度検出器時定数	$T_e$	10秒
〃 空気温度検出器時定数	$T'e$	20秒
Na温度によるコントローラ時定数	$T_c$	80秒
空気温度によるコントローラ時定数	$T'c$	40秒
ベーン・ダンパコントローラ時定数	$T_d$	30秒
Na温度によるコントローラゲイン	$K_c$	2.0
空気温度によるコントローラゲイン	$K'c$	0.5
ベーン・ダンパゲイン	$K(\theta)$	図3による

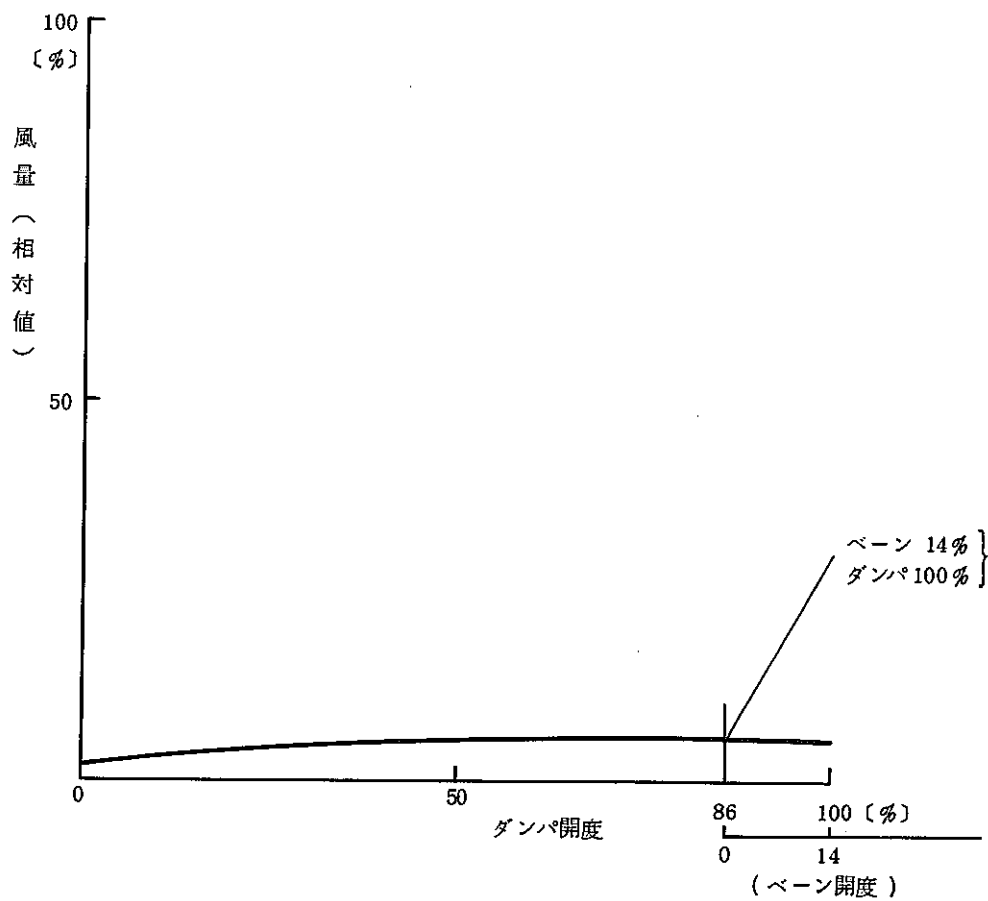
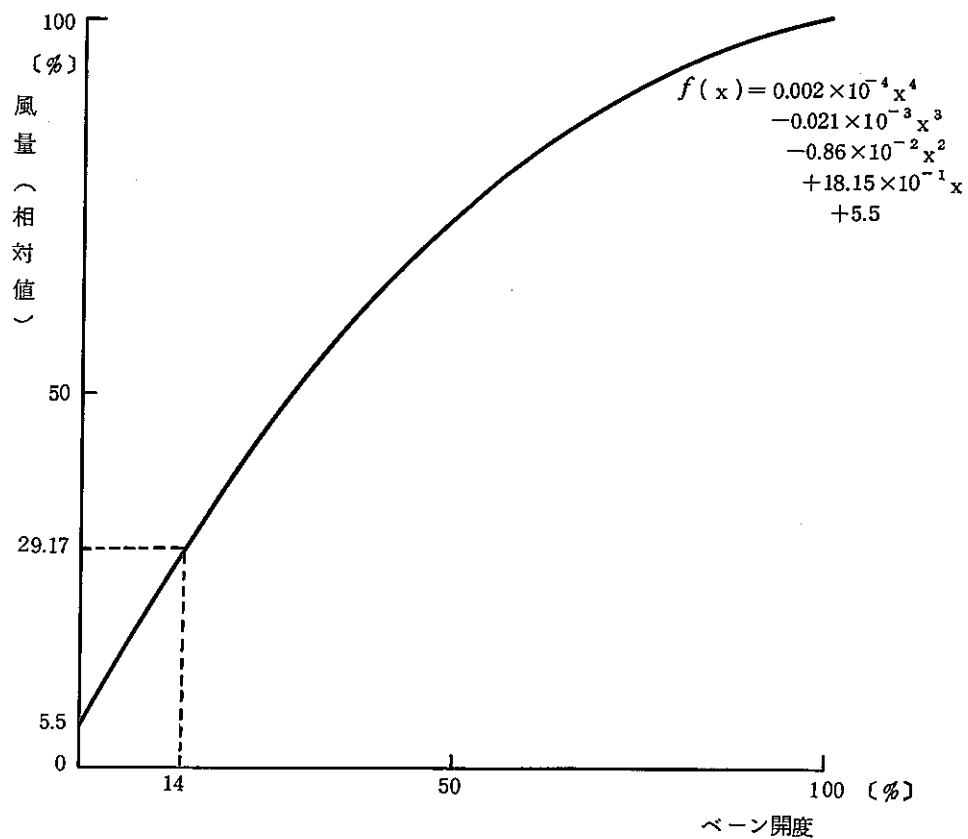


図3 主送風機ベーン・ダンパ性能曲線

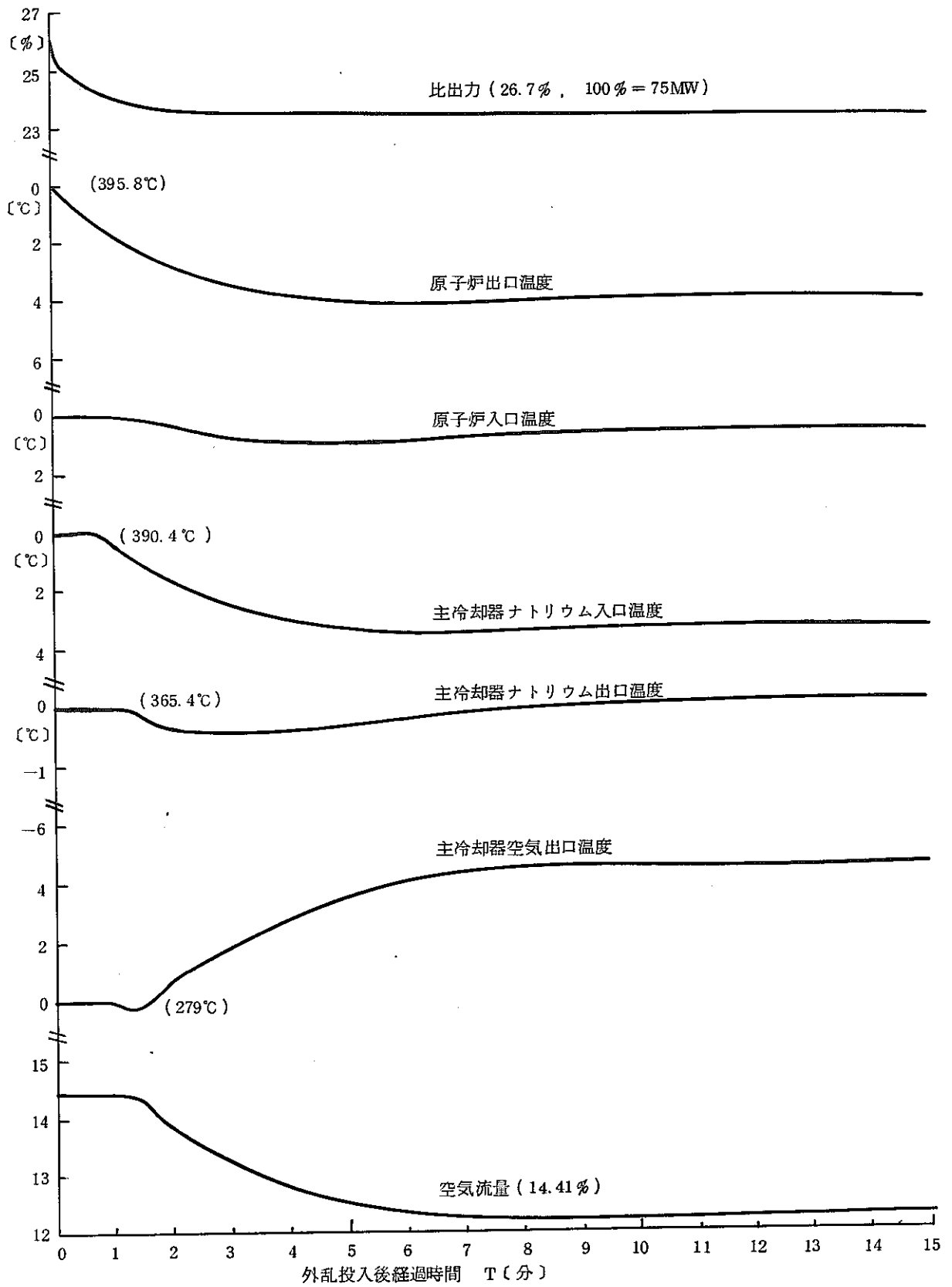


図4 -3セント・ステップ状反応度挿入時の応答 (20MW)

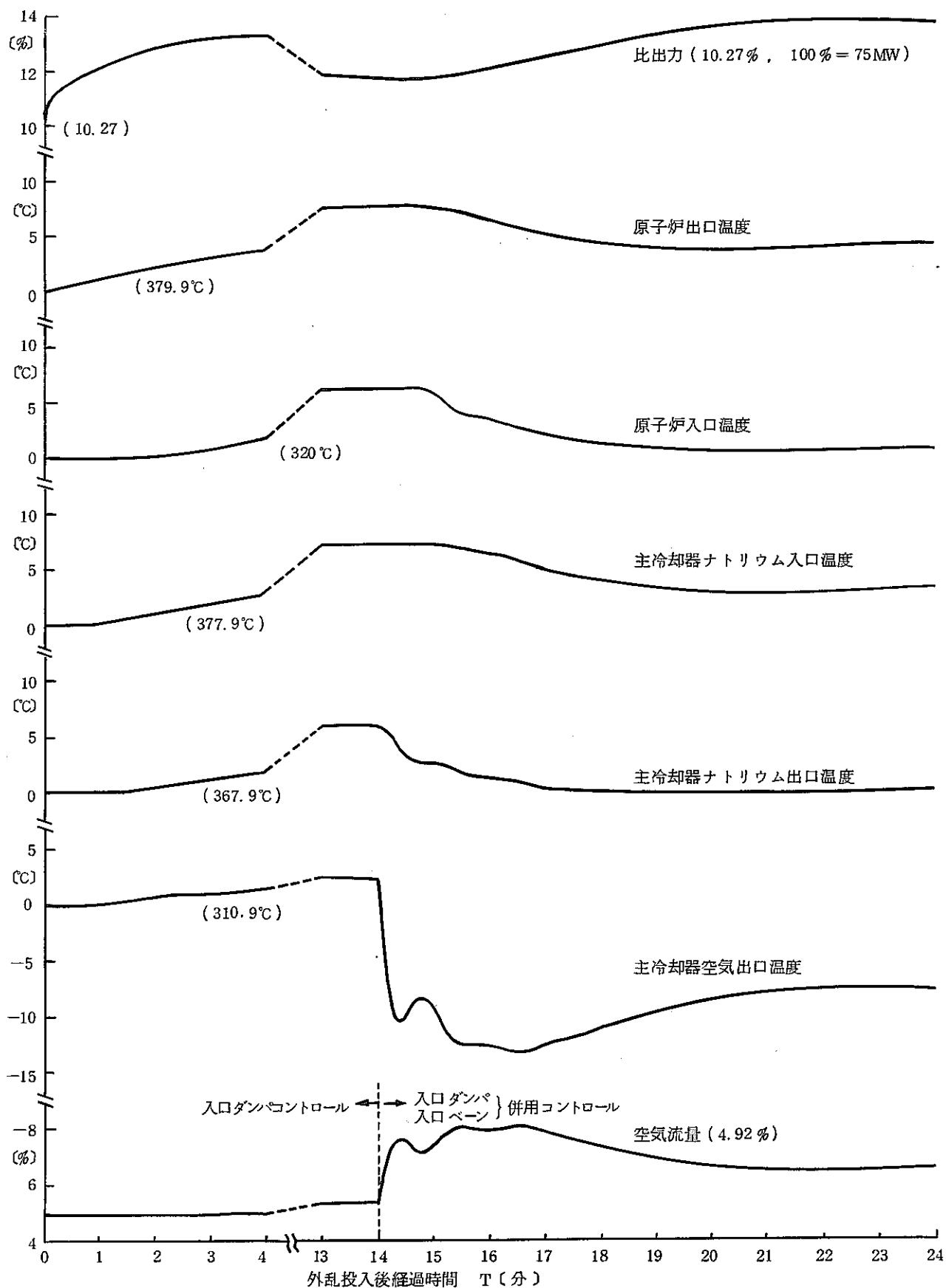


図5 +3セントステップ状反応度挿入時の応答 (7.7MW)



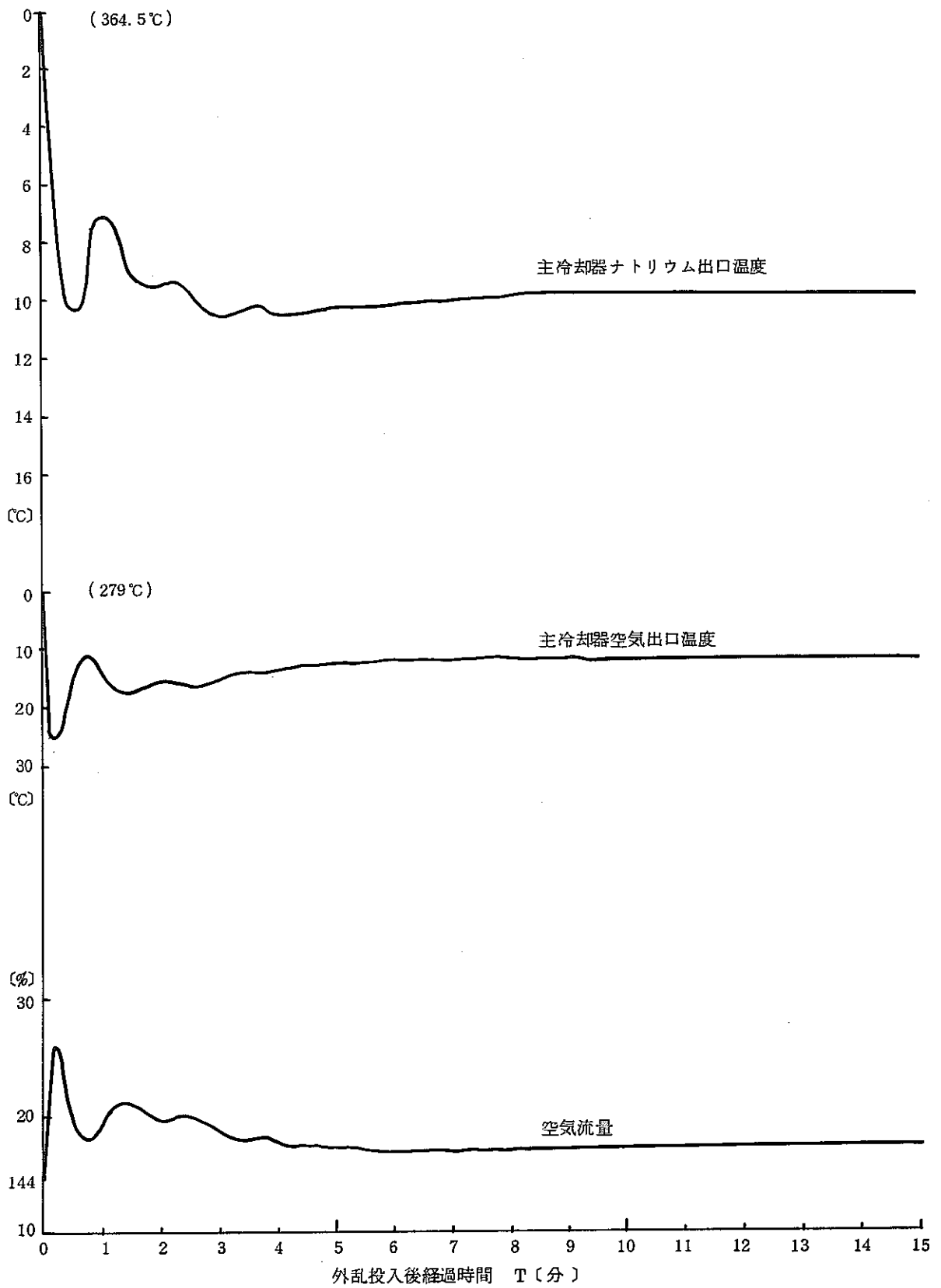


図 6 主冷却器ナトリウム出口温度設定点 - 10°C ステップ減少時の応答 (20MW時)

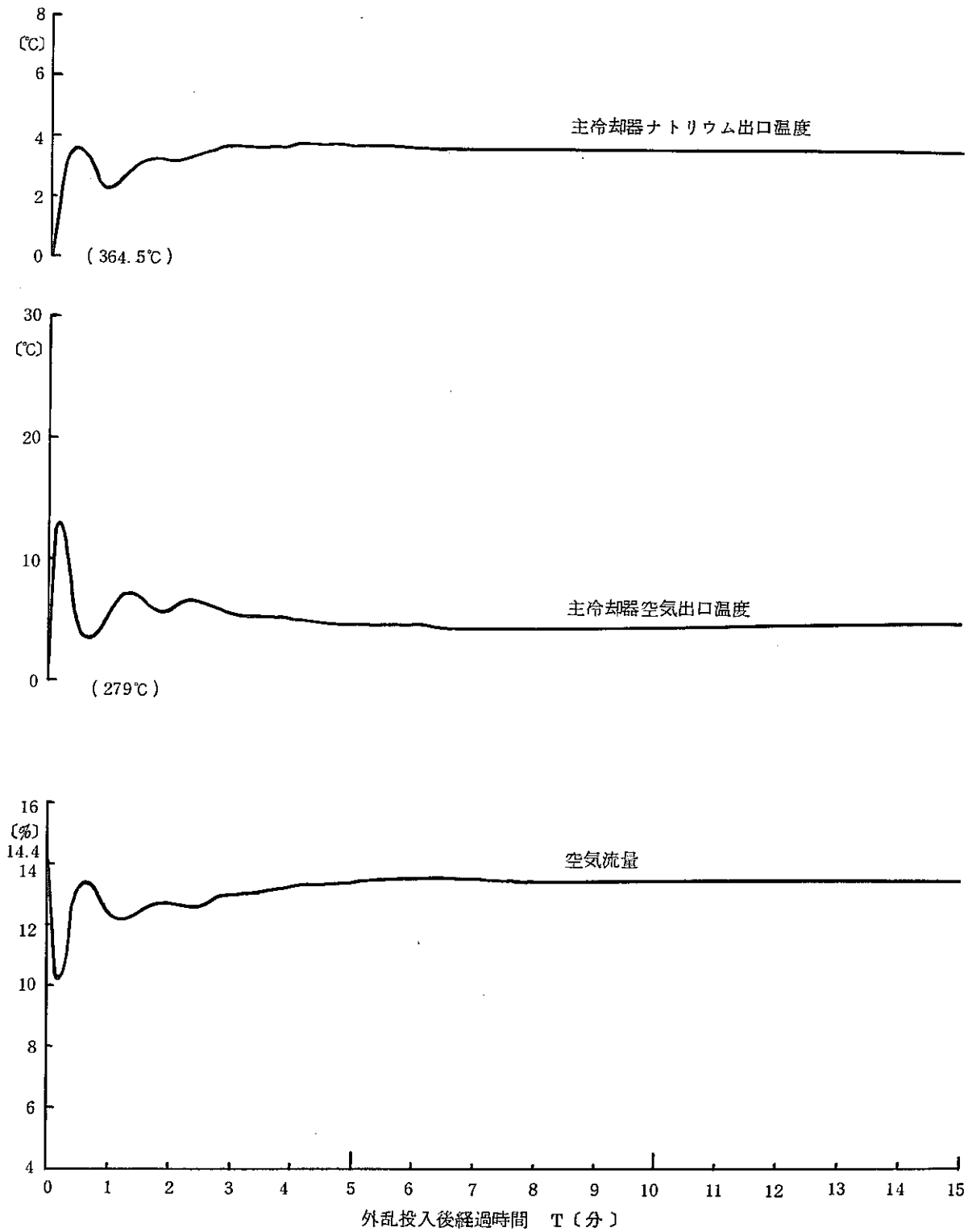


図7 主冷却器ナトリウム出口温度設定点+3.4℃ステップ増加時の応答  
(20→7.7 MW変化相当)

特殊運転条件	必要理由
1次系または2次系冷却材流量約90%で1～2hr運転を行なう。	100%流量時における伝熱特性と90%流量時における伝熱特性のちがいを求め、伝熱管の熱伝達率の、流量の違いによる変化を求める。
特殊運転期間	昭和52年12月～2月の本試験時
<p data-bbox="357 607 671 640"><u>安全上の検討および対策</u></p> <p data-bbox="385 667 1125 701">(1) 冷却材流量域減少に伴う冷却材の温度変化について</p> <p data-bbox="417 723 1412 1066">50MW、100%流量時における原子炉出口冷却材温度は435℃であり、90%流量時には約442℃となる。一方原子炉出口冷却材温度は445℃にスクラム設定が成されておりスクラムには至らない。しかし実際は十分な予裕をとることが望ましいので、50MW出力時には冷却材流量は実際の温度上昇をみながら約95%までとし、90%まで流量を減少させる場合は、必要なら原子炉出力を下げた状態でのみ行なう。</p> <p data-bbox="385 1093 1039 1126">(2) 冷却材流量減少時の燃料体の温度上昇について</p> <p data-bbox="417 1149 1412 1312">炉心燃料集合体の、50MW100%流量時に於けるホットスポットの燃料被覆材内面に於ける温度の設計計算によると5415℃であり、90%流量時におけるこの値は558.2℃となる。</p> <p data-bbox="417 1335 1412 1435">又一方燃料ピン中心温度についても、90%の流量時には近似的にはほぼ同じ温度差だけ上昇する。</p> <p data-bbox="417 1458 1412 1559">上記の値は制限値（被覆管温度650℃、燃料中心温度2650℃）に比して小さく、十分安全である。</p> <p data-bbox="448 1581 1255 1615">なお、温度変化については、燃料集合体出口温度計で監視する。</p>	

## Ⅱ - 3 異常時過渡応答試験

- P T - 3 1 調 整 棒 一 斉 挿 入
- P T - 3 2 手 動 ス ク ラ ム
- P T - 3 3 1 次 主 循 環 ポ ン プ ト リ ッ プ
- P T - 3 4 2 次 主 循 環 ポ ン プ ト リ ッ プ
- P T - 3 5 主 送 風 機 ト リ ッ プ
- P T - 3 6 外 部 電 源 喪 失

## 目 次

1. 試験目的 .....	186
2. 系統設備の概要 .....	187
3. 試験方法 .....	189
4. 試験期間 .....	193

### 付 録

1. 「常陽」熱衝撃条件
2. 原子炉スクラム，調整棒一斉挿入シーケンス
3. 1次主循環ポンプトリップシーケンス
4. 2次主循環ポンプトリップシーケンス
5. 主送風機トリップシーケンス
6. 電源喪失状態表(1)~(3)
7. 測定項目表(1)(2)

## 1 試験目的

プラントの運転中に起こり得ると考えられる異常な状態を、模擬信号によって発生させ、プラント各部で種々のプロセス量、警報接点信号等を記録し、これらの結果を総合評価し、プラントが異常状態においても、安全に停止できることを確認するものである。

## 2 系統設備の概要

高速実験炉「常陽」においては、原子炉を含めたプラントを安全に運転する為に、次の諸系統を有する。

原子炉の核出力は調整棒 2 本を 1 本ずつ挿入、又は引抜くことにより制御される。また安全保護系統の信号により、安全棒 4 本を同時に炉心内に降下することにより、原子炉出力を急速停止させる。

1 次主冷却系は、2 ループで構成され、各ループには主循環ポンプ 1 台主中間熱交換器 1 台が設けられている。原子炉で発生する熱は、原子炉冷却材の液体金属ナトリウムを循環させて、主中間熱交換器を介して 2 次主冷却系に伝達される。なお、主循環ポンプには、主モータの他に無停電電源で働くポニーモータが備えられている。

2 次主冷却系は 2 ループで構成され、各ループには主循環ポンプ 1 台、主冷却器 2 台、主送風機 2 台が設けられている。主中間熱交換器を介して 2 次主冷却系に伝達された熱量は、主冷却器により大気中に放散される。

なお、原子炉入口冷却材温度を 370℃の一定温度に維持する為、2 次主冷却器の冷却空気流量を自動制御する冷却材温度制御系を有する。また原子炉スクラム時には炉心発熱の急低下による各機器、配管へのコールドショックを回避する為、主冷却器出口ナトリウム温度の設定点を自動的に高設定点とし、主冷却器の入口ダンパ、および主送風機のインレットベーンを急速に閉じる。2 次主循環ポンプトリップ、外部電源喪失の際は、2 次主冷却系のナトリウムコーストダウン流量に対応する冷却空気流量とするため、主送風機のブレーキを作動させ、自然通風とし、空気流量の制御は入口ダンパの開度を変化させることにより行なう。

補助冷却系は 1 次補助冷却系、2 次補助冷却系の各 1 ループより構成されており、主冷却系のバックアップとして、崩壊熱除去の為に使用される。

電気設備は、外部電源使用不可能時に、原子炉を安全に停止するのに必要な電源を供給するために、同一定格のディーゼル発電機が 2 組設置されている。ディーゼル発電機設備のうち、一方が使用不能の場合でも、プラントの安全停止に支障は無い。

原子炉保護系設備は、原子炉プラントの状態を監視する計装機器から異常信号が発せられた場合、異常の程度に応じて安全動作を行なわせるための設備であり、原子炉保護系用検出器およびロジック盤より構成される。ロジック盤は A、B の 2 系統を有している。安全動作として、アイソレーション、スクラム、調整棒一斉挿入があり、その機能を下記に示す。

アイソレーション…………… アイソレーションは格納容器内外の隔離弁を閉じて格納容器内雰囲気とを隔離する機能である。また同時に原子炉はスクラムする。

スクラム…………… スクラムは安全棒を安全棒駆動機構から切り離し急速挿入し、調整棒を通常速度で挿入する。なお安全棒駆動機構は安全棒を切り離すと同時に通常速度で挿入される。

調整棒一斉挿入…………… 調整棒一斉挿入は、調整棒一斉挿入信号が継続している間だけ2本の調整棒を同時に挿入する。調整棒一斉挿入信号が解除されると、調整棒はその位置で停止する。

アイソレーション、スクラム、調整棒一斉挿入の項目リストを第1表、および第2表に示す。  
熱輸送系の主要計測点フローシートを図1に示す。



### 3 試験の方法

#### 3.1 調整棒一斉挿入

##### (1) 運転条件

(イ) 原子炉運転モード	「高出力」
(ロ) 原子炉出力	25 MW, 50 MW
(ハ) 冷却材原子炉出口温度	400 °C, 435 °C
(ニ) 冷却材流量	100 %

##### (2) 試験方法

各出力レベルでプラントが定常状態にあることを確認した後、中央制御室の原子炉出力制御盤面の「手動調整棒一斉挿入」のコントロールスイッチを「入」にし、調御棒を2本共同時に一斉挿入し、原子炉出力を低下させる。

この時、プラント各部の温度、液面、中性子束、調整棒位置、を記録し、原子炉出力降下速度、温度変化速度、炉容器ナトリウム体積収縮特性等を求める。

これらの結果により、プラントが安全に停止することを確認する。

#### 3.2 手動スクラム

##### (1) 運転条件

(イ) 原子炉運転モード	「高出力」
(ロ) 原子炉出力	25 MW, 50 MW
(ハ) 冷却材原子炉出口温度	400 °C, 435 °C
(ニ) 冷却材流量	100 %

##### (2) 試験方法

各出力レベルでプラントが定常状態にあることを確認した後、中央制御室の原子炉出力制御盤面の「手動スクラム」の押釦スイッチを押すことにより手動スクラムを行う。原子炉出力が急速低下することを確認する。

また、プラント各部での温度、液面、流量、主冷却器入口ダンパ開度を記録し、温度変化速度、炉容器ナトリウム体積収縮特性、冷却材温度制御系の過渡時特性を求める。

これらの結果により、プラントが安全に停止することを確認する。

## 3.3 1次主循環ポンプトリップ

## (1) 運転条件

(イ) 原子炉運転モード	「高出力」
(ロ) 原子炉出力	25 MW, 50 MW
(ハ) 冷却材原子炉出口温度	400 °C ° 435 °C
(ニ) 冷却材流量	100 %

## (2) 試験方法

各出力レベルでプラントが安定状態にあることを確認した後、中央制御室に設けた仮設のポンプトリップ用スイッチを使用し、1次主循環ポンプAをトリップさせる。この時、原子炉はスクラムされ、残りの1次主循環ポンプBもトリップし、ポニーモータ引継回転数条件確立後、ポニーモータが自動運転されることを確認する。

またプラント各部での温度、液面、流量を記録し、温度変化速度、1次系流動特性、主中間熱交換器過渡時除熱特性、冷却材温度制御系の過渡時特性を求める。

これらの結果により、プラントが安全に停止することを確認する。

## 3.4 2次主循環ポンプトリップ

## (1) 運転条件

(イ) 原子炉運転モード	「高出力」
(ロ) 原子炉出力	7.5 MW, 25 MW
(ハ) 冷却材原子炉出口温度	380 °C, 405 °C
(ニ) 冷却材流量	100 %

## (2) 試験方法

試験出力レベルでプラントが安定状態にあることを確認した後、次の方法により試験を行う。

## ① 7.5 MW

中央制御室に設けた仮設のポンプトリップスイッチを用いて、2次主冷却系主循環ポンプAをトリップさせる。この時調整棒は一斉挿入され、また同じループの主送風機2台がトリップし、主送風機のブレーキが作動し、2次系ナトリウムコーストダウン流量に対応した冷却風量となることを確認する。

プラント各部の温度、流量、液面、中性子束、制御棒位置等を記録し、2次系流動特性を求める。

## ② 25 MW

7.5 MWでは、ホットレグとコールドレグの温度差が小さいが、本出力では温度差が30℃程度あるので、温度変化速度、2次系自然循環特性を重点的に求める。

この結果プラントが安全に停止することを確認する。

## 3.5 主送風機トリップ

## (1) 運転条件

(イ) 原子炉運転モード	「高出力」
(ロ) 原子炉出力	7.5 MW, 25 MW
(ハ) 冷却材原子炉出口温度	380℃, 400℃
(ニ) 冷却材流量	100%

## (2) 試験方法

試験出力レベルでプラントが安定状態にあることを確認後、次の方法により試験を行なう。

## ① 7.5 MW

Bループの主送風機1台をトリップさせる。この時同じループの残りの主送風機がトリップし、2次主冷却系のBループの冷却能力の喪失により、「冷却材原子炉入口温度高(385℃)」で、調整棒一斉挿入の安全動作が行われることを確認する。

なおプラント各部の温度、液面、中性子束、主冷却器入口ダンパ開度等を記録し、2次主冷却系の除熱能力の低下による1次系への温度異常伝播時間、冷却材温度制御系の過渡時特性、自然通風量等を求める。

## ② 25 MW

本出力では、温度変化速度、1次系への温度異常伝播時間、冷却材温度制御系の過渡時特性等を重点的に求める。

この結果、プラントが安全に停止することを確認する。

## 3.6 外部電源喪失

## (1) 運転条件

(イ) 原子炉運転モード	「高出力」
(ロ) 原子炉出力	7.5 MW, 25 MW
(ハ) 冷却材原子炉出口温度	380℃, 400℃
(ニ) 冷却材流量	100%

- (※) バイパス条件 25 MW時には、主冷却系主循環ポンプ、主送風機のみを仮設スイッチにより同時にトリップさせる。

(2) 試験方法

各出力レベルでプラントが定常状態にあることを確認した後、次の方法により試験を行う。

① 7.5 MW時

中央制御室の電源監視盤の60KVしゃ断器の操作スイッチを「切」にし、外部電源を喪失させる。原子炉は自動スクラムされ、非常系電源のディーゼル発電機は2台共自動起動され、系統に併入された後、プラントの各負荷は、規定のシーケンスの通りに投入され、プラントは安全な状態に保持されることを確認する。

また、プラント各部の温度、流量、液面等を記録し、プラントが安全であることを確認する。

② 25MW時

1次主冷却系の主循環ポンプ2台、2次主冷却系の主循環ポンプ2台、主送風機4台を仮設のスイッチより同時にトリップさせ、主冷却系について外部電源喪失を模擬する。この1秒後模擬停電信号を発生させ、原子炉が自動スクラムされることを確認する。また、プラント各部の温度、流量、液面等を記録し、温度変化速度、1次系および2次系流動特性、2次系自然循環特性、冷却材温度制御系の過渡時特性を重点的に求める。

この結果、プラントが熱流体力学的には安全であることを確認する。

## 4 試験期間

出力上昇試験は、約3カ月の低出力計試験終了後、プラントを停止し、自主点検を行い、その後開始される。

異常時過渡応答試験はこの出力上昇試験期間の各該当出力レベルで行う。この試験に要する期間は次の通りである。

なお試験期間は、温態待期状態から出発するものとして計算する。

- |               |    |
|---------------|----|
| (1) 手動調整棒一斉挿入 | 4日 |
| (2) 手動原子炉スクラム | 4日 |
| (3) 1次主循環ポンプ  | 4日 |
| (4) 2次主循環ポンプ  | 4日 |
| (5) 主送風機トリップ  | 4日 |
| (6) 外部電源喪失    | 4日 |

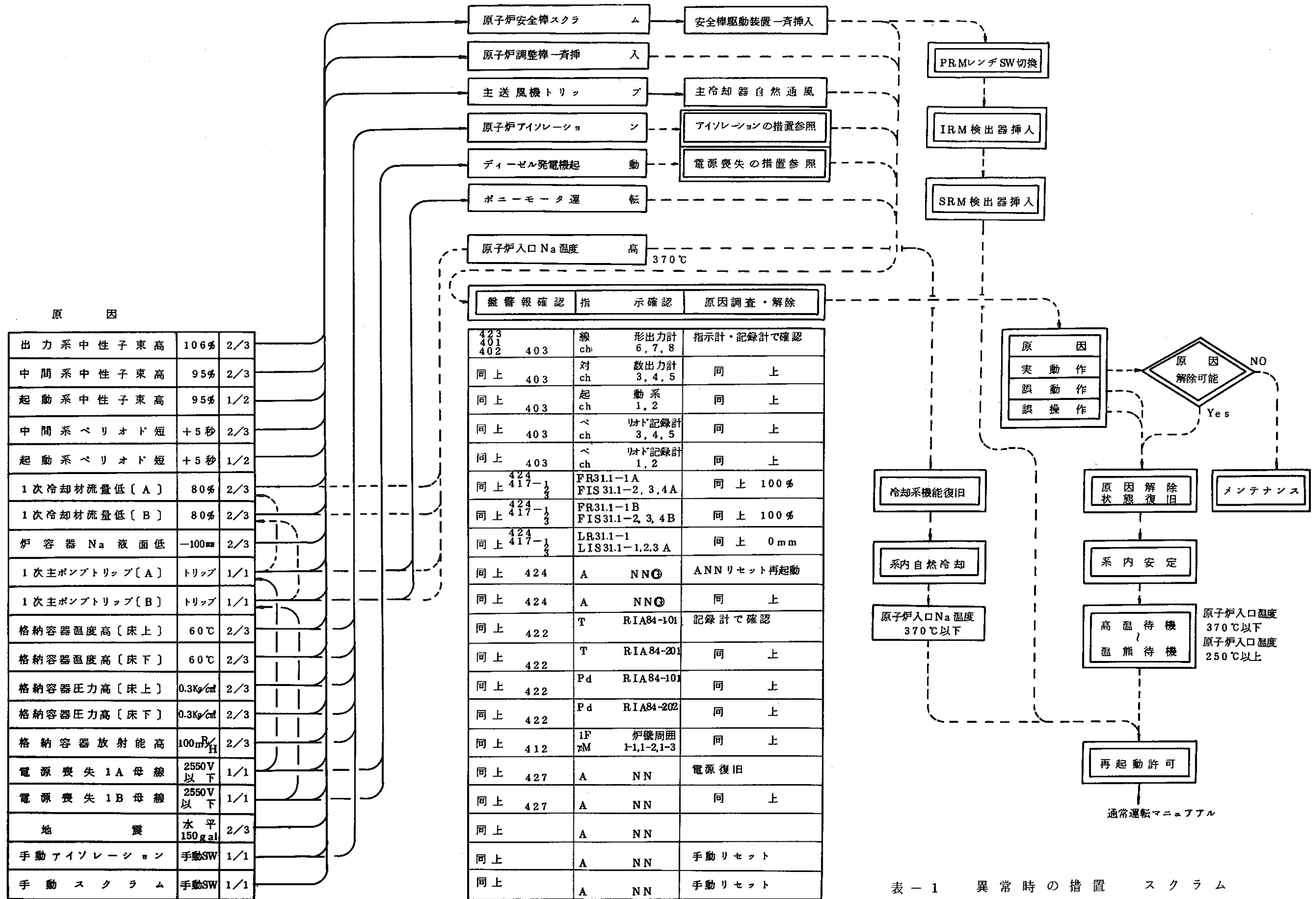


表-1 異常時の措置スクラム

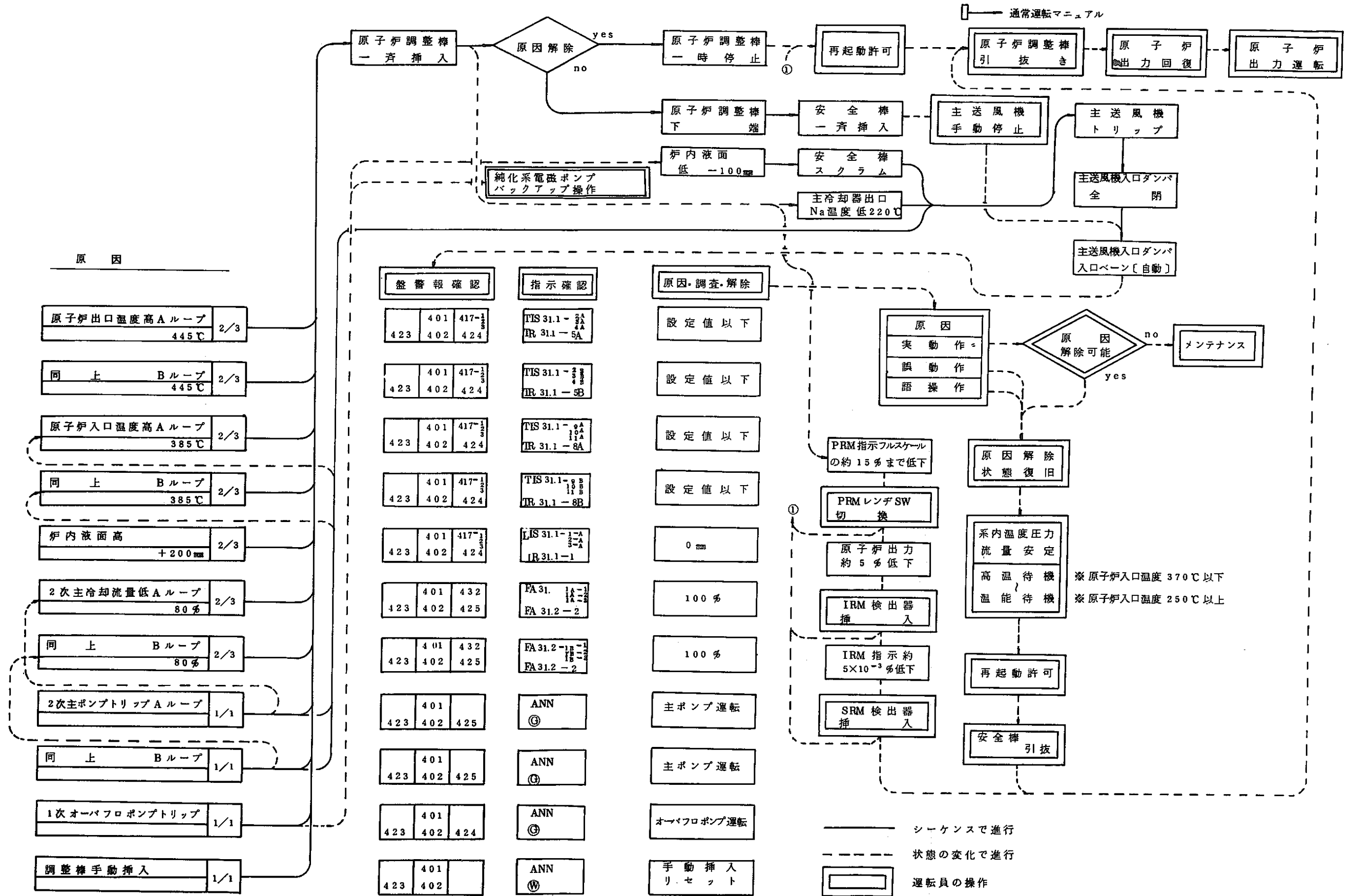
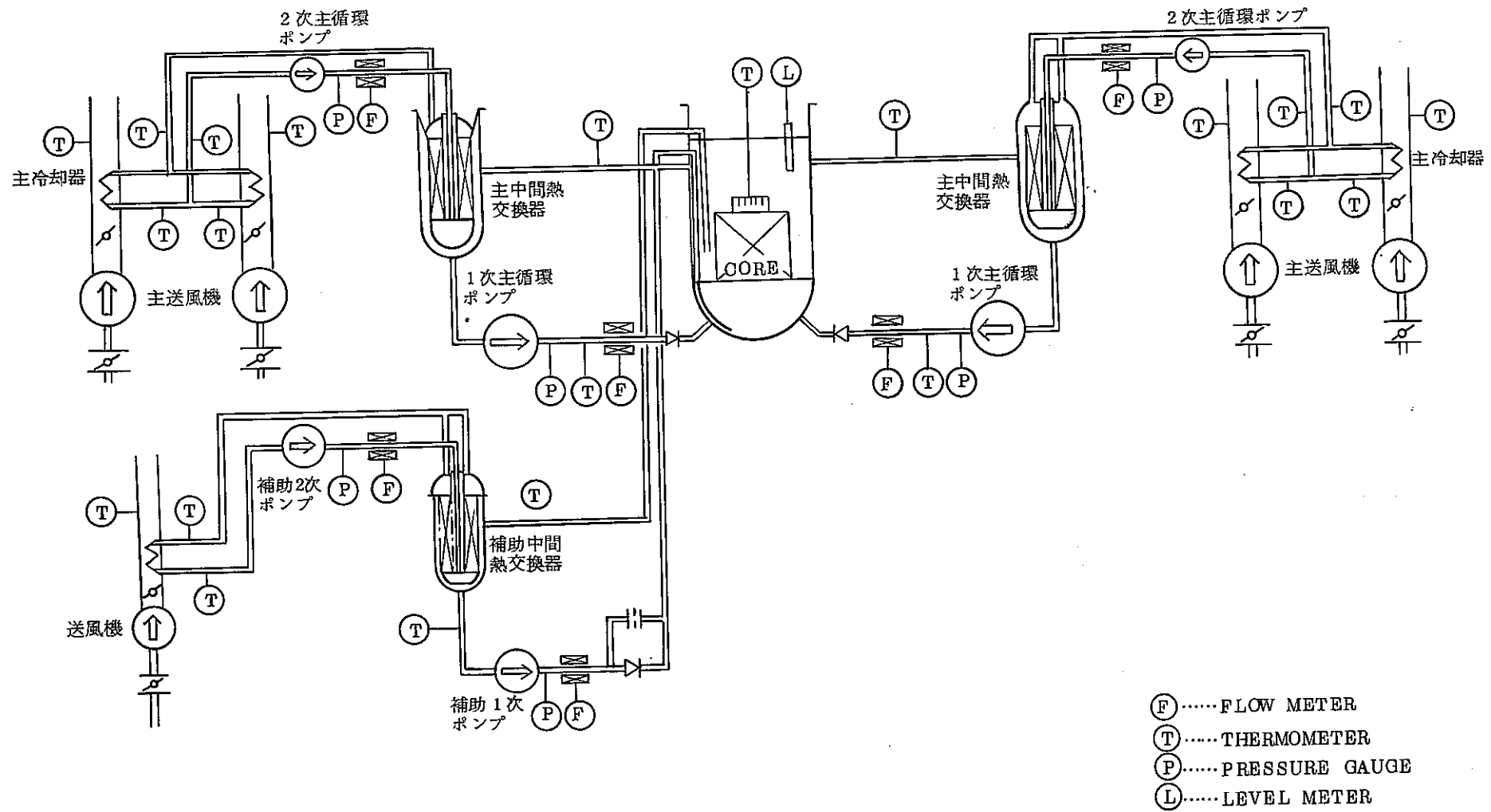


表 - 2 異常時の措置 調整棒一斉挿入



(F).....FLOW METER  
 (T).....THERMOMETER  
 (P).....PRESSURE GAUGE  
 (L).....LEVEL METER

図 1. 「常陽」熱輸送系主要計測点フローシート



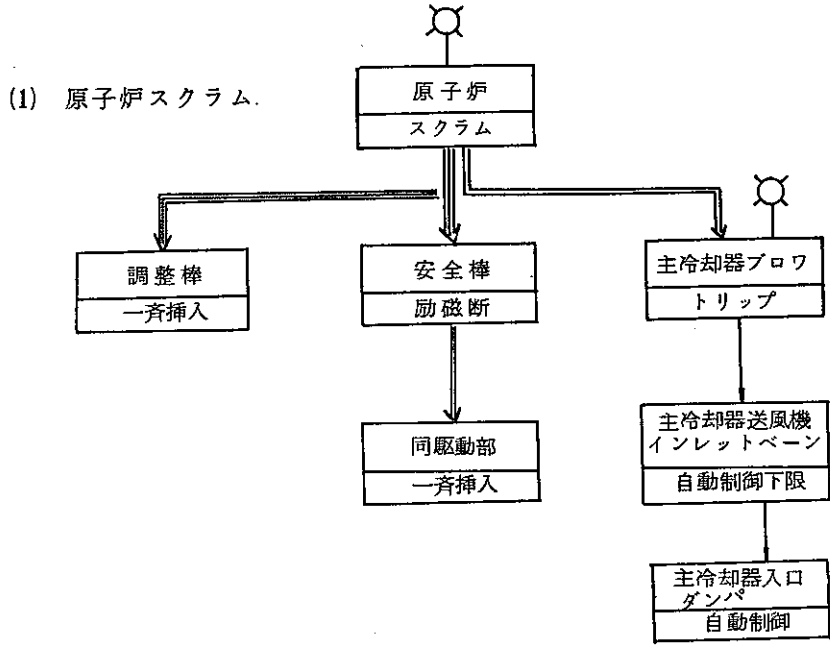
## 付 録

1. 「常陽」熱衝撃条件
2. 原子炉スクラム，調整棒一斉挿入シーケンス
3. 1次主循環ポンプトリップシーケンス
4. 2次主循環ポンプトリップシーケンス
5. 主送風機トリップシーケンス
6. 電源喪失状態表 (1) ～ (2)
7. 測定項目表 (1) (2)

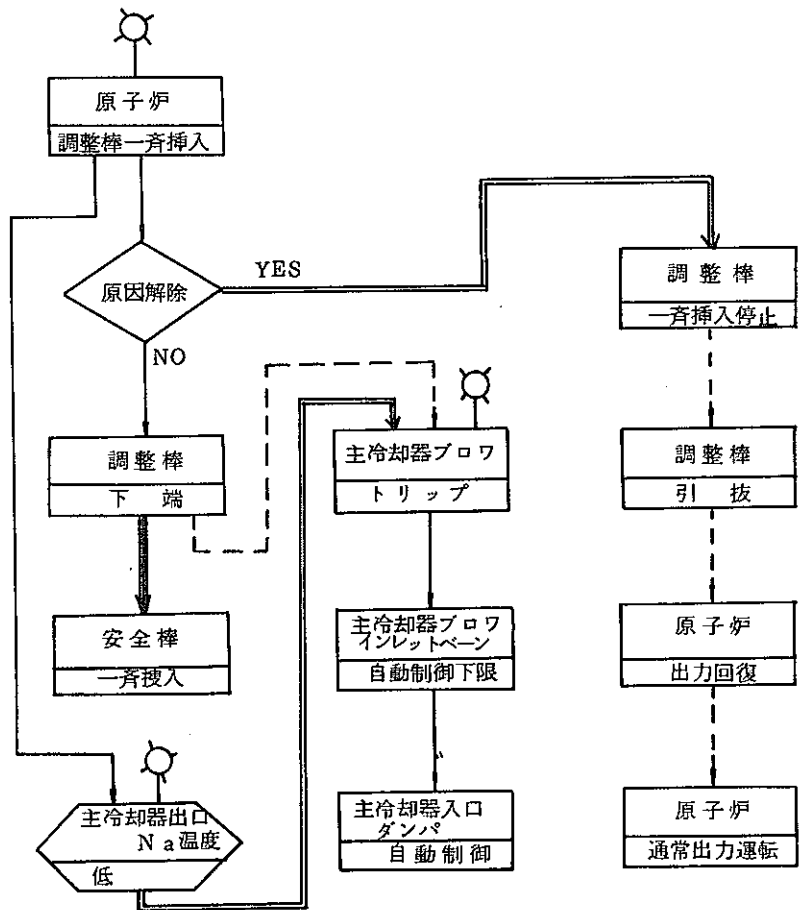
第 3 表 「常陽」熱衝撃条件

異常現象	位置 温度勾配・継続時間・温度差 サイクル回数	1			2			3			4			5			6			7			8			9			
		炉心上部機構			炉心下部構造物			炉心入口プレナム			炉容器出口ノズル ~IHX 1次側入口 ノズル			IHX 1次側出口 ノズル~炉容器入 口ノズル			IHX 2次側出口 ノズル			冷却器入口ヘッタ			冷却器出口ヘッタ			IHX 2次側入口 ノズル			
		$\frac{\Delta T}{\Delta t}$	$\Delta t$	$\Delta T$	$\frac{\Delta T}{\Delta t}$	$\Delta t$	$\Delta T$	$\frac{\Delta T}{\Delta t}$	$\Delta t$	$\Delta T$	$\frac{\Delta T}{\Delta t}$	$\Delta t$	$\Delta T$	$\frac{\Delta T}{\Delta t}$	$\Delta t$	$\Delta T$	$\frac{\Delta T}{\Delta t}$	$\Delta t$	$\Delta T$	$\frac{\Delta T}{\Delta t}$	$\Delta t$	$\Delta T$	$\frac{\Delta T}{\Delta t}$	$\Delta t$	$\Delta T$	$\frac{\Delta T}{\Delta t}$	$\Delta t$	$\Delta T$	
℃/sec	sec	℃	℃/sec	sec	℃	℃/sec	sec	℃	℃/sec	sec	℃	℃/sec	sec	℃	℃/sec	sec	℃	℃/sec	sec	℃	℃/sec	sec	℃	℃/sec	sec	℃			
A	中性子束高スクラム その他のスクラム(1) 調整棒一斉挿入(2)	375	-65.3	2.7	-176	-0.52	43.8	-22.8	-0.54	48.3	-26.1	-2.86	-51.5	-14.7	-0.65	43.8	-28.5	-1.83	65.3	-11.9	-1.83	65.3	-11.9	-0.78	32.2	-25.1	-0.78	32.2	-25.1
B	電源喪失	100	-44.8	4.7	-211	0.26	139	36.1	0.16	168	26.9	-0.40	28.5	-11.4	0.26	139	36.1	-0.30	37.1	-11.0	-0.28	39.4	-11.0	-0.33	12.6	-41.5	-0.33	12.5	-41.5

注 (1) 炉周期短, 炉内Na液面低, 格納容器床上放射線レベル高, 格納容器内温度高, 格納容器床上, 床下圧力高, 地震, 手動アイソレーション, 手動等によるスクラムをいう。  
 (2) 原子炉入口冷却材温度高, 炉内Na液面高, オーバーフロー系電磁ポンプトリップ, 手動等による調整棒一斉挿入をいう。  
 (3) 上記数値は100 MW出力の解析値である。

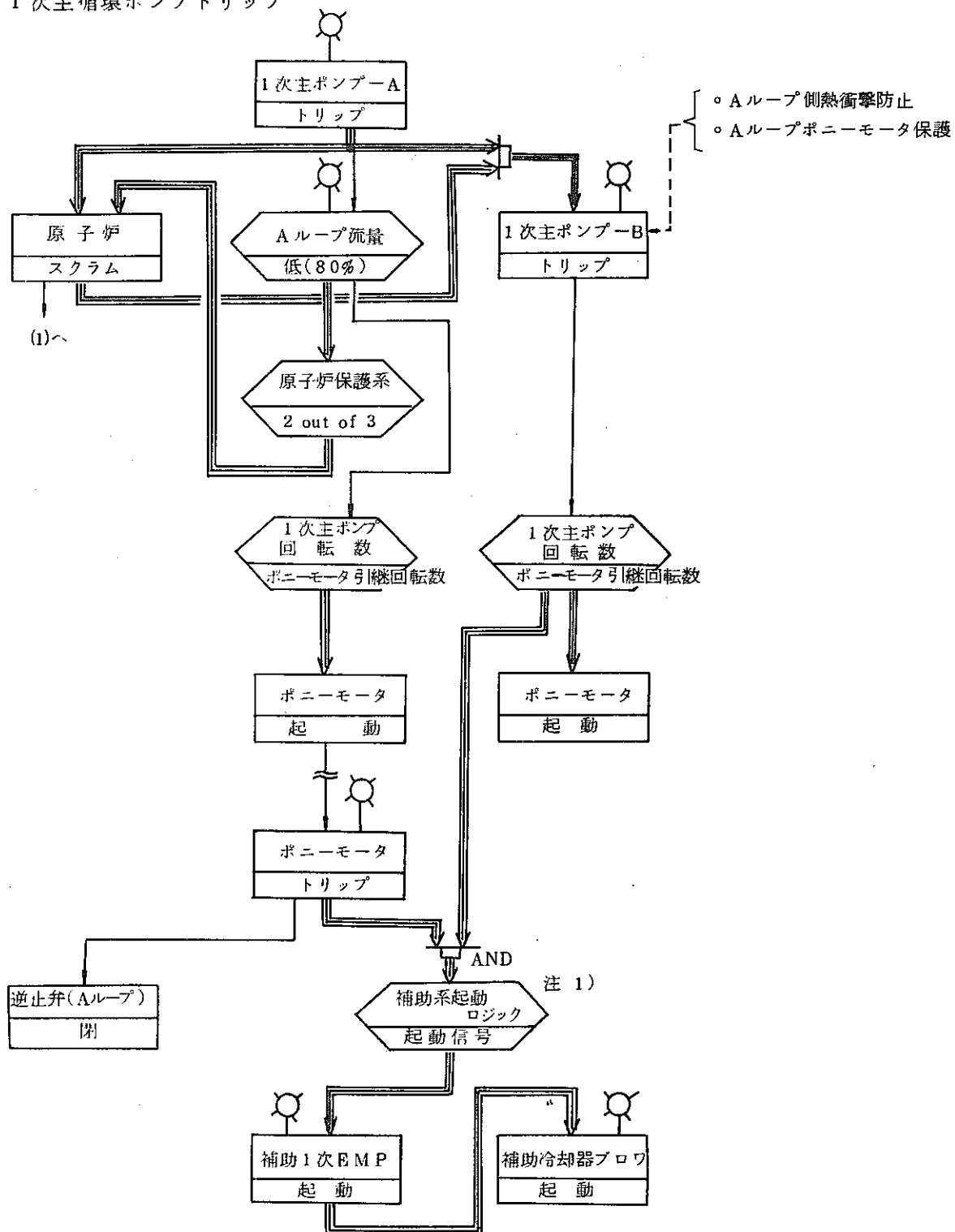


(2) 調整棒一斉挿入



原子炉スクラム、調整棒一斉挿入シーケンス

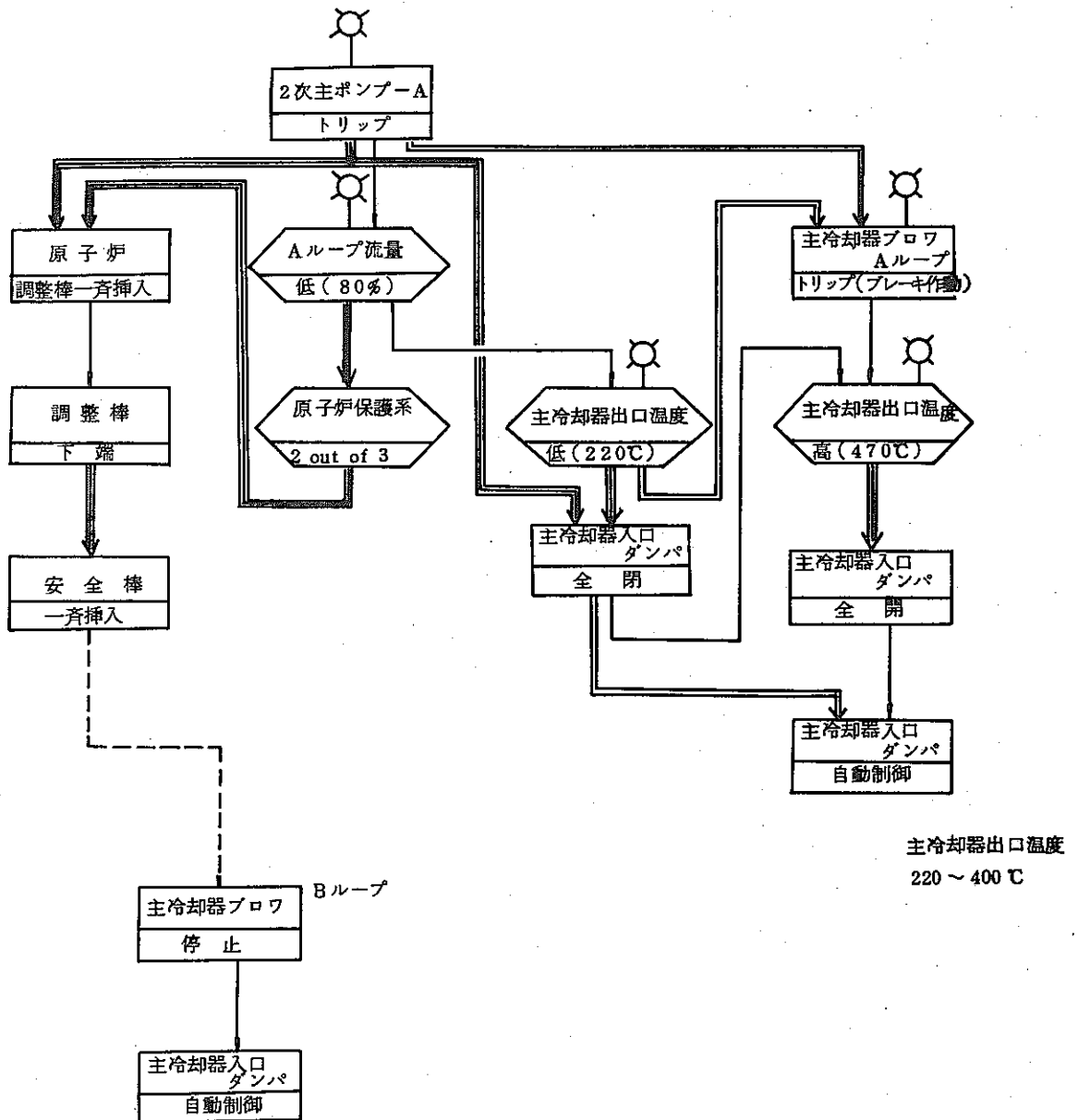
(3) 1次主循環ポンプトリップ



注1 補助冷却系は通常起動しない。(ポニーモータ事故時のみ起動)

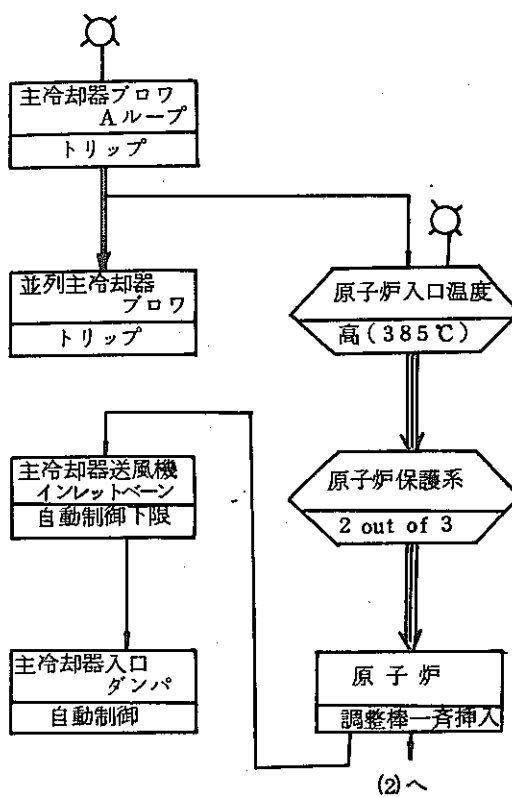
第3図 1次主循環ポンプトリップシーケンス

(11) 2次主循環ポンプトリップ(含むポンプスティック)

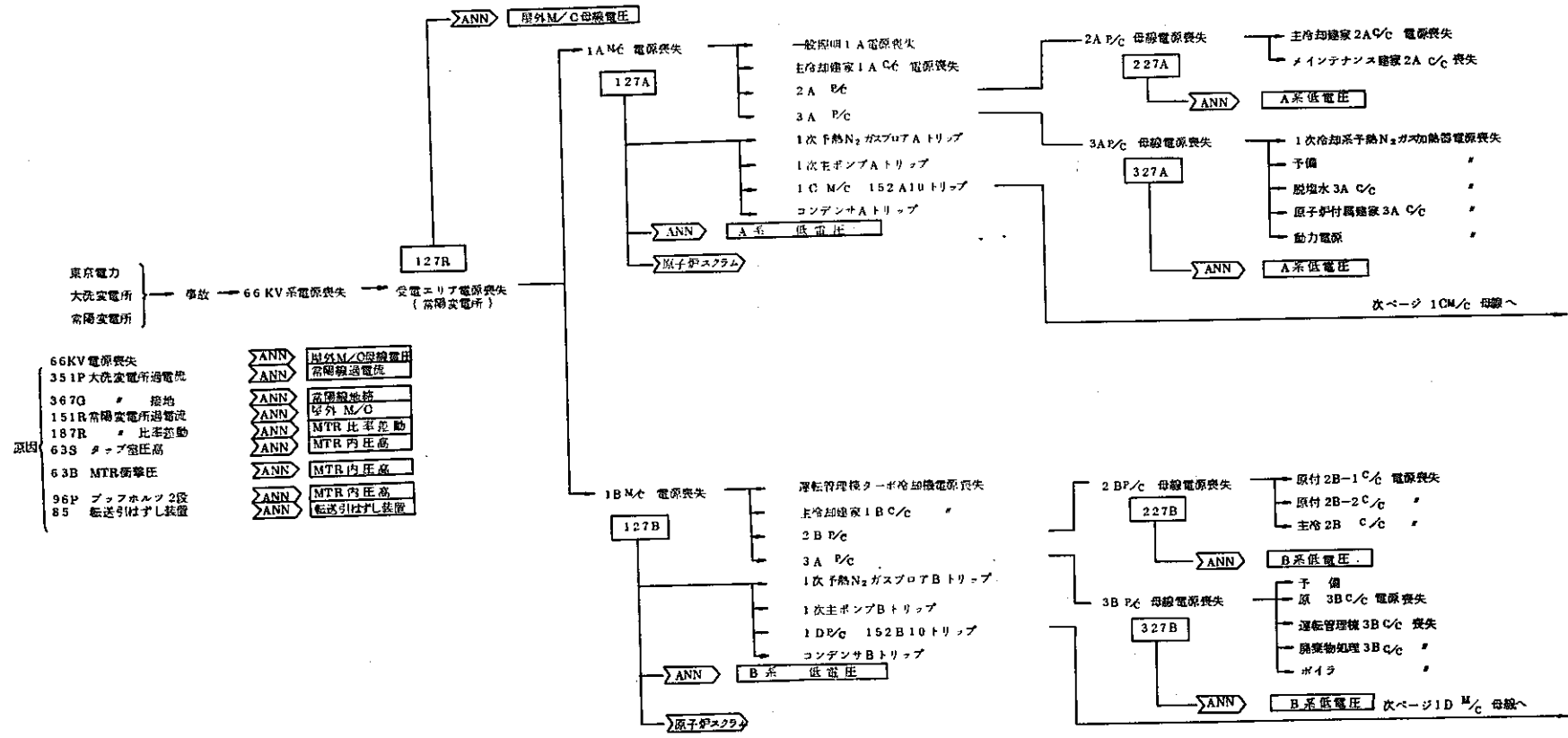


第4図 2次主循環ポンプトリップシーケンス

(15) 主冷却プロアトリップ



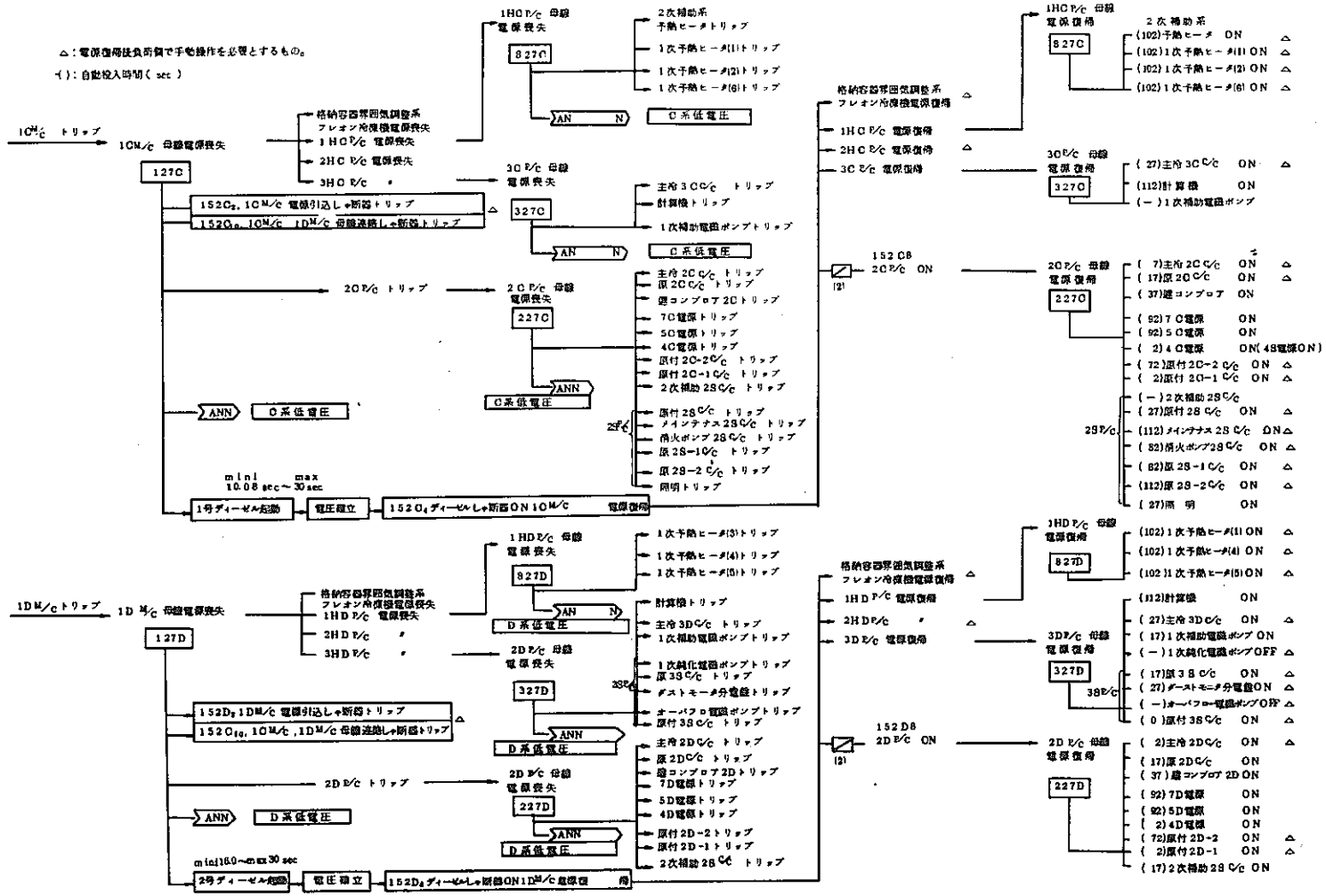
第 5 図 主送風機トリップシーケンス



- 原因
- 66KV 電源喪失
  - 351P 大洗発電所過電流
  - 367Q 接地
  - 151R 常陽発電所過電流
  - 187R 比率差動
  - 63S タップ過圧高
  - 63B MTR断撃作
  - 96P ブックホルツ2段
  - 85 転送引はずし装置
- >ANN 屋外M/C母線電圧
  - >ANN 常陽線過電流
  - >ANN 常陽線接地
  - >ANN 屋外M/C
  - >ANN MTR比率差動
  - >ANN MTR内圧高
  - >ANN MTR内圧高
  - >ANN MTR内圧高
  - >ANN 転送引はずし装置

電源喪失状態表 (1)
全 停 電

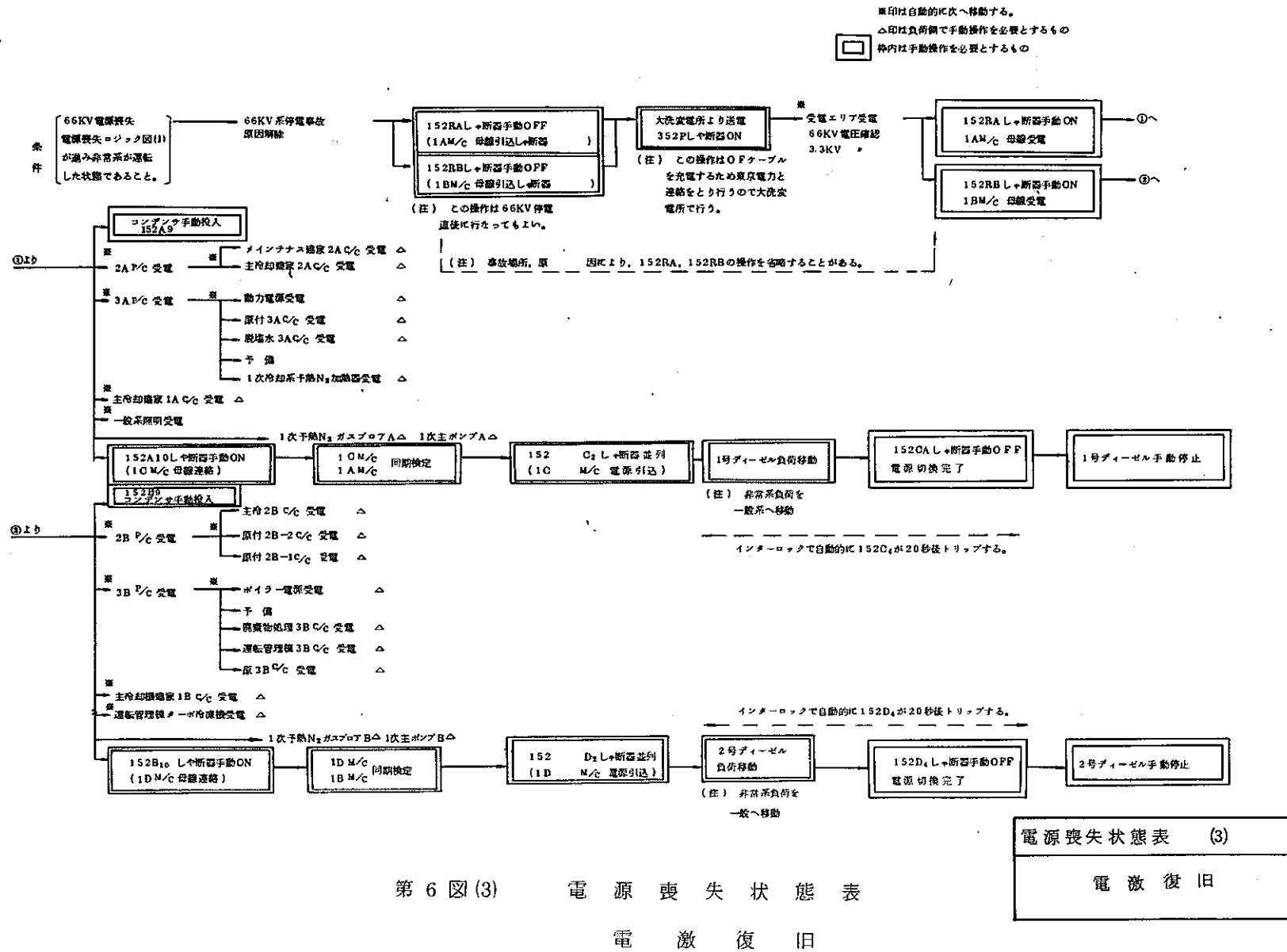
第 6 図 (1) 電 源 喪 失 状 態 表  
全 停 電



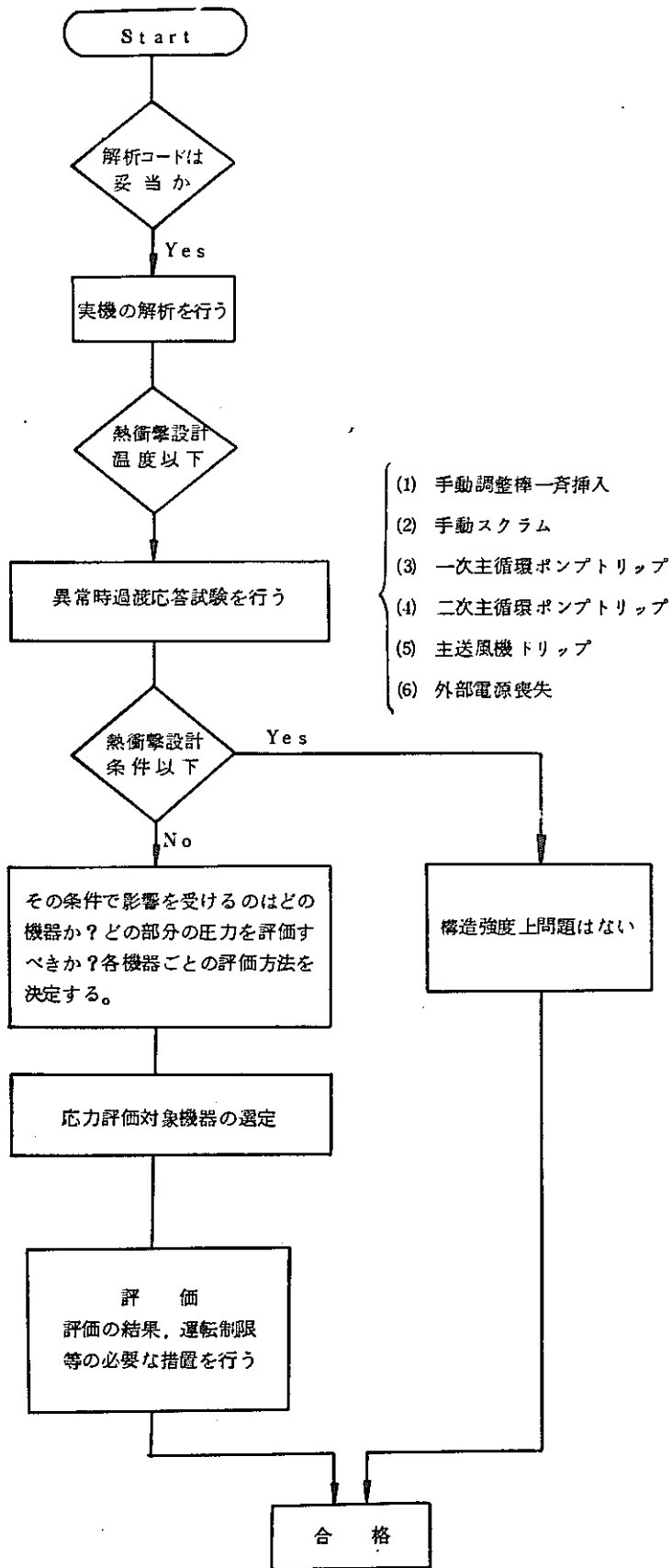
第 6 図(2) 電源喪失状態表  
 順序投入

電源喪失状態表 (2)	
順序投入	





第 4 表 ( $\frac{1}{2}$ ) 測 定 項 目 ( ア ナ ロ グ 量 )				
原 子 炉 容 器	1 次 主 冷 却 系	2 次 主 冷 却 系	補 助 冷 却 系	そ の 他
調整棒位置 1.	炉容器入口ナトリウム温度 A	主冷却器入口ナトリウム温度 A	補助中間熱交換器 1 次側 入 口	№ 1. ディゼル発電機電圧
調整棒位置 2.	" " B	" " B	" 出 口	№ 2. " " "
原子炉容器ナトリウム液面	炉容器出口 " A	" 出口 " A <sub>1</sub>	2 次側 入 口	№ 1. " " 電流
原子炉カバーガス圧力	" " B	" " A <sub>2</sub>	" " 出 口	№ 2. " " "
センタチャンネル燃料出口温度	1 次冷却材流量 A	" " B <sub>1</sub>	1 次補助系流量	
流量	" B	" " B <sub>2</sub>	2 次 " "	
燃料集合体出口温度 5 A 1	サイフォンブレイカ流量 A	2 次冷却材流量 A	1 次補助系電磁ポンプ吐出ナトリウム圧力	
" 4 A 1	" B	" B	2 次補助系 " "	
" 3 A 1	1 次主循環ポンプ吐出ナトリウム圧力 A	2 次循環ポンプ吐出ナトリウム圧力 A	補助冷却器入口ダンパ開度	
" 2 A 1	" " B	" " B		
" 1 D 1	1 次主循環ポンプ回転数 A	2 次循環ポンプ回転数 A		
" 1 D 1	" " B	" " B		
" 2 D 1				
" 3 D 1				
" 4 D 1	1 次ポンプオーバーフロー液面 A	主冷却器出口 A <sub>1</sub>		
" 5 D 1	" B	" A <sub>2</sub>		
オーバーフロー液上流量	1 次主循環ポンプ液面 A	" B <sub>1</sub>	主送風機インレットバーン開度 A <sub>1</sub>	
出力系中性子束 ch. 6	" B	" B <sub>2</sub>	" A <sub>2</sub>	
" ch. 7		2 次循環ポンプ液面 A	" B <sub>1</sub>	
" ch. 8		" B	" B <sub>2</sub>	
中間系中性子束 ch. 3		2 次循環ポンプオーバーフロータンク液面 A	冷却材温度制御系信号	
" ch. 4		" B		
" ch. 5		主冷却器入口タンパ開度 A <sub>1</sub>		
		" A <sub>2</sub>		
		" B <sub>1</sub>		
		" B <sub>2</sub>		
第 4 表 ( $\frac{2}{2}$ ) 測 定 項 目 ( デ ィ タ ル 量 )				
原 子 炉 容 器	1 次 主 冷 却 系	2 次 主 冷 却 系	補 助 冷 却 系	そ の 他
調整棒一斉挿入信号	1 A 主循環ポンプトリップ信号	2 A ポンプトリップ信号	補助冷却系起動信号	1 A 母線電源喪失信号
スクラム信号 信号	1 B " 信号	2 B " 信号		1 B " 信号
調整棒一斉挿入終了信号	1 A ポンプモータ引継信号	2 次冷却材流量低 A 信号		№ 1 ディゼル発電機起動信号
スクラム終了信号	1 B " 信号	" B 信号		№ 2 " "
炉容器液面信号	1 次冷却材流量低 A 信号	主送風機トリップ A <sub>1</sub> 信号		№ 1 電圧確立信号
炉容器入口温度高 A 信号	" B "	" A <sub>2</sub> 信号		№ 2 " "
" " B 信号		" B <sub>1</sub> 信号		№ 1 系統併入信号
		" B <sub>2</sub> 信号		№ 2 " "
		入口ダンパ全閉 A <sub>1</sub> 信号		
		" A <sub>2</sub> 信号		
		" B <sub>1</sub> 信号		
		" B <sub>2</sub> 信号		



異常時過渡応答試験 試験および評価のフローシート

## Ⅱ - 4 崩壊熱除去能力試験

- P T - 41 主冷却系による熱除去
- P T - 42 補助冷却系による熱除去
- P T - 43 床下メンテナンス時除熱能力

## 目 次

1. 試験目的 .....	210
2. 系統設備の概要 .....	211
3. 試験方法 .....	218
4. 試験期間 .....	221

### 付 録

1. 補助冷却系の除熱能力試験の安全対策
2. 床下メンテナンス時除熱能力試験の安全対策

## 1. 試験目的

炉停止後の崩壊熱を、下記の系統を使用して除去できることを確認し、あわせて、除去能力の設計余裕を求める。

- (1) 主冷却系により、崩壊熱を除去できること。
- (2) 主冷却系が使用出来ない時、補助冷却系により崩壊熱を除去できること。
- (3) 床下メンテナンス時に、反射体を約3本引抜いて、炉容器内自然対流と、遮蔽コンクリート冷却系により、崩壊熱を除去できること。

## 2. 系統設備の概要

### 2.1 主冷却系

1次主冷却系と2次主冷却系を総称して主冷却系と呼ぶ。

1次主冷却系は、2ループで構成され、各ループには、主中間熱交換器1基及びコールドレグ側に主循環ポンプ1基を装備する。

1次主冷却系は、原子炉で発生した熱量を主中間熱交換器を介して2次主冷却系に伝えるものである。

2次主冷却系は、2ループで構成され、各ループには、主冷却器2基及びコールドレグ側に主循環ポンプ1基を装備する。

各主冷却器は並列に設置され、伝熱管部分と出入口ダンパ、主送風機から構成される。

2次主冷却系は、主中間熱交換器を介して伝えられた熱量を主冷却器を介して大気に放熱するものである。

### 2.2 補助冷却系の概要

補助冷却系は、主冷却系により炉心の熱除去が出来なくなった場合、原子炉容器ナトリウムの液面低下時および炉内検査時に、原子炉余熱を除去するものである。

本系統は、1次補助中間熱交換器1基と、電磁ポンプ1基とから構成され、原子炉余熱を補助中間熱交換器を介して、2次補助冷却系へ伝える。

2次補助冷却系は、補助空気冷却器1基と、電磁ポンプ1基とから構成され、伝えられた熱を補助空気冷却器を介して、大気に放熱するものである。

### 2.3 コンクリート遮蔽体冷却系の概要

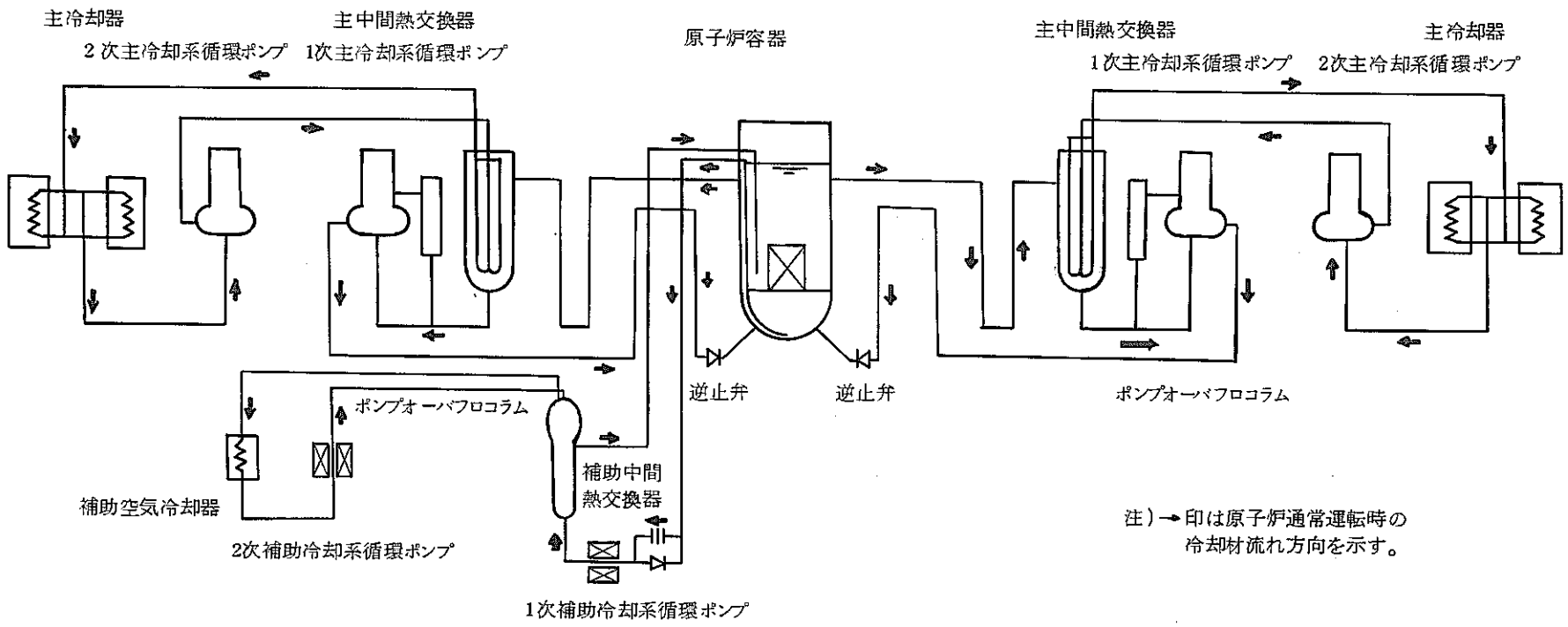
コンクリート遮蔽体冷却系は、原子炉通常運転時に一次格納構造の遮蔽コンクリート部（炉容器ピット部ならびにペDESTAL部からなる）の冷却を行うと同時に床下メンテナンスモード時に、炉心の冷却を行う。また、原子炉の再臨界事故時に安全容器を冷却する機能を合せて有する。本冷却系の冷却材には、窒素ガスを用い、最終的には、補機冷却系冷却水にて冷却する。本冷却系の窒素ガスブローは事故時の安全に関する独立の系統とし、（100%容量2台）2台共非常用電源にて運転できる。

ペDESTAL部の冷却には窒素ガス主配管から一部を分枝し、専用ブースタブローを使用し、て循環させる。

なお、床下メンテナンスモード時には、炉容器のナトリウム液面を通常運転時液面より

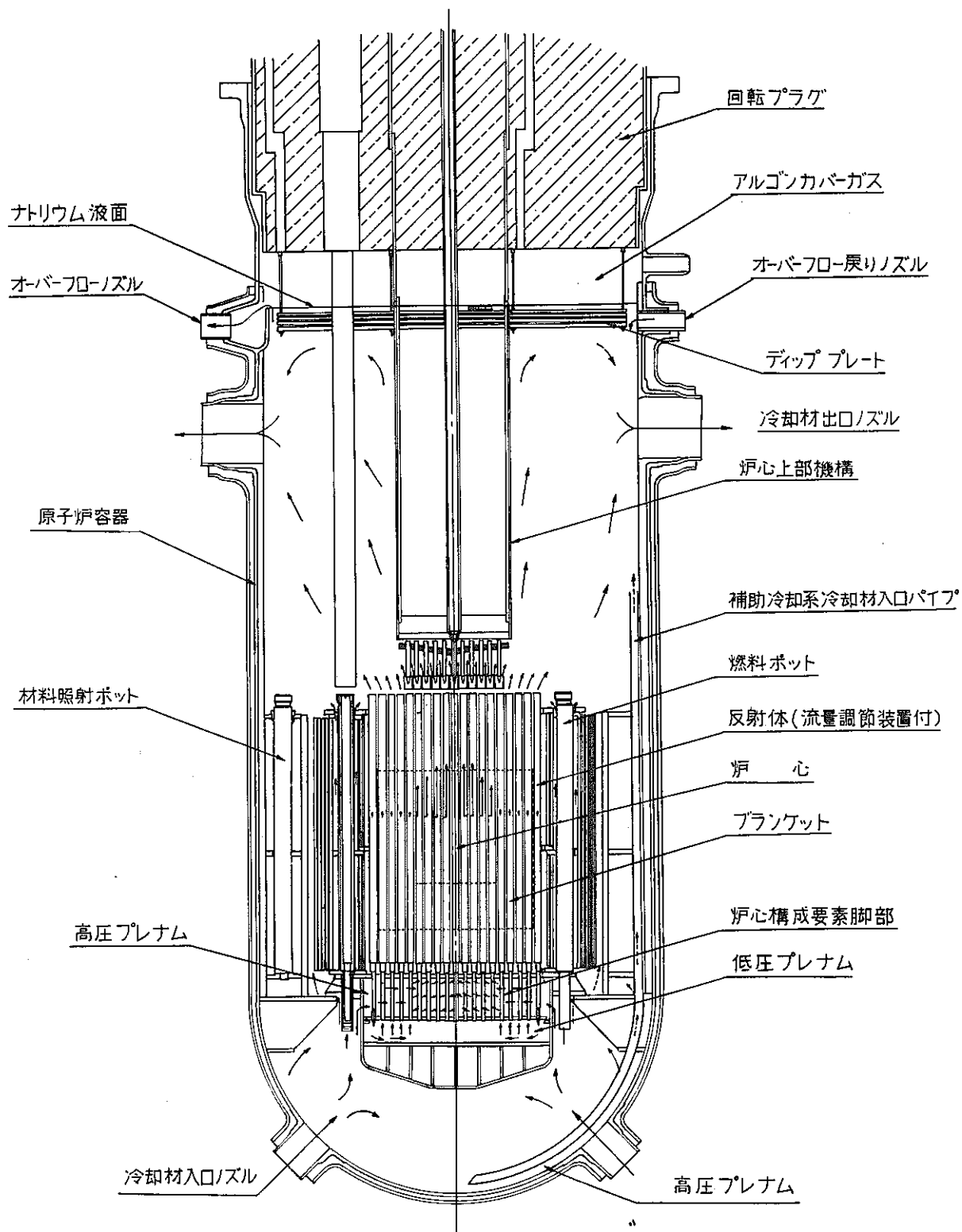
1500 mm 下げ，反射体を数本引抜いて炉容器内のナトリウムを自然対流させ，崩壊熱をコンクリート遮蔽体冷却系により除熱する。



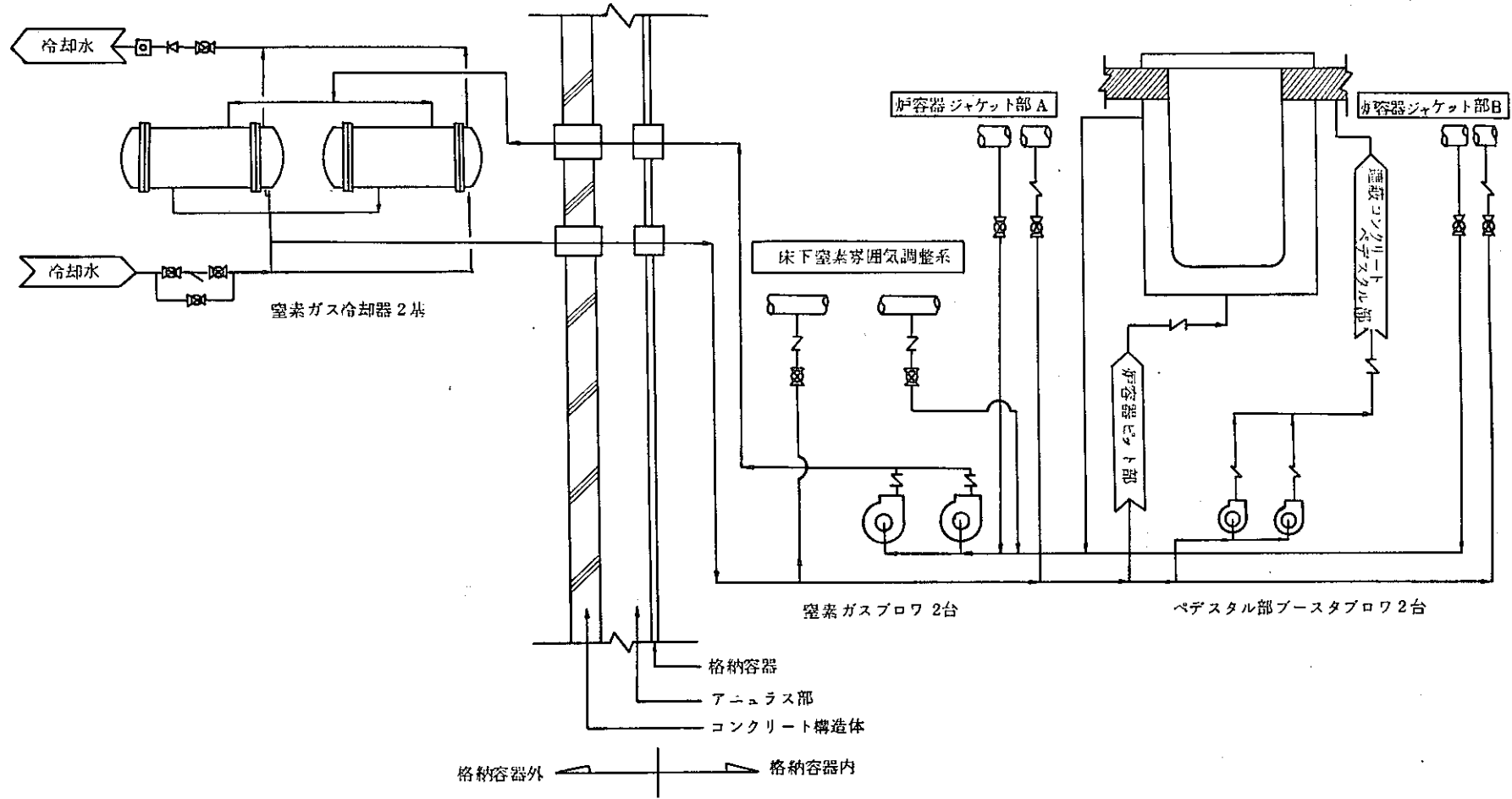


注) →印は原子炉通常運転時の冷却材流れ方向を示す。

1 図 原子炉冷却系統図



2 図 炉容器断面図



3図 コンクリート遮蔽体冷却系系統図

## 2.4 プラント主要目

## (1) 1次主冷却系

ループ数	2
冷却材流量	1085.6 T/hr/ループ
運転温度	原子炉入口 370℃
(50MW)	原子炉出口 435℃
主循環ポンプ	定格揚程 70mNa
	回転数 約700rpm
ボギーモータ	回転数 約100rpm
配管径	炉容器～主中間熱交換器 20B
	主中間熱交換器～主循環ポンプ 18B
	主循環ポンプ～炉容器 12B

## (2) 2次主冷却系

ループ数	2
冷却材流量	1085.6T/hr/ループ
運転温度	主中間熱交換器出口 420℃
	同 入口 355℃
2次主循環ポンプ	定格揚程 35mNa
	回転数 975rpm
主送風機	風量 7380 m <sup>3</sup> /min
	吐出圧 195 mmHg
	回転数 585rpm
配管径	12B

## (3) 1次補助冷却系

ループ数	1
循環ポンプ	定格 56.5 T/hr
	(通常時停止 逆流 13.5 T/hr)
	揚程 18 mNa
運転温度	補助中間熱交換器入口 500℃
	同 出口 370℃

炉容器～補助中間熱交換器～循環ポンプ 4 B  
 循環ポンプ～炉容器 3 B

(4) 2次補助冷却系

ループ数 1  
 循環ポンプ 定格 56.5T/hr  
 補助送風機 風量 890 m<sup>3</sup>/min  
 吐出圧 95 mm Aq  
 回転数 735 rpm  
 配管径 3 B

(5) オーバフロー系

ループ数 1  
 冷却材流量 11T/hr  
 揚程 21 mNa  
 配管径 炉容器オーバフローノズル～オーバフロータンク 4 B  
 オーバフロータンク～炉容器オーバフローノズル 2 B

(6) コンクリート遮蔽体冷却系

窒素ガスブロワ 2台(1台予備)  
 容量 30,000 m<sup>3</sup>/hr/1台  
 運転温度 窒素ガス冷却器窒素ガス出口温度 35℃  
 同 入口温度 73℃  
 同 冷却水入口温度 32℃  
 同 出口温度 37℃  
 窒素ガス冷却器 容量 175.8 × 10<sup>3</sup> Kcal/h/2基

### 3. 試験方法

#### 3.1 主冷却系による崩壊熱除去試験

##### (1) 運転条件

- (イ) 運転モード 「高出力」
- (ロ) 出力レベル 定格出力 ( 50MW ) 100時間連続
- (ハ) 冷却材温度 原子炉容器入口 370℃  
原子炉容器出口 435℃
- (ニ) 冷却材流量 100%

##### (2) 試験方法

出力上昇試験の末期、定格出力100時間連続運転後、プラントを通常停止する。原子炉停止後の崩壊熱を1次主冷却系、2次主冷却系の主冷却系により、「高温冷却」の通常運転方法により、370℃から250℃迄冷却材温度を降下させる。

これは、主送風機を停止し、主冷却器出口ダンパも全閉として、主冷却器出口温度を監視しながら、入口ダンパを手動で操作し、自然通風量を制御するものである。

この方法により、冷却材温度を約 $-30℃/hr$ の割合で降下させることができることを確認するものである。

なお、崩壊熱の低下に伴う、1次系、2次系の温度降下は予熱電気ヒータの自動投入によって補い、250℃を保持する。

#### 3.2 補助冷却系除熱能力試験

##### (1) 運転条件

- (イ) 運転モード 「高出力」
- (ロ) 出力レベル 2.6 MW ( 最大 )
- (ハ) 冷却材温度 補助中間熱交換器1次側入口 230℃  
同 出口 360℃
- (ニ) 冷却材流量 100% ( 補助冷却系電磁ポンプ 56.5 T/hr )
- (ホ) 原子炉容器液面 GL - 7600
- (ヘ) 1次主冷却系 停止  
オーバーフロー系 停止

- (h) バイパス条件 1次主循環ポンプ停止  
 1次主冷却系流量「低」  
 炉容器液面「低」によるスクラムバイパス  
 オーバーフロー系ポンプ停止による調整棒一斉挿入バイパス

## (2) 試験方法

原子炉容器液面を下げ、1次主冷却系、オーバーフロー系を停止した状態で補助冷却系を定格流量で運転し、原子炉出力を、燃料集合体出口温度を監視しながら、低出力から数ステップに分けて、中性子計装の出力領域系の指示値で、最大 2.6MW迄上昇させる。補助冷却系のヒートバランスにより、出力レベルと除熱量の関係を求め、補助冷却系の除熱能力として 2.6MW有することを確認する。

また、補助冷却系空気冷却器の送風機インレットベーンおよび出口ダンパの開度を記録し、冷却能力の設計余裕をあわせて求める。

## 3.3 床下メンテナンス時除熱能力試験

### (1) 運転条件

- |                                      |             |
|--------------------------------------|-------------|
| (イ) 原子炉運転モード                         | 「低出力」       |
| (ロ) 原子炉出力                            | 200 kW (最大) |
| (ハ) 主1次冷却系                           | 「停止」        |
| (ニ) 補助1次冷却系                          | 「停止」        |
| (ホ) オーバーフロー系                         | 「停止」        |
| (ヘ) 炉容器Naレベル                         | GL-7600     |
| (ト) コンクリート遮蔽体冷却系流量<br>(リークジャケット)     | 5000 kg/hr  |
| (チ) コンクリート遮蔽体冷却系 N <sub>2</sub> 入口温度 | 35℃         |
| (リ) 炉容器内 Na 温度 (試験開始時)               | 170℃        |
| (ヌ) バイパス条件                           |             |

主1次冷却材流量「低」、主1次ポンプトリップ、炉容器液面「低」(−100 mm)によるスクラムをバイパス、  
 オーバーフローポンプトリップによる調整棒一斉挿入をバイパス。

### (2) 試験方法

反射体を約3本引き抜く。主1次冷却系、補助1次冷却系、オーバーフロー系を停止し、

炉容器内Na液面を下げる。補助1次冷却系はいつでも起動できる状態で待機する。

この状態でコンクリート遮蔽体冷却系のリークジャケット部流量を調節しつつ炉出力を上げていく。この時、燃料集合体出口温度計、炉容器壁面温度計、コンクリート遮蔽体冷却系出入口温度計を監視する。

また、同時に燃料集合体出口温度計の半径方向の温度分布も測定する。炉出力は核計装で定め20 kW, 50kW, 100kW, 150kW, 200kW, の5点でデータを取る。



#### 4. 試験期間

本試験は、出力上昇試験期間に適宜行う。

本試験に要するプラント専有期間は次の通りである。

- (1) 補助冷却系除熱能力試験                      約 1 週間
- (2) 床下メンテナンス時除熱能力試験            約 2 週間

# 付 録

補助冷却系除熱能力試験の安全対策

## 補助冷却系除熱能力試験の安全対策

1次主冷却系オーバフロー系を停止し、炉容器液面を下げた状態で、原子炉を運転するため安全対策には十分配慮する。

- (1) 補助冷却系は設計上 2.6MWの冷却能力を有しているので、補助冷却系を起動し、炉出力を、低出力から次第に上昇させる。

この時原子炉入口冷却材温度は約 230℃に保ち運転を行い、試験時最大出力の 2.6MW の時、原子炉出口冷却材温度は 400℃以下であり冷却材温度には余裕がある。

また、運転時、燃料集合体出口温度を監視しながら行い、警報が生じた時、直ちに原子炉停止又は手動スクラムとする。

- (2) 補助冷却系電磁ポンプがトリップした時は、手動スクラムとする。
- (3) 本試験時期は、出力上昇試験の初期であるので、燃焼は進んでいなくスクラムした後は崩壊熱が殆んど無く、スクラム後の冷却材温度の上昇は殆んど無い。

## Ⅱ-5 通常運転時性能確認試験

- PT-51 運転温度圧力確認
- PT-52 ナトリウム・カバールガスアルゴン分析試験
- PT-53 廃ガス濃度測定試験
- PT-54 冷却系配管熱変位測定
- PT-55 コールドトラップ性能確認

## PT-51 運転温度圧力確認

### 1. 試験目的

原子炉の通常に於ける運転時に、プラントの各機器が設計通り正常であることを確認する。

### 2. 系統設備の概要

省略

### 3. 試験内容

出力上昇時の各原子炉出力レベルに於いて、下記設備、機器の運転データを記録し、設計仕様を満足していることを確認する。

- (イ) 原子炉格納容器内、床上および床下の温度・圧力
- (ロ) アニュラス部の圧力
- (ハ) 中性子検出器冷却系の温度
- (ニ) 安全容器呼吸系の温度・圧力
- (ホ) 回転プラグ冷却系の温度
- (ヘ) 冷却系カバーガスの温度・圧力
- (ト) 原子炉附属建家および主冷却建家の空調系の温度・圧力
- (チ) コンクリート遮蔽体冷却系の温度・風量
- (リ) 燃料取扱系の集合体取扱時、機器各部の温度・圧力

## PT-52 ナトリウムカバーガスアルゴン分析試験

### 1. 試験目的

運転条件毎のナトリウム純度およびカバーガスに関する基礎的データを得る。

### 2. 系統設備の概要

省略

### 3. 試験内容

1次系、2次系の冷却材ナトリウムおよびカバーガス・アルゴンガスをサンプリングし、定量分析を行い、運転条件毎の純度管理に関する基礎的データを得る。

備考 ナトリウム純度管理目標値を下記に示す。

成分	1次系 ( ppm )	2次系 ( ppm )
O	10	20
C	30	50
N	50	-
H	5	10
Cl	30	50
Ni	5	5
Cr	5	5
Fe	10	10

アルゴンガスカバーガス純度管理目標値を下記に示す。

成分	1次系 ( ppm )	2次系 ( ppm )
N <sub>2</sub>	2500	5000
O <sub>2</sub>	30	50
CO <sub>2</sub>	20	30
CO	10	20
H <sub>2</sub>	20	30
CH <sub>4</sub>	10	20

## PT-53 廃ガス濃度測定試験

1. 試験目的 .....	228
2. 廃ガス処理系設備概要 .....	229
2.1 アルゴン廃ガス処理系概要 .....	229
2.2 窒素廃ガス処理系概要 .....	229
2.3 サンプルングボックス概要 .....	229
2.4 廃ガスモニタ概要 .....	231
3. 試験方法 .....	232
3.1 濃度測定 .....	232
3.2 核種分析 .....	232
3.3 放出量の算定 .....	232
4. 試験期間 .....	233
付 録	

## 1. 試験目的

「常陽」の出力上昇時から定格出力運転までに於いて運転条件の変動に伴い排出される廃ガスについてサンプリングし、放射能濃度測定および核種分析を行うことにより廃ガス処理系におけるサンプリングボックスおよびモニタの機能を確認し、あわせて高速炉における廃ガスの基礎的データを得る。



## 2. 廃ガス処理系設備概要

放射性気体廃棄物の主要なものは一次カバーガス系、燃料交換機等の燃料取扱系から排出されるアルゴン廃ガス、一次窒素ガス予熱系および安全容器呼吸から排出される窒素廃ガスに分けられる。アルゴン廃ガス処理系の放射能は一次アルゴンカバーガス系によるものが最も高いと考えられ、この系統における放射性物質はカバーガスの放射化生成物である Ar-41 が主なものであり、その他に FP である Kr, Xe 等の含有が考えられる。

窒素廃ガス処理系の放射能は主に窒素ガス放射化によって生じる C-14 および窒素ガス中に僅かに不純物として含まれるアルゴンの放射化生成物である Ar-41 がある。

尚、この系統の放射能濃度はアルゴン廃ガス系に較べ著しく低いと考えられる。

次ページに廃ガス処理系のフローシートを示す。

### 2.1 アルゴン廃ガス処理系概要

アルゴン廃ガス処理系に流入する廃ガスは廃ガスヘッド A に集められ、次いで廃ガスクーラーで冷却される。アルゴン廃ガスはプレフィルター通過後、放射線モニタにより測定され放射性物質濃度が規定濃度 ( $0.03 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ) 以下の場合は廃ガスタンクをバイパスして廃ガスポストフィルターを経て排気筒から放出される。廃ガスの放射性物質濃度が  $0.03 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  以上の場合は廃ガスタンクに送られ圧縮貯留される。

廃ガスタンクからの放出は廃ガスのサンプリング測定および連続モニタリングにより放射性物質濃度が放出基準 ( $61.5 \text{ Ci}/\text{日}$ ) 以下で放出できる事が確認された場合にのみ行われる。

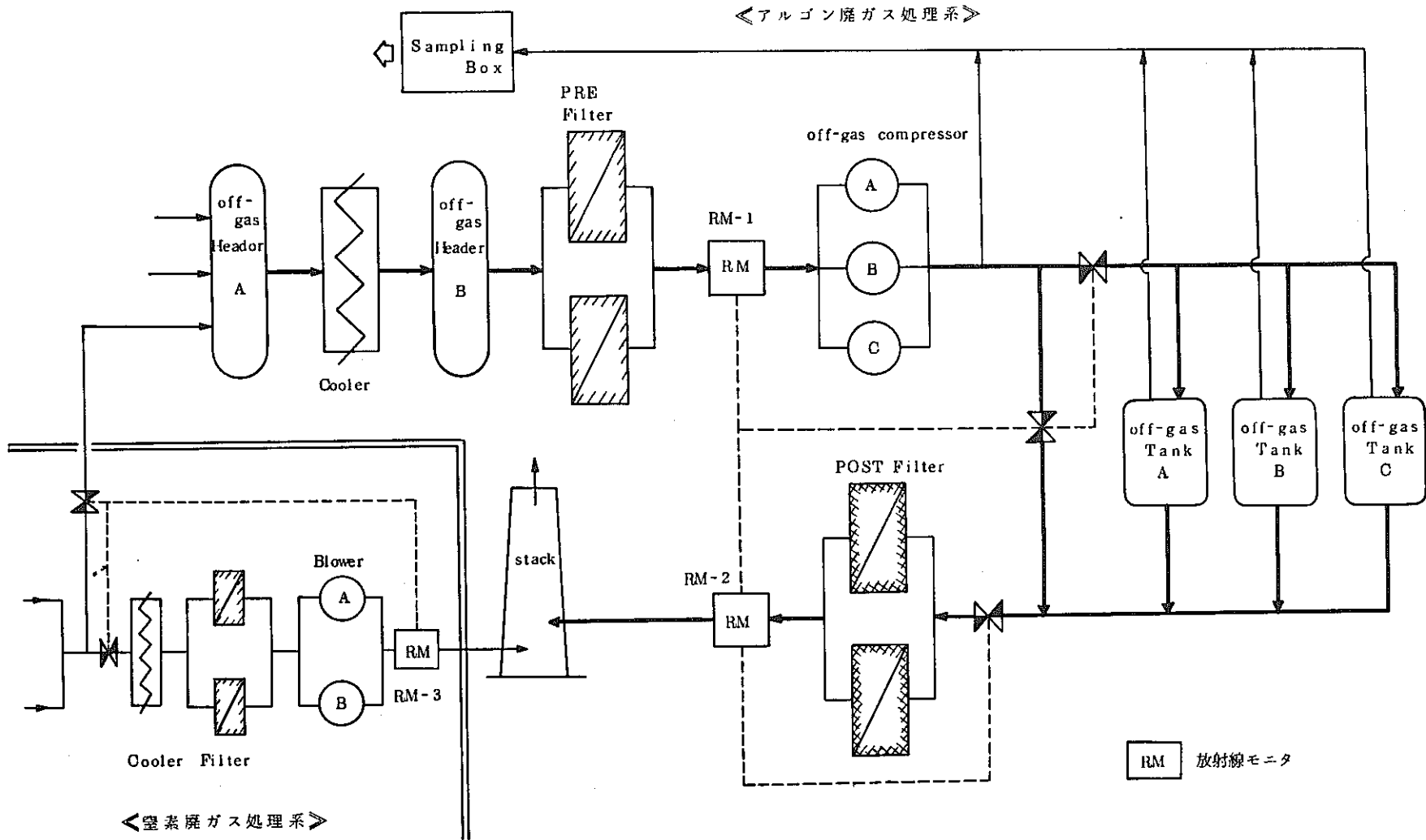
### 2.2 窒素廃ガス処理系概要

窒素廃ガス処理系に流入する窒素廃ガスは、まず窒素ガスクーラーにより冷却される。次にフィルターで濾過され、窒素ガス中に含まれる粒子状物質が除去された後ブロアにより排気筒から大気へ放出される。放射性物質濃度の測定はブロワの後で計測され、規定濃度 ( $0.03 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ) 以上の場合はアルゴン廃ガス処理系へ送り処理される。

### 2.3 サンプリングボックス概要

本サンプリングボックスは廃ガスタンクおよび廃ガス処理系ラインからの配管が集中されており、バルブ操作によって任意のタンクまたはラインの廃ガスをサンプリングすることができるようになっている。

サンプリングボックスの形状はグローブボックス型であり、廃ガスをサンプリングするた



廃ガス処理系フローシート

めの捕集電離箱はボックス内に入れて、グローブボックスの気密性を保ったまま、サンプリングすることができる。ボックスには真空ポンプが備えてあり、タンクおよびラインからの廃ガスをサンプリングする時はサンプリングライン内のガスを充分置換させてから行う。

I 規格基数	1
形式	グローブボックス
材料	アクリル樹脂 SUS-27(胴) SS-41(脚)
寸法	0.9mD×0.9mL×0.9mH, 鋼材脚付

II 設置場所 「常陽」原子炉付属建物B2F

2.4 廃ガスモニタ概要

本モニタは廃ガス放射能濃度を連続的にモニタリングするものでプレフィルタ通過後(RM-1)および廃ガス放出口(RM-2)の2箇所に設置されており、その信号は廃ガスタンク貯留あるいはバイパスの選択を行うインターロックに使用されている。

RM-1は廃ガスが設定値以下( $0.03\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下)の場合は排気筒へ、設定値以上( $0.03\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以上)の場合は自動弁を作動させ、タンクへ送るようになっており、RM-2はタンクをバイパスしてきた廃ガスおよびタンク内の廃ガスの放出時におけるモニタリングを行い、RM-1と同様のインターロックにより基準以上の廃ガスを排気筒から放出しないようになっている。また、本モニタの指示値は「常陽」中央制御室の監視盤にログレトメータで指示記録され設定値( $0.03\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )を超えた場合は警報を発するようになっている。

I 性能測定線種	$\gamma$ 線 50KeV~10MeV
検出器	NaI(Tl)シンチレータ(鉛シールド)
測定範囲	$0.1 \sim 10^5 \text{ cps}$ (ログレトメータ)
最高検出感度	$10^{-3} \sim 1 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
使用温度範囲	$-5^\circ\text{C} \sim +45^\circ\text{C}$
使用湿度範囲	80%以下
安定度	総合変動が $\pm 30\%$ /1週間以内
校正精度	$\pm 0.24$ デカード以内

II 設置場所 (アルゴン廃ガス処理系)	プレフィルタ通過後	1
	廃ガス放出口	2
(窒素廃ガス処理系)	ブロー後	1

### 3. 試験方法

原子炉各出力段階毎に運転条件の変動に伴い排出される廃ガスについてモニタの指示の変化を監視する。

なお、アルゴン廃ガス処理系についてはサンプリングボックスを通じて廃ガスをサンプリングし、試験を行う。

#### 3.1 濃度測定

捕集電離箱に捕集した廃ガスを振動容量電位計を用いて濃度を測定し、廃ガスモニタの指示値から求めた濃度と比較して異なることを確認すると共に必要に応じて半減期等の測定を行う。

#### 3.2 核種分析

捕集容器に捕集した廃ガスの放射性物質を $\gamma$ 線波高分析器を用いて分析し、核種の定性および定量を行い、放出ガスの基礎データとする。

#### 3.3 放出量の算定

廃ガスタンクからの廃ガス放出量( $m^3$ )とその放射性物質濃度( $\mu Ci/cm^3$ )との関係から廃ガス放出総量( $Ci$ )を算定する。

#### 4. 試験期間

本試験は低出力試験時および出力上昇試験時に廃ガスが排出された場合にそのつど行い、実施期間は「常陽」の運転状況にあわせるものとする。

付 録

第1表 廃ガスタンク放出および連続放出における管理目標値

期 間	排気口における放射性物質 <sup>注1)</sup> の平均 放出率 <sup>注2)</sup> (廃ガスタンクから放出され るものを除く)	排出口における放射生 物質の廃ガスタンク放 出量	排気口におけ るよう素131 の廃ガス タンク放出量
1 日	0.33 (Ci·MeV/hr)	61.5 (Ci)	
3 月	0.26	429	0.16 (Ci)
1 年	0.18	1460	

注1) 放射性物質の主なものは希ガスである。

注2) 第2表によるバイパス放出時のγ線実効エネルギー：1.76 MeVを用いる。

第2表 バイパス放出時廃ガス中放射性物質のγ線実効エネルギー

核種	半減期	Ev γ線 エネルギー (MeV)	廃ガス系への 放出率 (Ci/sec)	fi	fi · Er (MeV)
Kr 83m	114m	0.041	$1.50 \times 10^{-6}$	$1.48 \times 10^{-6}$	$6.07 \times 10^{-8}$
Kr 85m	4.36 <sup>h</sup>	0.186	$8.16 \times 10^{-3}$	$8.08 \times 10^{-3}$	$1.50 \times 10^{-3}$
Kr 85	10.27 <sup>y</sup>	0.003	$2.00 \times 10^{-7}$	$1.98 \times 10^{-7}$	$5.94 \times 10^{-10}$
Kr 87	78. m	1.063	$7.52 \times 10^{-2}$	$7.44 \times 10^{-2}$	$7.91 \times 10^{-2}$
Kr 88	2.77 <sup>h</sup>	1.88	$8.87 \times 10^{-1}$	$8.78 \times 10^{-1}$	1.67
Kr 89	3.18 <sup>m</sup>		0.0		
Xe 131m	12.0 <sup>d</sup>	0.164	$2.05 \times 10^{-10}$	$2.03 \times 10^{-10}$	$3.33 \times 10^{-11}$
Xe 133m	2.3 <sup>d</sup>	0.233	$1.72 \times 10^{-5}$	$1.70 \times 10^{-5}$	$3.96 \times 10^{-6}$
Xe 133	5.3 <sup>d</sup>	0.081	$3.60 \times 10^{-4}$	$3.56 \times 10^{-4}$	$2.88 \times 10^{-5}$
Xe 135m	15.6 <sup>d</sup>	0.53	0.0		
Xe 135	9.1 <sup>h</sup>	0.25	$3.91 \times 10^{-2}$	$3.87 \times 10^{-2}$	$9.68 \times 10^{-2}$
Xe 137	3.9m		0.0		
Xe 138	17. d	0.42	0.0		
I 131	8.1 <sup>h</sup>	0.385	$8.16 \times 10^{-7}$	$8.08 \times 10^{-7}$	$3.11 \times 10^{-7}$
I 132	2.4 <sup>h</sup>	0.371	$1.06 \times 10^{-5}$	$1.05 \times 10^{-5}$	$3.90 \times 10^{-6}$
I 133	20.8 <sup>m</sup>	0.53	$9.25 \times 10^{-5}$	$9.16 \times 10^{-5}$	$4.86 \times 10^{-5}$
I 134	52.5 <sup>h</sup>	0.927	$1.35 \times 10^{-6}$	$1.34 \times 10^{-6}$	$1.24 \times 10^{-6}$
I 135	6.7 <sup>h</sup>	0.904	$2.95 \times 10^{-4}$	$2.92 \times 10^{-4}$	$2.64 \times 10^{-4}$
Ar 41	110 <sup>m</sup>	1.29	$3.0 \times 10^{-7}$	$2.97 \times 10^{-7}$	$3.83 \times 10^{-7}$

γ線実効エネルギー  $E_{eff} = \sum (f_i \cdot E_i) = 1.761(\text{MeV})$

第3表 廃ガスタンク放出時廃ガス中放射性物質の $\gamma$ 線実効エネルギー

核種	半減期	$E_{\gamma}$ $\gamma$ 線 エネルギー (MeV)	タンクへ貯留し た場合の排気筒 からの放出率 (Ci/sec)	$f_i$	$f_i \cdot E_{\gamma}$ (MeV)
Kr 83m	114m		0.0		
Kr 85m	4.36h		0.0		
Kr 85	1027y	0.003	$1.76 \times 10^{-5}$	$3.70 \times 10^{-1}$	$1.11 \times 10^{-4}$
Kr 87	78m		0.0		
Kr 88	2.77h		0.0		
Kr 89	3.18m		0.0		
Xe 131m	12.0d	0.164	$6.65 \times 10^{-11}$	$1.40 \times 10^{-6}$	$2.29 \times 10^{-7}$
Xe 133m	2.3d	0.233	$7.86 \times 10^{-8}$	$1.65 \times 10^{-3}$	$3.84 \times 10^{-4}$
Xe 133	5.3d	0.081	$2.98 \times 10^{-5}$	$6.26 \times 10^{-1}$	$5.07 \times 10^{-2}$
Xe 135m	15.6d		0.0		
Xe 135	9.1h		0.0		
Xe 137	3.9m		0.0		
Xe 138	117m		0.0		
I 131	8.1d	0.385	$1.56 \times 10^{-7}$	$3.28 \times 10^{-3}$	$1.26 \times 10^{-3}$
I 132	2.4h		0.0		
I 133	20.8h		0.0		
I 134	52.5m		0.0		
I 135	6.7h		0.0		
Ar 41	110m		0.0		

$$\gamma \text{線実効エネルギー} - E_{\text{eff}} = \sum (f_i \cdot E_{\gamma}) = 0.053 (\text{MeV})$$



第4表 燃料破損時における核分裂生成物の放出率

核種	半減期	単位時間当りの 生成量 (Ci/sec)	生成量の2%相当 放出時のカバー ガスへの放出率 (Ci/sec)	廃ガス系への 放出率 (Ci/sec)	14日間タンクへ 送入了際の 放射能 (Ci)	さらに13日間 冷却した際の 放射能 (Ci)	タンクへ貯留した 場合の排気筒から の放出率 (Ci/sec)
Kr 83 <sub>m</sub>	114m	$2.85 \times 10^{-3}$	$5.7 \times 10^{-5}$	$1.50 \times 10^{-6}$	$1.48 \times 10^{-2}$	0.0	0.0
Kr 85 <sub>m</sub>	4.36h	1.98	$3.96 \times 10^{-2}$	$8.16 \times 10^{-3}$	$1.86 \times 10^2$	0.0	0.0
Kr 85	0.27y	$1.0 \times 10^{-5}$	$2.00 \times 10^{-7}$	$2.00 \times 10^{-7}$	$2.13 \times 10$	$2.13 \times 10$	$1.76 \times 10^{-5}$
Kr 87	78m	$8.0 \times 10^2$	$1.60 \times 10^1$	$7.52 \times 10^{-2}$	$5.08 \times 10^2$	0.0	0.0
Kr 88	2.77h	$5.4 \times 10^2$	$1.08 \times 10^1$	$8.87 \times 10^{-1}$	$1.28 \times 10^4$	0.0	0.0
Kr 89	3.18m	$3.15 \times 10^3$	$6.30 \times 10^1$	0.0	0.0	0.0	0.0
Xe 131 <sub>m</sub>	2.0d	$1.05 \times 10^{-8}$	$2.10 \times 10^{-10}$	$2.05 \times 10^{-10}$	$1.70 \times 10^{-4}$	$8.05 \times 10^{-5}$	$6.65 \times 10^{-11}$
Xe 133 <sub>m</sub>	2.3d	$9.75 \times 10^{-4}$	$1.95 \times 10^{-5}$	$1.72 \times 10^{-5}$	4.84	$9.51 \times 10^{-2}$	$7.86 \times 10^{-8}$
Xe 133	5.3d	$1.90 \times 10^{-2}$	$3.80 \times 10^{-4}$	$3.60 \times 10^{-4}$	$1.99 \times 10^2$	$3.60 \times 10^1$	$2.98 \times 10^{-5}$
Xe 135 <sub>m</sub>	15.6d	$4.40 \times 10^{-1}$	$8.8 \times 10^{-3}$	0.0	0.0	0.0	0.0
Xe 135	9.1h	4.18	$8.36 \times 10^{-2}$	$3.91 \times 10^{-2}$	$1.85 \times 10^3$	0.0	0.0
Xe 137	3.9m	$4.70 \times 10^3$	$9.40 \times 10^1$	0.0	0.0	0.0	0.0
Xe 138	17m	$1.18 \times 10^3$	$2.36 \times 10^1$	0.0	0.0	0.0	0.0
I 131	8.1d	$4.23 \times 10^{-2}$	$8.46 \times 10^{-7}$	$8.16 \times 10^{-7}$	$5.75 \times 10^{-1}$	$1.89 \times 10^{-1}$	$1.56 \times 10^{-7}$
I 132	2.4h	$1.14 \times 10$	$2.28 \times 10^{-4}$	$1.06 \times 10^{-5}$	$1.24 \times 10^{-1}$	0.0	0.0
I 133	20.8h	6.45	$1.29 \times 10^{-4}$	$9.25 \times 10^{-5}$	$1.00 \times 10$	0.0	0.0
I 134	52.5m	$1.83 \times 10^2$	$3.66 \times 10^{-3}$	$1.35 \times 10^{-6}$	$6.14 \times 10^{-3}$	0.0	0.0
I 135	6.7h	$4.18 \times 10$	$8.36 \times 10^{-4}$	$2.95 \times 10^{-4}$	$1.02 \times 10$	0.0	0.0

## PT-54 冷却系配管熱変位測定

### 1. 試験目的

出力上昇時の冷却系配管の位置を測定して、定格出力時に安全であることを確認する。

### 2. 系統設備の概要

省略

### 3. 試験内容

総合機能試験時に測定した、1次主冷却系および2次冷却系の配管熱変位の結果をもとに、原子炉出力が50MW時の熱変位量を推定する。

原子炉の出力が50MWに達した後に、既設の最高変位計の指示を読みとり、安全な変位量であったことを確認する。

備考 総合機能試験 14-Na-5, 20-Na-4 により 250℃までは試験済

## PT-55 コールドトラップ性能確認

### 1. 試験目的

1次主冷却系のコールドトラップの核分裂生成物および腐食生成物の沈着量を推定する。

### 2. 系統設備の概要

省略

### 3. 試験内容

コールドトラップの側面をガンマ線検出器を用いてスキャンして、内部の放射性核種とその量を、スペクトルと半減期より推定する。

測定は、低出力試験時および出力上昇試験終了後の適当な時期において、原子炉停止後の一定時間後に行なう。

尚、本試験では、プラント運転初期のため測定にかかる程十分な核分裂生成物や腐食生成物が存在しないことが予想されるため、試験期間中にバックグラウンドを測定して、基礎データを蓄積することに重点を置いて測定を行なう。

備考 総合機能試験、17系統1次ナトリウム純化試験でプラグニング温度等については試験済み。

### Ⅲ 遮蔽特性試験

ST-11 空間線量率分布

ST-21 炉体まわり遮蔽特性

## 目 次

1. 試験目的 .....	242
2. 系統設備の概要 .....	243
3. 試験の方法 .....	246
4. 試験実施の予定時期と期間 .....	249
付録 I 試験装置の概要	
付録 II 放射化箔の物理的性質と測定点数	
付録 III 熱ルミネッセンス線量計 ( TLD )	
付録 IV 運転中および休止中の遮蔽区分	

## 1. 試験目的

原子炉運転時における原子炉周辺および管理区域について中性子と $\gamma$ 線の空間分布を測定し遮蔽設計上の基礎データを得るとともに、遮蔽構造の機能を確認する。

## 2. 系統設備の概要

「常陽」の原子炉容器まわりの遮蔽設備としては、炉容器を取巻く形に黒鉛が積層され、更に外側に炭素鋼とコンクリートが設置されている。上部方向では回転プラグが遮蔽体の役割を果たす。また斜め上部方向には重コンクリート製のペDESTALが存在する。

以下に各遮蔽体の構造、機能および寸法等の概略を記す。配置は図1にまとめて記載した。

### 2.1 黒鉛遮蔽体

黒鉛遮蔽体は炉容器の側方および下方に配置され、約200 mm角のブロックを積み上げる方法で構成される。各黒鉛ブロックは黒鉛キーと鋼製ピンにより安全容器に固定される。積み上げ方を工夫することにより炉容器が破損し、ナトリウム冷却材が安全容器内の黒鉛周辺部に溢れた場合でも、ナトリウムの液面が炉心部上面より低下しないよう配慮されている。

黒鉛は原子炉運転時には酸化を防止するため黒鉛の周辺雰囲気は窒素ガスに保たれる。

黒鉛遮蔽体の主な機能は炉容器よりもれ出る中性子を減速することであり、減速された中性子はその外側にある炭素鋼遮蔽体やコンクリートに吸収されやすくなる。

外 径	6360 mm
内 径 (上部)	4540 mm
(下部)	4300 mm
重 量	240 トン
積上げ段数	40 段

### 2.2 炭素鋼遮蔽体

炭素鋼遮蔽体は炉容器ピット側壁コンクリートに取付けられる40～100 mm厚さの炭素鋼板と、炉容器ピット床上に設置される150 mm厚さの炭素鋼板より構成され次の機能を有する。

- (a) コンクリートに入射する $\gamma$ および熱中性子を吸収し、コンクリートの発熱による温度上昇を許容値以下にする。
- (b) 炉容器ピットラインとの取付空間にコンクリート遮蔽体冷却系の窒素ガスの通路を形成する。

### 2.3 回転プラグ

回転プラグは原子炉容器上部に設置され、大回転プラグとそれに偏心して組込まれる小回転プラグから構成される。回転プラグの主要機能は炉内カバーガスのシールの他、放射線遮蔽および燃料交換等の機能を有する。

遮蔽層は中性子に対しては、速い中性子を減速する黒鉛と遅い中性子を吸収するボロン鋼さらに $\gamma$ 線に対しては炭素鋼とボロン鋼が各々の放射線の減衰に支配的役割を果す。

大回転プラグ最大径	578 cm
小回転プラグ最大径	310 cm
回転プラグ厚さ	235 cm
黒鉛厚さ(積算)	100 cm
炭素鋼厚さ(積算)	69.5 cm
ボロン鋼厚さ	20 cm

### 2.4 コンクリート

原子炉まわりの最終遮蔽体はコンクリートである。

前述の炭素鋼遮蔽体外側は厚さ1 mの普通コンクリートで占められ、また炉容器上部斜め方向は炉容器を支持するペDESTAL(重コンクリート)があり、黒鉛表面で散乱され上部方向に増加する放射線を遮蔽する。

いずれのコンクリートも生体遮蔽の機能を持つ。

またコンクリートの機械的強度を保持するため窒素ガスで強制冷却され、所定の温度以下に保たれる。



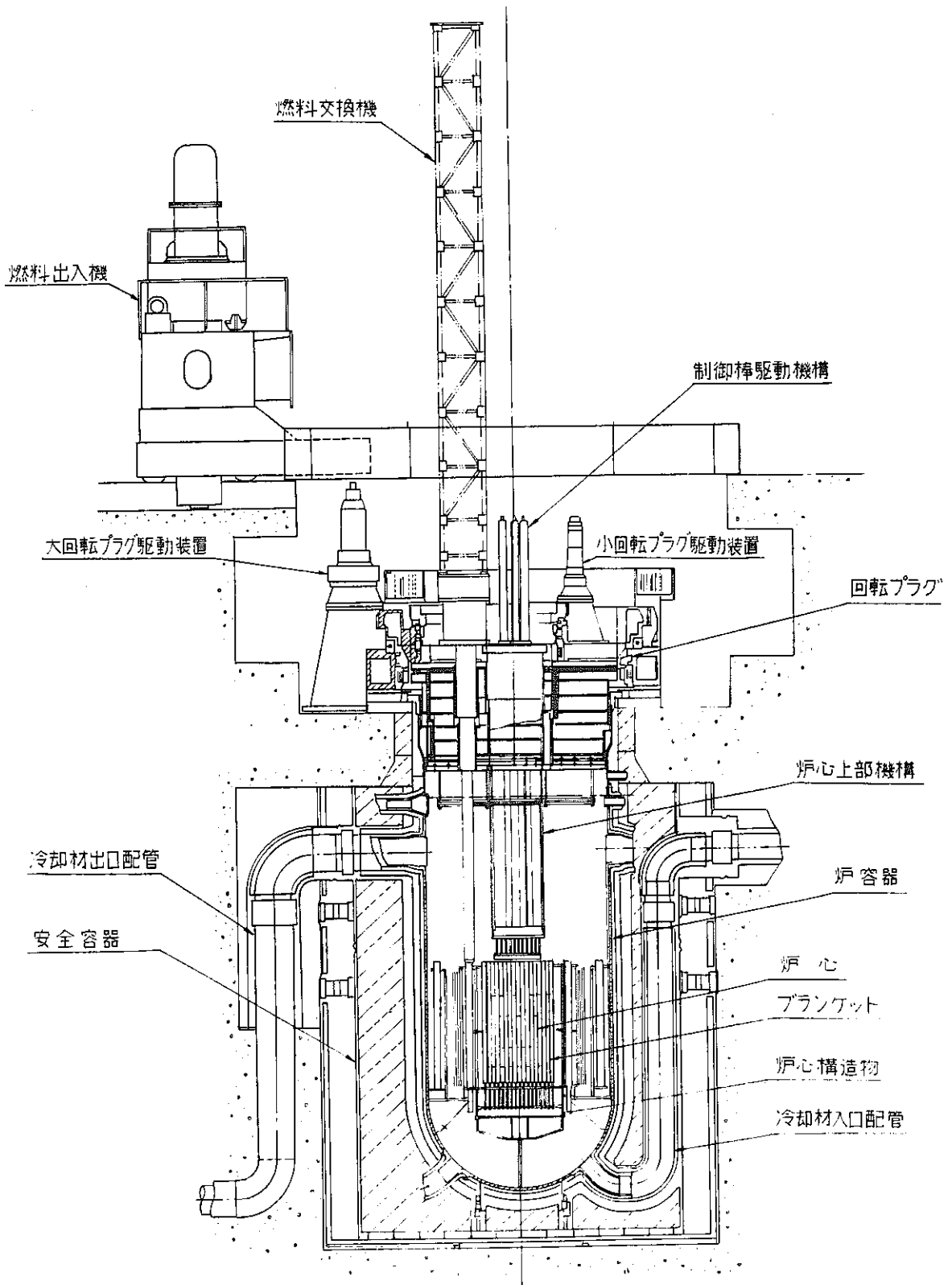


図1 原子炉垂直断面図

### 3. 試験の方法

#### 3.1 空間線量率分布

##### 3.1.1 原子炉運転時

###### (1) 運転条件

原子炉出力 零出力 ～ 50MW

###### (2) 試験方法

###### (i) 原子炉建物および同付属建物

管理区域のうち、運転員が常時立入するA地域からC区域までの室について、初段階で放射線サーベイを実施し、空間線量率を測定する。

炉上部ピット室と原子炉付属建物内で1次Arガス系統、廃液廃ガス系統、コンクリート遮蔽体冷却系統の各室については全出力運転時にD区域の指定を受けるため低出力レベルで同様の測定を実施する。

付録Ⅳに格納容器と原子炉付属建物に関する管理区域の設計線量率区分を示す。

###### (ii) 保全区域ならびに周辺監視区域およびその周辺

保全区域ならびに周辺監視区域（付録Ⅳ、参照）およびその周辺について、初臨界時から低出力レベル、さらに高出力レベルの各段階で放射線サーベイを実施し空間線量率を測定すると共に、MT-11放射線管理による常設モニタの値と比較検討する。

##### 3.1.2 燃料交換時

###### (1) 運転条件

原子炉出力 停止中

###### (2) 試験方法

50MW出力運転終了後、一連の燃取設備を用いて炉内から使用済みの特殊燃料集合体を取り出す。

主要な燃取設備は燃料交換機、燃料出入機、トランスファロータ、キャスクカー、燃料洗浄設備、缶詰設備であり、これらの設備を経て使用済み燃料は貯蔵プールに移送される。各々の設備は形状に合わせて遮蔽対策は施されている。しかし安全を期する上で燃料の流れに応じて設備周辺の空間線量率を測定することにより遮蔽性能を確認する。

さらに中性子線量率の測定も同時に実施する。

測定はサーベイメータを用いて、燃料交換機、燃料出入機、キャスクカーについては

設備表面の、燃料洗浄設備、缶詰設備については遮蔽ガラス外面の、トランスファロータは隣室の線量率を測定するものとする。

### 3.1.3 床下メンテナンス時

#### (1) 運転条件

原子炉出力            停止中

#### (2) 試験方法

1次冷却系統の配管、機器類からナトリウムをドレンした状態で格納容器床下部に立ち入り、空間線量率の測定を実施する。予想される主要放射線源は残存する冷却材ナトリウムと腐食生成物の崩壊 $\gamma$ 線である。

メンテナンス時の作業被曝管理の上で、この測定値は有用なバックデータを与えられ考慮されるので可能な限り詳細な空間的分布を測定するが、一方では安全管理を徹底し測定に伴う被曝を最小に抑えるものとする。

### 3.2 炉体まわり遮蔽特性

#### (1) 運転条件

- (イ) 原子炉運転モード            「低出力」
- (ロ) 原子炉出力                    最高 500Kw
- (ハ) 原子炉出口温度                250℃

#### (2) 試験方法

##### (イ) 燃料上部軸方向

回転プラグ内に遮蔽試験用プラグを挿入し、その中で放射線検出器を燃料頂部から回転プラグ上面に至るまで約 6 m を軸方向に移動させ、中性子束と $\gamma$ 線量率の軸方向分布を測定する。使用する検出器は放射化箔、TLD、電離箱等である。

##### (ロ) 炉容器黒鉛間隙部

ペDESTAL上面のマンホールから遮蔽試験用仮設案内管を介して、炉容器と黒鉛遮蔽体の間隙に放射線検出器を取付けたチェーンを垂らし、中性子束と $\gamma$ 線量率の上下方向分布を測定する。スキャン距離は炉心中心レベルからペDESTAL下面までの約 6 m である。使用する検出器は放射化箔、TLD、電離箱等である。

##### (ハ) 安全容器内面

ペDESTAL上面の安全容器サーベイランス孔を利用して、放射線検出器を取付けたチェーンを案内管の中へ下降させ約 6 m にわたる中性子束と $\gamma$ 線量率の上下方向分布を測

定する。使用する検出器は放射化箔，TLD，電離箱等である。

(二) 安全容器外側窒素ガス空間部

ペDESTAL上面のマンホールから案内管を介して安全容器と炭素鋼遮蔽体の間の空間に放射線検出器を取付けたチェーンを垂らし，中性子束と $\gamma$ 線量率の上下方向分布を測定する。スキャン距離は約6 mである。使用する検出器は放射化箔，TLD，電離箱等である。

(三) 主冷却配管貫通部

生体遮蔽コンクリートを主冷却配管が貫通しているが，特にストリーミングが厳しいと予想される出口配管について貫通口の空隙にコンクリート外側から放射線検出器を挿入し，中性子束と $\gamma$ 線量率を測定する。使用する検出器は放射化箔，TLD等である。

(四) 生体遮蔽コンクリート外側

格納容器操作床上の機器ピットを利用して生体遮蔽コンクリート外面に沿って約10 mにわたり上下方向の中性子束と $\gamma$ 線量率の測定を行う。使用する検出器はTLD，電離箱等である。本試験は必要なら高出力運転時にも行う。

#### 4. 試 験 期 間

(1) 空間線量率分布

臨界時から50MW定格出力に至るまでの各出力レベルで試験を実施する。

(2) 炉体まわり遮蔽特性

低出力時を中心に試験を実施する。

## 付録 I 試験装置の概要

## (1) 遮蔽試験用プラグ

遮蔽試験用プラグは中心孔プラグと盲プラグから構成される。

中心孔プラグ(第I-1図)は、回転プラグの中心孔(第I-2図)に挿入されるもので胴管、内管、遮蔽材およびフランジ等から構成される。第I-1図に示すように、外径約89 mm、厚さ5.5 mmのステンレス鋼胴管の上端部にフランジを、また中間部に接続金具を設けてそれぞれ溶接固定する。内部には放射線検出器を所定の位置に装荷し、また軸方向に移動させるためのガイドとして内管を取付ける。中心孔プラグの上部は、回転プラグの遮蔽特性を模擬するため、遮蔽用黒鉛ならびにスペーサを積層し遮蔽層を構成する。中間部の接続金具より下部も上記のステンレス鋼胴管を案内金具にて溶接固定し、全体を一体構造にしてある。

シールバウダリは回転プラグ挿入口付近で2重Oリング方式とし、その他はすべて溶接構造とする。

盲プラグは、中心孔プラグを遮蔽測定試験に使用しない場合に、中心孔プラグをアルゴンガス雰囲気維持し、かつ炉内放射線を遮蔽する役目を果たす。

## (2) 炉容器外壁遮蔽試験装置

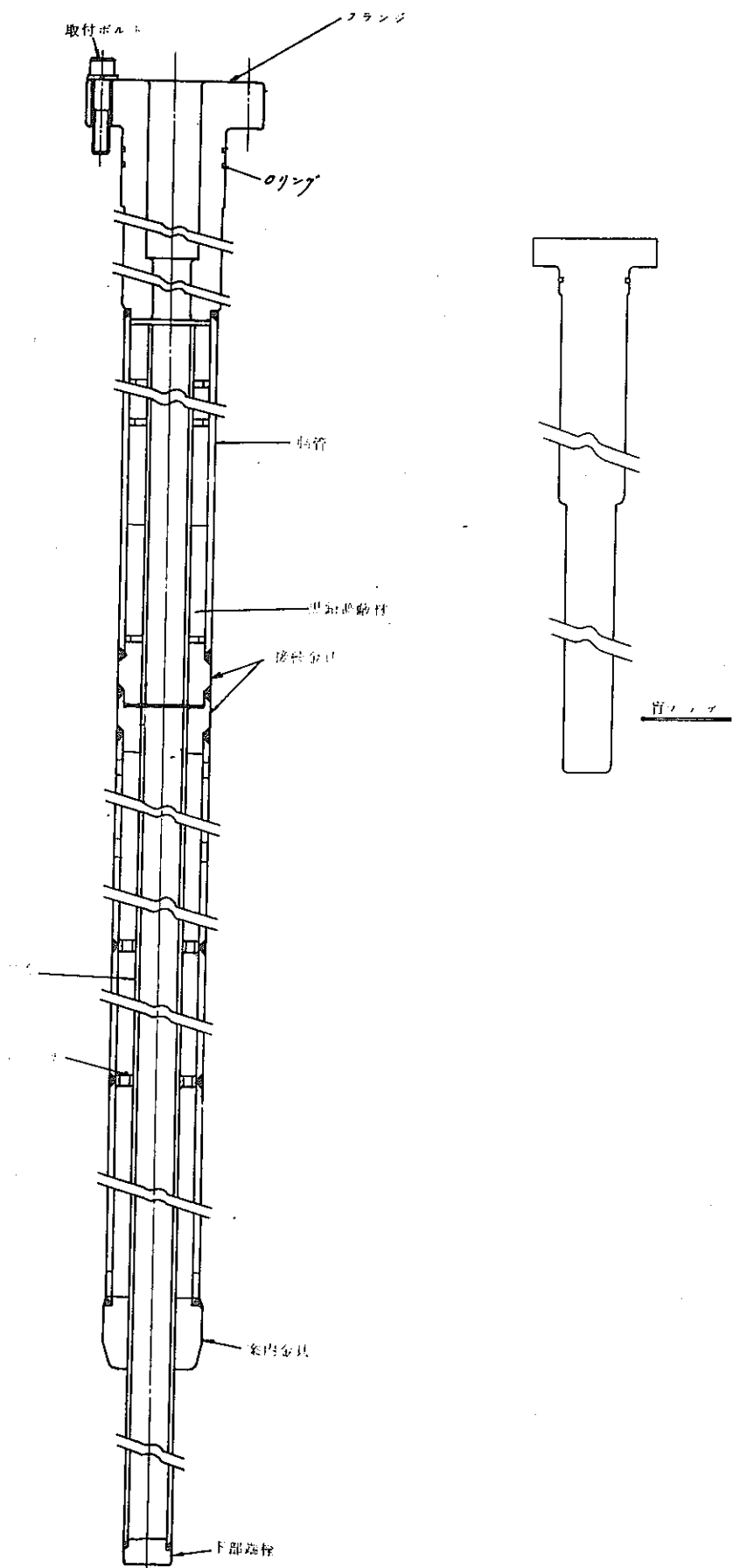
本装置は第I-3図に示すように炉容器ピットの安全容器マンホール(炉容器周囲の黒鉛を積むために使用されたマンホール)に設置され、安全容器内の炉容器と黒鉛の間に、カプセルまたは検出器をチェーンを用いて所定の位置に吊り下げるものである。装置は大別して案内管、巻取装置、気密装置等から構成される。

案内管はカプセルまたは検出器を間隙部に吊下し吊上げする場合に案内の役目を果たす。案内管はペDESTAL下面付近の底板と本装置の上板で支持される。

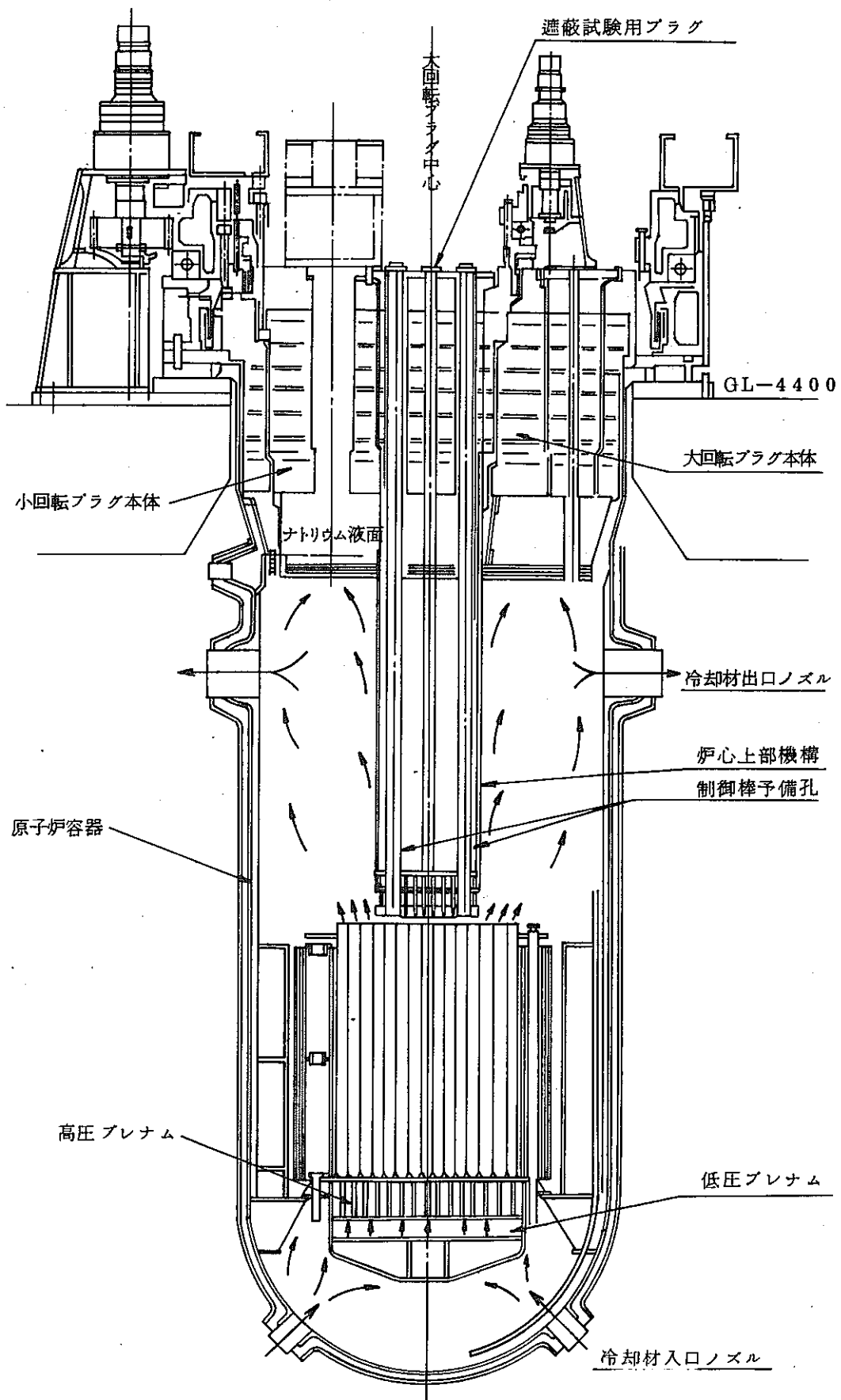
巻取装置は、チェーンの途中に一定間隔をおいてカプセルを取付けたものを手動で巻取る装置である。検出器も同様にチェーンに取付け、巻取るが、検出器ケーブルは装置を用いずに別に引上げる。

気密装置は、安全容器の窒素雰囲気をシールするためのものである。安全容器の窒素は一部放射化される懸念があるのでグローブボックスを設け、内部で巻取りおよびカプセルの取扱いをする。

カプセルの外形図を第I-4図に示す。管の材質は取扱いを容易にする目的で、中性子吸収の少ないジルカロイを用いる。

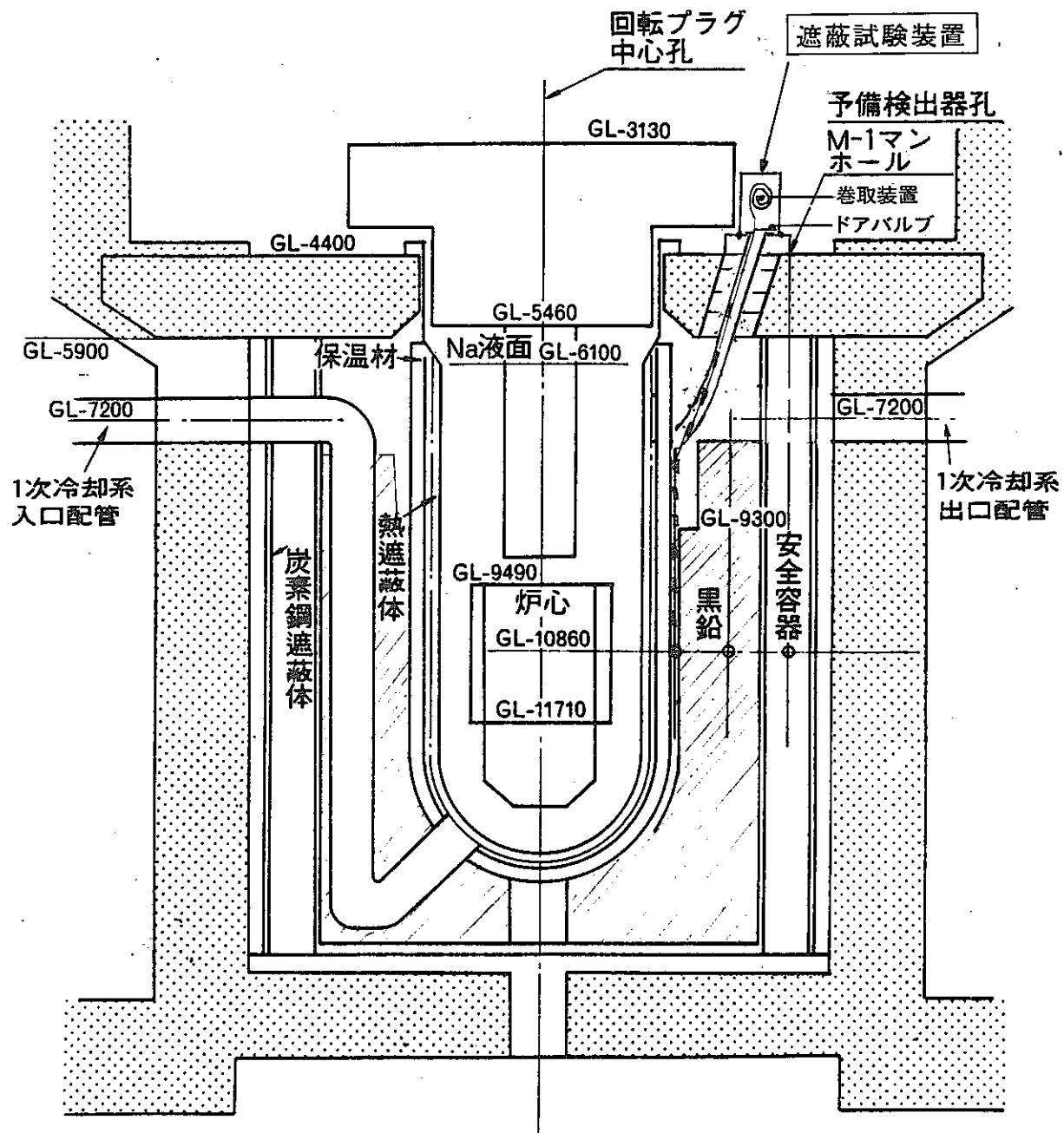


第 I - 1 図 遮蔽試験用プラグ

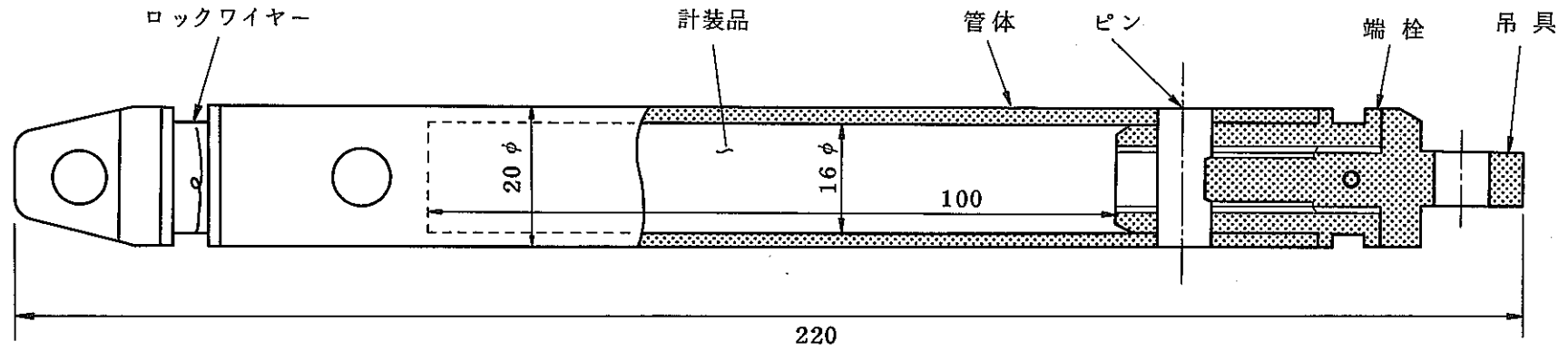


第 I - 2 図 特性試験装置据付図





第 I - 3 図 原子炉容器配置および構造概念図・炉容器外壁遮蔽試験装置



第 I - 4 図 カプセル概形図

## 付録Ⅱ 放射化箔の物理的性質と測定点数

遮蔽試験に使用される代表的な放射箔の核的性質は、高速中性子用と熱中性子用に大別される。さらに熱外中性子測定にはCdカバーを取付けた箔を用いる。使用する箔の核的性質を表に示す。

箔検出器		反 応	断面積(バーン) (種類)	共 鳴 エネルギー (MeV)	しきい値 エネルギー (MeV)	半減期	計測 $\gamma$ 線
A u	熱領域	$Au^{197}(n,\gamma)Au^{198}$	98 (熱中性子捕獲)	—	—	2.7 d	0.412MeV
	共鳴領域			$4.9 \times 10^{-6}$			
C u	熱領域	$Cu^{63}(n,\gamma)Cu^{64}$	4.5 (熱中性子捕獲)	—	—	12.8h	0.511MeV
	共鳴領域			$5.26 \times 10^{-4}$			
M n	熱領域	$Mn^{55}(n,\gamma)Mn^{56}$	13.3 (熱中性子捕獲)	—	—	2.6 h	0.847MeV
	共鳴領域			$2.6 \times 10^{-4}$			
F e	高速領域	$Fe^{54}(n,p)Mn^{54}$	0.6 (核分裂スペクトル平均)	—	2	291 d	0.84 MeV
N i	高速領域	$Ni^{58}(n,p)Co^{58}$	1.23 (核分裂スペクトル平均)	—	5.0	72 d	0.81 MeV
U <sup>235</sup>	熱領域	(n, f)	577 (熱核分裂)	—	—	—	FPの崩壊 $\gamma$
*U <sup>238</sup>	高速領域	(n, f)	0.54 (高速核分裂)	—	1.45	—	FPの崩壊 $\gamma$
T L <sup>232</sup>	高速領域	(n, f)	0.598 (高速核分裂)	—	2.0	—	FPの崩壊 $\gamma$

\* U<sup>238</sup>にはU<sup>235</sup>が数100PPm含まれているため、U<sup>235</sup>の熱核分裂が無視できない。そのため粉末ポロンを充填したテフロン・ディスクでU<sup>238</sup>箔を覆う。

測定場所における測定点数は以下の通りである。

- (イ) 燃料上部軸方向
  - 4点(ナトリウム層, 1 m 間隔)
  - 6点(回転プラグ, 50 cm 間隔)
- (ロ) 炉容器黒鉛間隙部
  - 5点(1 m 間隔)
- (ハ) 安全容器内面
  - 5点(1 m 間隔)
- (ニ) 安全容器外側窒素ガス空間部
  - 5点(1 m 間隔)
- (ホ) 主冷却配管貫通部
  - 3点(50 cm 間隔)
- (ヘ) 生体遮蔽コンクリート外側
  - 放射化箔は使用しない

## 付録Ⅲ 熱ルミネックス線量計 (TLD)

一般に多くの絶縁性結晶は、放射線のエネルギーを吸収し、そのある量を蓄積し、この蓄積エネルギーが結晶の加熱によって可視光として発光する。また紫外線や機械的摩擦によっても起る。TLDは大きな発光効率とともに、100～300℃くらいの間に強いグローピークを有することが必要で、単一のピークがより望ましい。また放射線損傷がなく、高温加熱を繰返すので熱に強く、湿気などにも影響されない材質が必要である。

LiFはよく用いられるTLD素子である。一般に $\gamma$ 線に対する感度は空気の実効原子番号に近いほど大きい。Li元素は安定な2種の同位体を有する( $Li^6$ と $Li^7$ )。Li<sup>6</sup>FとLi<sup>7</sup>Fは $\gamma$ 線に対してはほぼ同じ感度であるが、中性子に対しては(n,  $\alpha$ )反応の断面積の相違から感度が異なる。この差を利用すれば $\gamma$ 線と中性子の混合場において各々の分離測定が可能である。

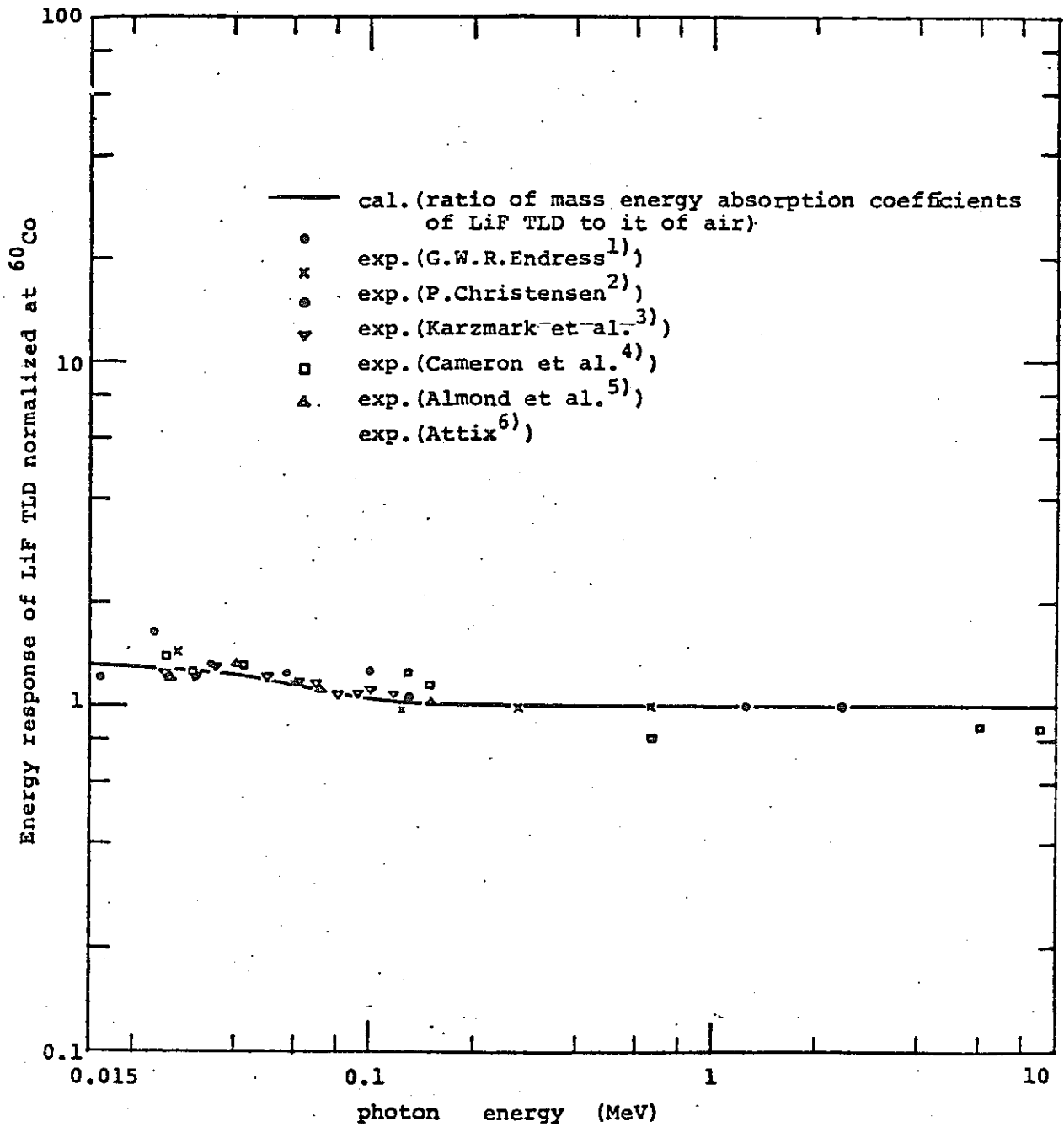
今回使用するLiF-TLDはHarshaw社製のTLD-100, 600, 700で組成を以下に示す。

TLD-100 (天然Li)

TLD-600 ( $Li^6$ : 95.62%,  $Li^7$ : 4.38%)

TLD-700 ( $Li^6$ : 0.007%,  $Li^7$ : 99.993%)

LiF-TLDの放射線感度を第Ⅲ-1～3図に示す。



Energy response of  $^7\text{LiF}$  TLD. to gamma rays

第 I - 1 图 Energy response of  $^7\text{LiF}$  TLD to gamma rays

RESPONSE OF <sup>6</sup>LiF AND <sup>7</sup>LiF THERMOLUMINESCENCE DOSIMETERS

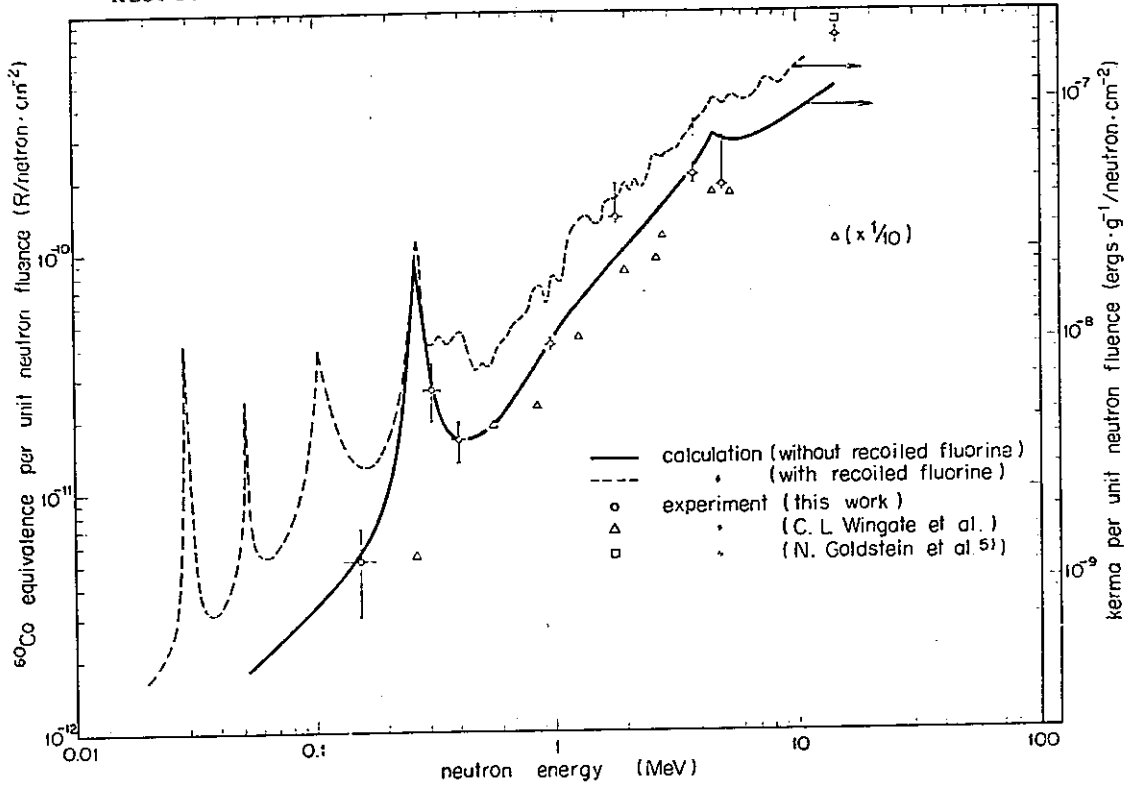


Fig. 2. Energy response of integral thermoluminescence of <sup>7</sup>LiF TLD to neutrons.

第 I - 2 图 Energy response of <sup>7</sup>LiF(Mg) TLD to neutrons

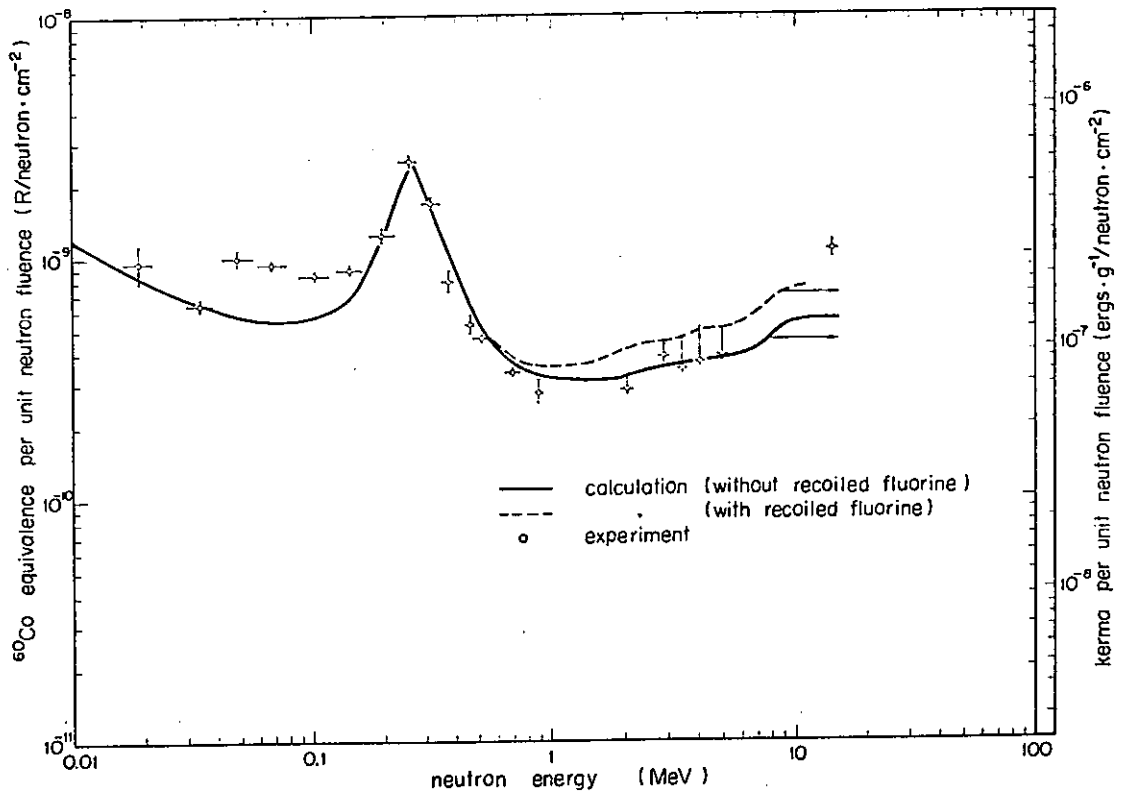


Fig. 1. Energy response of integral thermoluminescence of <sup>6</sup>LiF TLD to neutrons.

第 I - 3 图 Energy response of <sup>6</sup>LiF(Mg) TLD to neutrons

## 付録Ⅳ 運転中および休止中の遮蔽区分

常陽の放射線管理区域内の放射線遮蔽の区分は運転および保守作業の安全確保と実用プラントとしての妥当性から決定され以下の如く区分されている。

- A区域 ; 職員が常時自由に立入り, 作業が行える場所 ; 2 mrem/hr 以下  
 B区域 ; 常時作業する場所ではないが時間を制限して ; 8 mrem/hr 以下  
           定期的に立入ることのある場所  
 C区域 ; 事故, 故障および修理以外には立入らない場所 ; 32 mrem/hr 以下  
 D区域 ; 立入らないと考えられる場所 ; 32 mrem/hr 以上

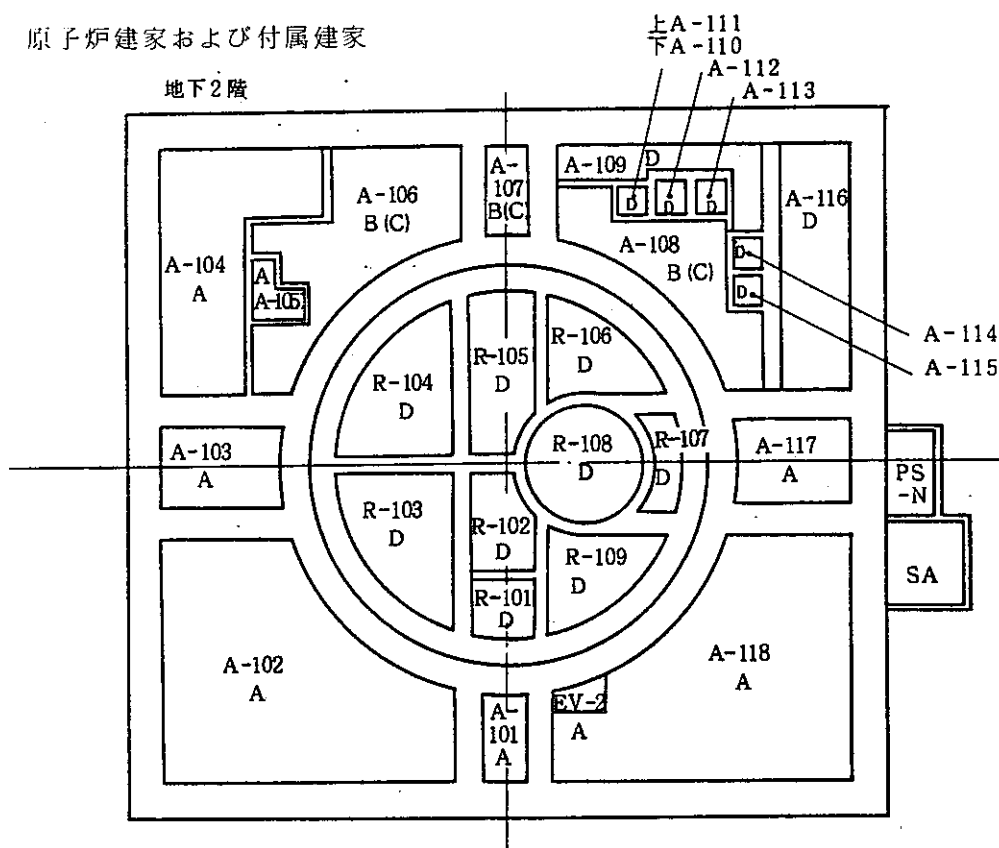
尚, 設計においては許容値の1/10の線量にすることを目標としている。また, 放射線管理区域内における作業の区分については以下の様に定めている。

- A作業 常時行なう日常の作業, 過度の放射線を受けるおそれのない作業 (A区域内で行なう)  
 B作業 定期的に立入り, 作業時間などを適当に管理して行なう作業, 月間400 mrem以下とする。また1回の作業で被曝する線量は原則として100 mrem以下とし, 特別の場合でも400 mrem以下に納まるようにする。  
 C作業 事故, 故障及び修理などの場合, まれに行なう作業で, 線量率を測定し作業時間を厳重に管理して行なう作業。

以下に常陽の建家毎の遮へい区分を示す。

[ ]は原子炉停止時(床下メンテナンスモード時)の区分を示し, ( )は特定作業時の区分を示す。

(1) 原子炉建家および付属建家



原子炉建家

- R-101 ダクトスペース(4)
- 102 遮蔽コンクリート冷却系室
- 103 ダンプタンク(A)室
- 104 ダンプタンク(B)室
- 105 オーバフロータンク室
- 106 ダクトスペース(3)
- 107 ダクトスペース(5)
- 108 ダクトスペース(2)
- 109 ダクトスペース(1)

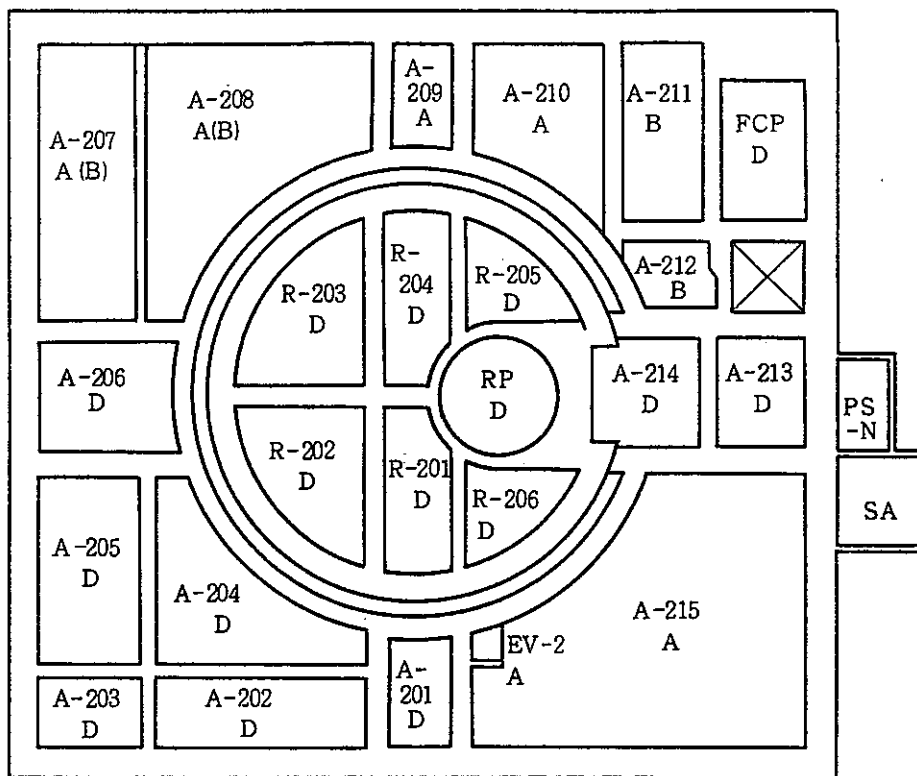
原子炉付属建家

- A-101 } 格納容器空調換気設備室
- 102 } 103 }
- A-104 補機冷却系機器室
- A-105 階段室
- A-106 } 廃液タンク室
- 107 }
- 108 } 廃ガス処理室
- 109 }
- 110 }
- 111 }
- 112 }
- 113 }
- 114 }
- 115 }
- 116 廃ガスタンク室
- A-117 補機冷却系ポンプ室
- A-118 付属建家空調換気設備室
- EV-2 エレベータNo.2
- SA スタックエリア
- PS-N 北側パイプシャフト

第1図 原子炉付属建家放射線遮へい区分 (B2F)



地下中2階



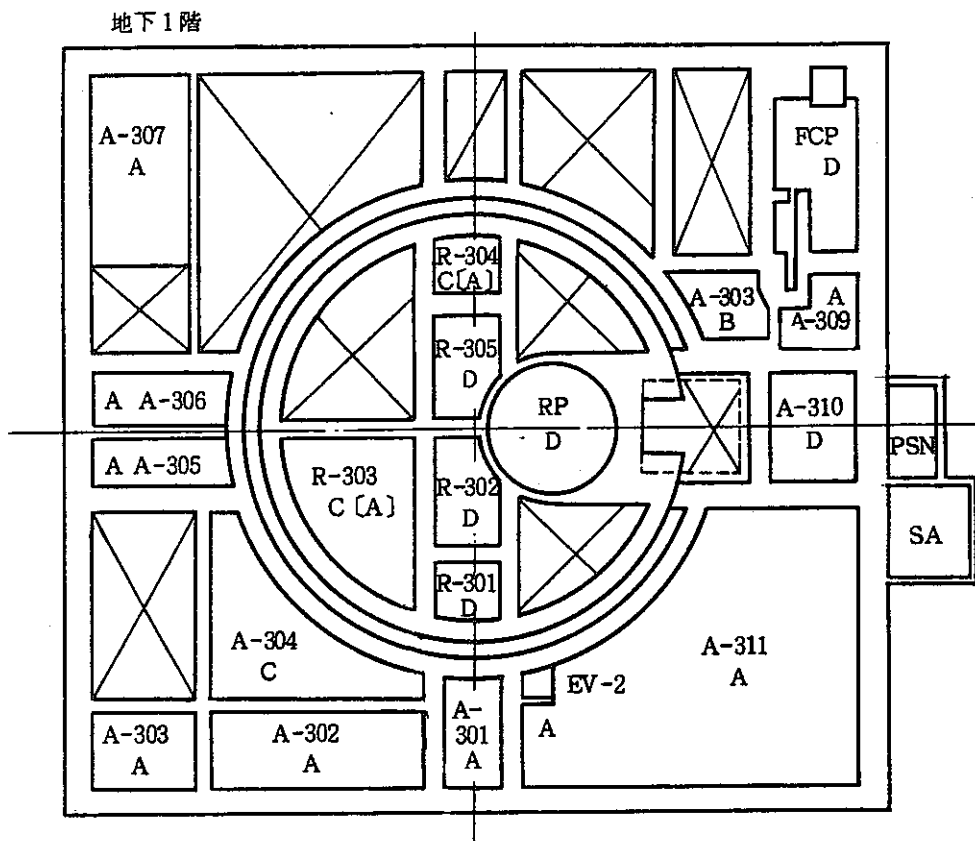
原子炉建家

- R-201 主中間熱交換器(A)室
- R-202 プラッキング計室
- R-203 コールドトラップ室
- R-204 主中間熱交換器(B)室
- R-205 主循環ポンプ(B)室
- R-206 主循環ポンプ(A)室
- RP 炉容器ピット

原子炉付属建家

- A-201 } 遮蔽コンクリート冷却系室
- 202 }
- 203 ハッチ室
- A-204 1次カバーガス系真空ポンプ室
- 205 1次アルゴンガス系タンク室
- 206 配管路(ホット)
- 207 1次ナトリウム純化系窒素ガス冷却室
- 208 1次冷却系窒素ガス予熱系室
- A-209 } Nw 送風機室
- 210 }
- 211 水冷却池機器室
- 212 燃料洗浄機器室
- 213 トランスファロータ付属機器室
- 214 トランスファロータ室
- 215 Ne 排風機器室
- FCP 冷却池
- SA スタックエリア
- PS-N 北側パイプシャフト

第2図 原子炉付属建家放射線遮へい区分 (BM2F)



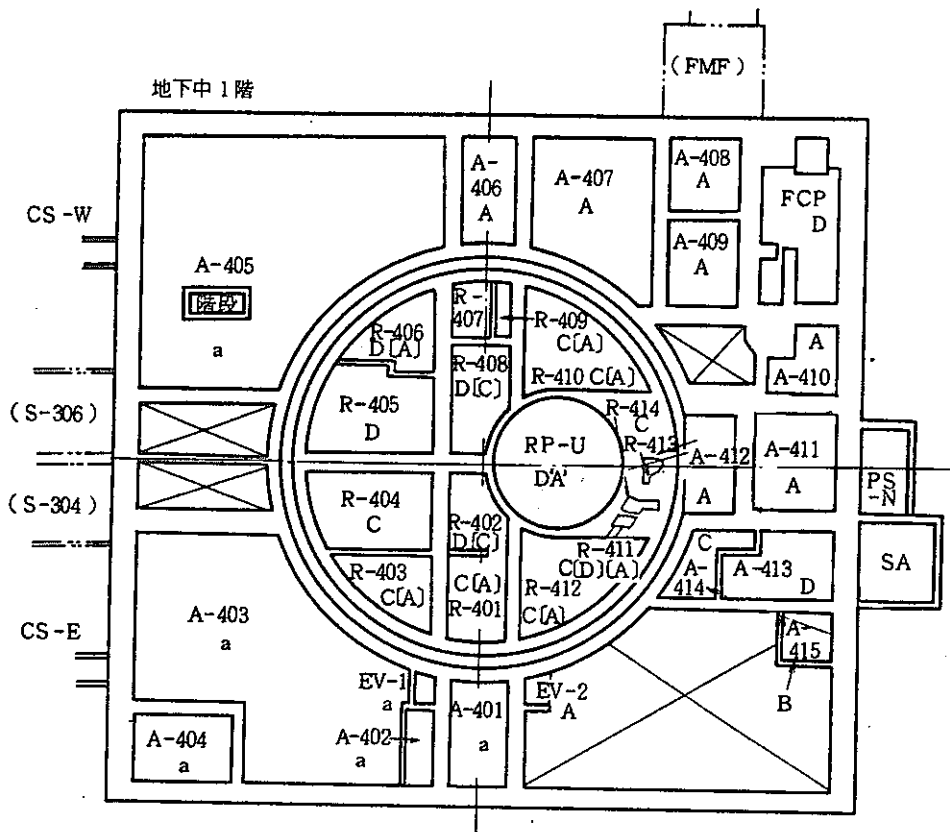
原子炉建家

- R-301 ダクトスペース
- R-302 主中間熱交換器(A)室
- R-303 バルブ操作室(東側)
- R-304 バルブ操作室(西側)
- R-305 主中間熱交換器(B)室
- RP 炉容器ピット

原子炉付属建家

- A-301 側室
- 302 換気系室
- 303 ハッチ室
- A-304 1次アルゴンガスバルブ操作室
- A-305 配管路(コールドA)
- 306 " (コールドB)
- A-307 予備室
- A-308 燃料洗浄室
- 309 缶詰装置側室
- 310 トランスファロータ保守室
- 311 Ne 排風機室
- EV-2 エレベータ(No.2)
- FCP 冷却池
- SA スタックエリア
- PS-N 北側パイプシャフト

第3図 原子炉付属建家放射線遮へい区分(B1F)



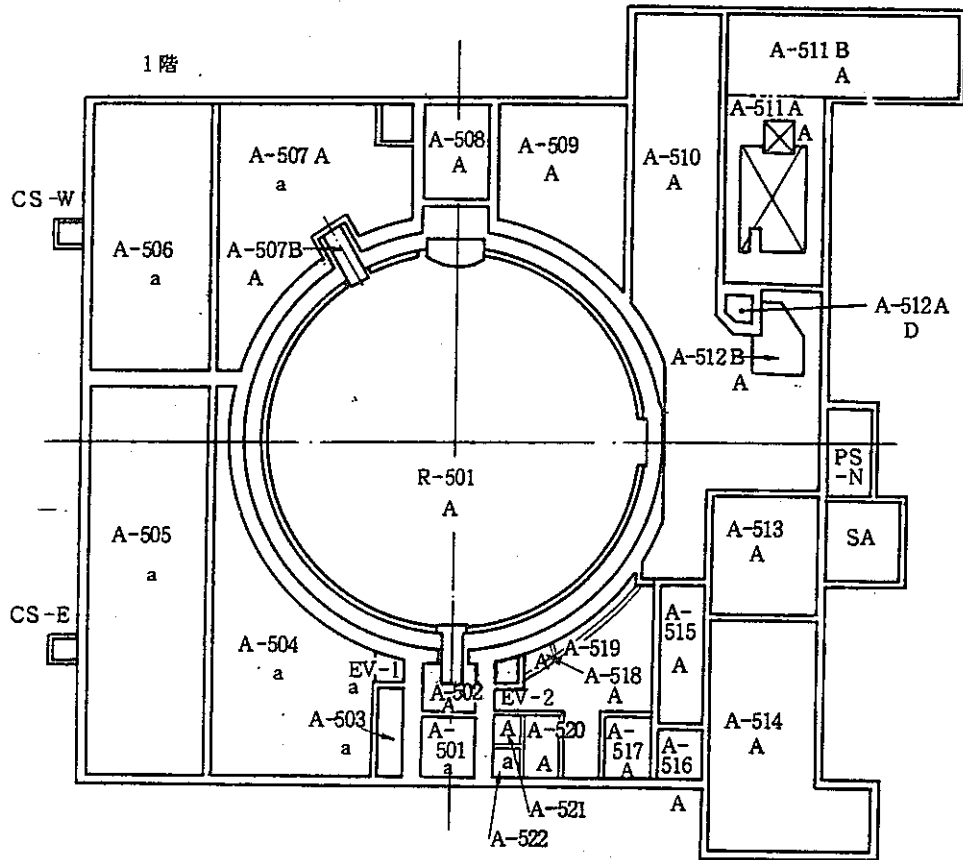
原子炉建家

- R-401 ダクトスペース
- R-402 主中間軸交換器上蓋室(A)
- R-403 ダクトベース
- R-404 二次主配管室(A)
- R-405 二次主配管室(B)
- R-406 機器ピット室
- R-407 カバーガス法 FFD 室
- R-408 主中間軸交換器上蓋室(B)
- R-409 FFD 前室
- R-410 主循環ポンプ(B)上蓋室
- R-411 グリッパ洗浄室
- R-412 主循環ポンプ(A)上蓋室
- R-413 ベローズ点検室
- R-414 燃料取扱設備収納管エリア
- RP-U 炉上部ピット

原子炉付属建家

- A-401 アニユラス前室
- 402 階段室
- 403 1次冷却系電気室
- 404 ハッチ室
- A-405 圧縮空気供給系室
- A-406 側室
- 407 Nw 送風機室
- A-408 キャスクカー点検室
- A-409 清浄アルゴンガスタンク室
- 410 燃料洗浄室非常排気処理系室
- 411 トランスファロータ予備室
- 412 トランスファロータ
- 413 装填燃料貯蔵室
- 414 " 移送室
- 415 燃料取扱予備室
- EV-1 エレベータ(No 1)
- EV-2 " (No 2)
- FCP 冷却池
- CS-E 東側ケーブルシャフト
- CS-W 西側ケーブルシャフト
- SA スタックエリア
- PS-N 北側パイプシャフト

第4図 原子炉付属建家放射線遮へい区分(BM1F)



原子炉建家

R-501 操作室

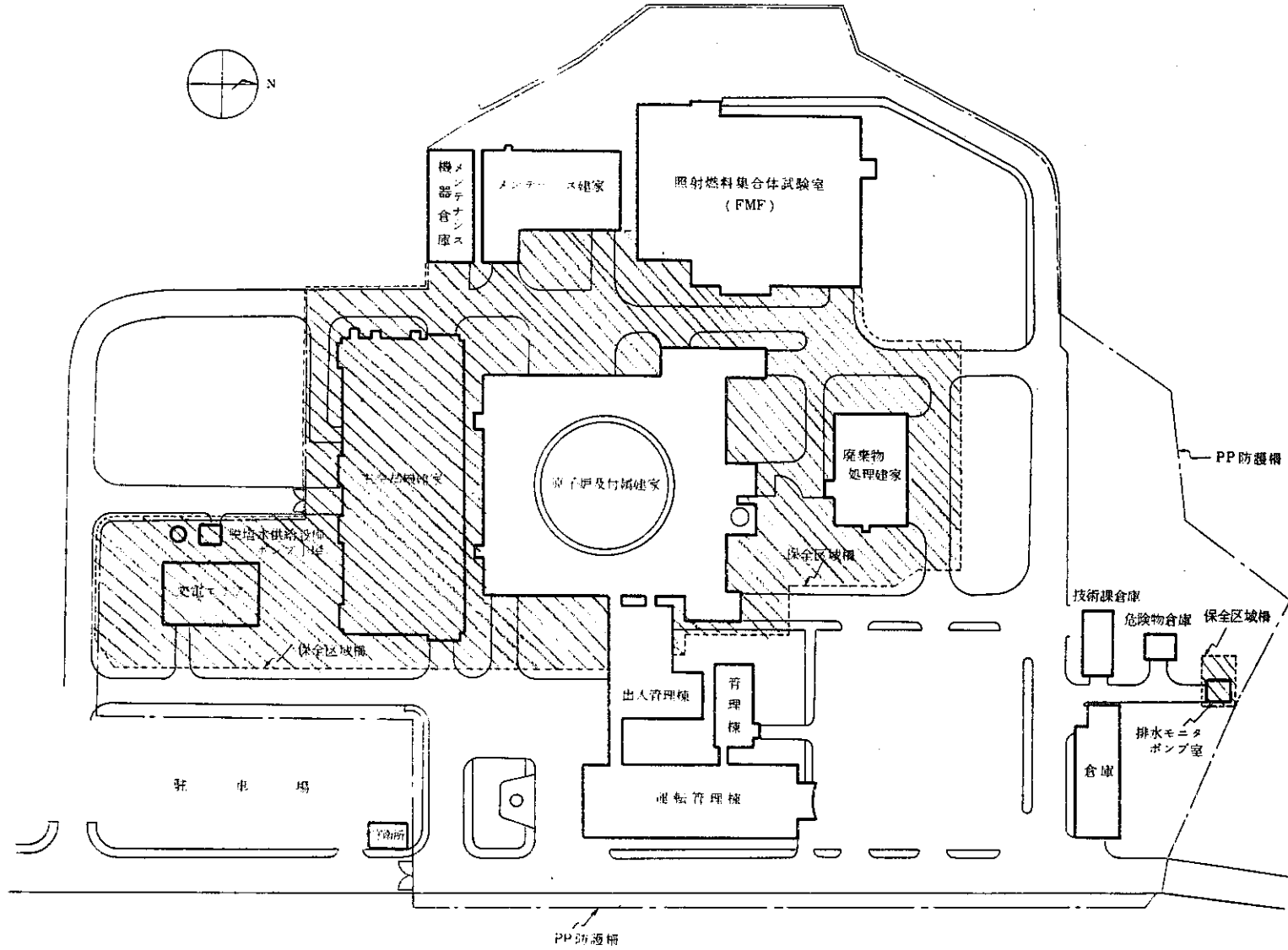
原子炉付属建家

- A-501 エントランスホール
- 502 パーソナルエアロック前室
- A-503 階段室
- A-504 1次冷却系現場制御室
- A-505 補助冷却系(2次側)機器室
- A-506 1次冷却系予熱接触器盤室
- A-507A 機器搬入室
- 507B 非常用エアロック前室
- A-508 機器搬入路
- 509 燃料取扱系現場制御室
- 510 キャスクカー移動エリア
- 511A 冷却池室
- 511B 使用済燃料輸送容器搬出エリア
- 512B 缶詰操作エリア

- A-512A 缶詰室
- A-513 新燃料検査貯蔵室
- 514 新燃料受入室
- A-515 ホット実験室
- 516 ダクトスペース
- 517 防護器材室
- 518 ホール
- 519 倉庫
- 520 除染室
- 521 トイレ(ホット)
- 522 トイレ(コールド)

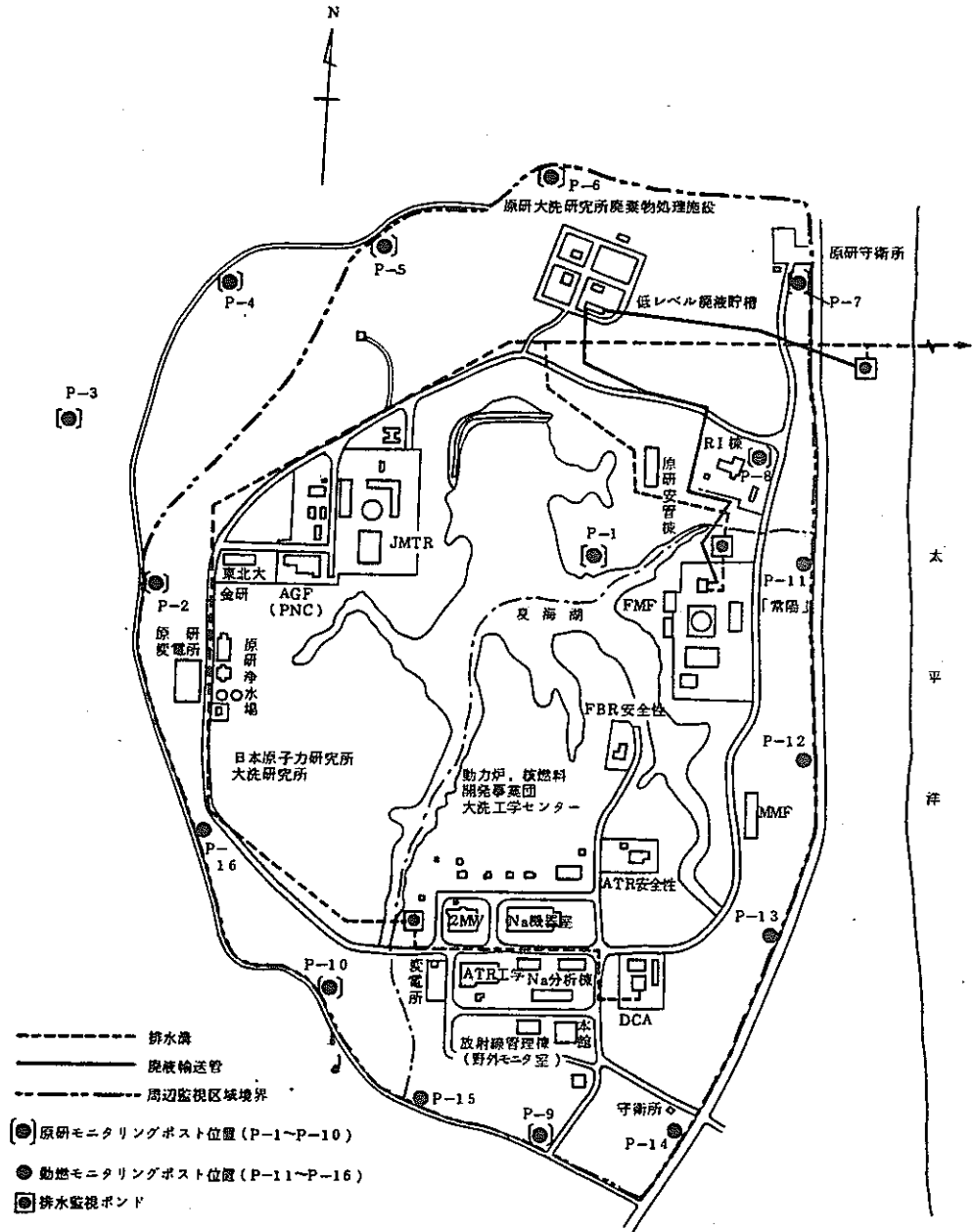
- EV-1 エレベータ(No1) SA スタックエリア
- EV-2 " (No2) PS-N 北側パイプシャフト
- FCP 冷却池
- CS-E 東側ケーブルシャフト
- CS-W 西側ケーブルシャフト

第5図 原子炉付属建家放射線遮へい区分(1F)



「常陽」保安区域

1/300



周辺監視区域

#### IV 運 轉 監 視

MT-11	放 射 線 管 理
MT-21	燃 料 破 損 檢 出 系
MT-31	音 響 法 異 常 監 視

## M T - 1 1 放射線管理

### 目 次

1. 試験目的 .....	269
2. 放射線管理用モニタの概要 .....	270
2-1 ガンマ線エリアモニタ	
2-2 中性子線エリアモニタ	
2-3 ダストモニタ	
2-4 ガスモニタ	
2-5 水モニタ	
2-6 野外管理用モニタリングポスト	
3. 試験方法 .....	277
3-1 ガンマ線エリアモニタ	
3-2 中性子線エリアモニタ	
3-3 ダストモニタ	
3-4 ガスモニタ	
3-5 水モニタ	
3-6 野外管理用モニタリングポスト	
4. 試験期間 .....	279
添付資料 I	
添付資料 II	



## 1. 試験目的

原子炉運転時における管理区域内および原子炉周辺の放射線レベル監視用に設けられた各種放射線管理用モニタについて、各出力レベルにおけるその指示を監視し、原子炉運転のための基礎的データを得ると共に、随時サーベイメータ、測定器による比較測定を行うことによってその機能を確認する。

## 2. 放射線管理用モニタの概要

「常陽」に設置されている放射線管理用モニタにはガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ、ダストモニタ、ガスモニタ、水モニタ、そして野外モニタリングポストがある。野外モニタリングポストを除く各モニタの信号は中央制御室の放射線監視盤に指示・記録され、また中央制御室および放射線管理室に設置されている放射線警報盤により各モニタの異常を知ることができる。

以下に各モニタの概略を示す。

### 2-1 ガンマ線エリアモニタ

ガンマ線エリアモニタは検出器にガンマ線対数電離槽を使用し、電離槽に入射したガンマ線の電離電流を測定するものである。「常陽」に設置されているガンマ線エリアモニタは、低レベル・中レベル・高レベルの三種類から成っており、それぞれ  $10^{-2} \sim 10^2$  mR/h・ $1 \sim 10^4$  mR/h・ $1 \sim 10^4$  R/h の測定範囲を有する。低レベルのガンマ線エリアモニタの検出端には指示計が取り付けられており、作業場も現場で容易に読み取ることができるようになっている。

#### I 性能

- |              |   |
|--------------|---|
| (i) 測定線種     | ガンマ線  |
| (ii) エネルギー特性 | 80 KeV ~ 1.3 MeV の $\gamma$ 線に対して $\pm 10\%$ 以内   |
| (iii) 測定範囲   | 低レベルガンマ線対象 $10^{-2} \sim 10^2$ mR/h   |
|              | 中レベルガンマ線対象 $1 \sim 10^4$ mR/h   |
|              | 高レベルガンマ線対象 $10^2 \sim 10^6$ mR/h  |
| (iv) 使用温度範囲  | -5℃ ~ +45℃ ただし原子炉建物内に設置する機器は、指示値に対する保証は +50℃ までとし、機器に対する保証は +65℃ までとする。                             |
| (v) 使用湿度範囲   | 80% 以下 (ただし検出端では 100%)  |
| (vi) 安定度     | 総合変動が $\pm 30\%$ / 1 週間以内   |
| (vii) 校正精度   | 校正方法はステーションユニットのスイッチにより内蔵のチェッキングソース ( $^{90}\text{Sr}$ ) と擬似電流の 2 点校正とし、校正精度は $\pm 0.24$ デカード以内とする。 |

## II 設置場所

検出器設置場所			数	測定線種	測定範囲	検出器
	建物名	場所				
γ-1	原子炉建物2F	コントロールセンターエリア	1	ガンマ線	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	電離槽式(指示警報付)
γ-2	" 1F	パーソナルエアロック付近	1	"	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	"
γ-3	" 1F	炉壁周囲	3※	"	1 ~ 10 <sup>4</sup> mR/h	電離槽式(警報付)
γ-4	" BM1F	炉上部ピット	1	"	1 ~ 10 <sup>4</sup> mR/h	"
γ-5	" BM1F	カバーガスFFD室	1	"	1 ~ 10 <sup>4</sup> mR/h	"
γ-6	" BM1F	主循環ポンプ(B)上蓋部	1	"	1 ~ 10 <sup>4</sup> mR/h	"
γ-7	" BM1F	主循環ポンプ(A)上蓋部	1	"	1 ~ 10 <sup>4</sup> mR/h	"
γ-8	" B1F	手動バルブ操作室(西側)操作エリア	1	"	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	電離槽式(指示警報付)
γ-9	" B1F	手動バルブ操作室(東側)操作エリア	1	"	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	"
γ-10	" BM2F	主中間熱交換器室(西側)	1	"	10 ~ 10 <sup>7</sup> mR/h	電離槽式(警報付)
γ-11	" BM2F	主中間熱交換器室(東側)	1	"	10 ~ 10 <sup>7</sup> mR/h	"
γ-12	付属建物 2F	中央制御室	1	"	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	電離槽式(指示警報付)
γ-13	" 1F	管理区域出入口	1	"	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	"
γ-14	" 1F	新燃料検査貯蔵室	1	"	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	"
γ-15	" 1F	キャスクカー移動エリア	1	"	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	"
γ-16	" 1F	水冷却池室	1	"	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	"
γ-17	" BM1F	キャスクカー点検室	1	"	1 ~ 10 <sup>4</sup> mR/h	電離槽式(警報付)
γ-18	" BM2F	燃料洗浄機器室	1	"	1 ~ 10 <sup>4</sup> mR/h	"
γ-19	" BM2F	水冷却池機器室	1	"	1 ~ 10 <sup>4</sup> mR/h	"
γ-20	" BM2F	しゃへいコンクリート冷却系室	1	"	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	電離槽式(指示警報付)
γ-21	" BM2F	1次カバーガスポンプ室	1	"	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	"
γ-22	" B2F	廃ガス処理室	1	"	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	"
γ-23	" B2F	廃液タンク室	1	"	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	"
γ-24	" BM1F	コールド配管路A	1	"	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	"
γ-25	" BM1F	コールド配管路B	1	"	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	"
γ-26	メンテナンス建物	メンテナンス室	1	"	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	"
γ-27	メンテナンス建物	洗浄設備室	1	"	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	"
γ-28	廃棄物処理建物	凝集沈殿処理室	1	"	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> mR/h	"

※注) 原子炉建物1F炉壁周囲に設置する3チャンネルは原子炉保護系に使用するもので2 out of 3のロジック回路を構成するもの。

2-2 中性子線エリアモニタ

中性子線エリアモニタは検出器にBF<sub>3</sub>計数管を使用して中性子線による空間線量率を測定するものである。BF<sub>3</sub>計数管は必要に応じて適当な厚さのパラフィンで被い、対数計数率計で指示させるものである。

I 性能

- (i) 測定線種 中性子線
- (ii) 測定範囲 0.2 ~ 10<sup>5</sup> n/cm<sup>2</sup>/sec (ただしAm-Beの場合)
- (iii) 指示範囲 0.1 ~ 10<sup>3</sup> CPS
- (iv) 使用温度範囲 -5℃ ~ +45℃
- (v) 使用湿度範囲 80%以下(ただし検出端では100%)
- (vi) 安定度 総合変動が±30%/1週間以内
- (vii) 校正精度 入力信号数に対し±0.24デカード以内

II 設置場所

検出器設置場所			数	測定線種	測定範囲	検出器
	建物名	場所				
n-1	原子炉建物1F	燃料出入機付近	1	中性子線	1 ~ 10 <sup>4</sup> n/cm <sup>2</sup> /SEC	BF <sub>3</sub> 計数管(指示警報付)
n-2	付属建物BM1F	装填燃料貯蔵室	1	"	1 ~ 10 <sup>4</sup> n/cm <sup>2</sup> /SEC	"

2-3 ダストモニタ

ダストモニタは原子炉建物各部屋、原子炉付属建物各部屋の雰囲気、および各換気系に含まれる放射性塵埃をサンプリング配管を通して濾紙上に集塵しGM計数管、シンチレータでその中に含まれる放射能を連続モニタリングするものである。集塵器には塵埃用紙濾紙、チャコールフィルタペーパー、チャコールカートリッジが装着できる構造になっている。

I 性能

- 測定線種 アルファ線 (ZnSシンチレータ)
- ベータ・ガンマ線 (GM計数管)
- ガンマ線 (NaIシンチレータ)

- 計数効率 ZnSシンチレータで5 MeV (Pu) のアルファ線に対し25%以上  
GM計数管で2.3 MeV (<sup>90</sup>Sr - <sup>90</sup>Y) のベータ線に対し5%以上  
NaIシンチレータで360 KeV (<sup>131</sup>I) のガンマ線で3%以上
- 計数範囲 0.1 ~ 10<sup>5</sup> CPS
- 使用温度範囲 - 5℃ ~ + 45℃
- 使用湿度範囲 80%以下 (ただし検出端では100%)
- 安定度 総合変動が±30%/1週間以内
- 校正精度 指示計はCPS目盛とし入力信号数に対し±0.24デカード以内
- 最大吸引量 - 200 mm Hg・Gにて300 Nℓ/MIN以上  
流量計目盛は40 ~ 400 Nℓ/MINとし、基準圧力は-200 mm Hg・Gとする。
- 常用最大圧力 - 400 mm Hg・G
- 騒音 吸引装置より1m離れた位置で80ホーン以下
- 装着可能フィルタ 塵埃用濾紙外径60mmφ, チャコールフィルタペーパー外径60mmφ  
厚さ2mm, チャコールカートリッジ外径60mmφ 厚さ20mm

II 設置場所

検出器設置場所		数	測定線種	測定範囲	検出器
建物名	場所				
原子炉建物 1 F	炉室1F雰囲気	1	ベータ・ガンマ線	10 <sup>-11</sup> ~ 10 <sup>-9</sup> μCi/cm <sup>3</sup>	GM計数管
原子炉建物 1 F	炉室床下空気雰囲気	1	ベータ・ガンマ線	10 <sup>-11</sup> ~ 10 <sup>-9</sup> μCi/cm <sup>3</sup>	GM計数管
付属建物 B 1 F	缶詰装置室, 燃料洗浄室の換気	1	ベータ・ガンマ線	10 <sup>-11</sup> ~ 10 <sup>-9</sup> μCi/cm <sup>3</sup>	GM計数管
スタックモニタ建物	スタック排気	1	ベータ・ガンマ線	10 <sup>-11</sup> ~ 10 <sup>-9</sup> μCi/cm <sup>3</sup>	GM計数管
スタックモニタ建物	スタック排気	1	ガンマ線		NaIシンチレータ
スタックモニタ建物	スタック排気	1	アルファ線		ZnSシンチレータ
付属建物 B 2 F	廃ガスタンク室, 廃液タンク室の換気	1	ベータ・ガンマ線	10 <sup>-11</sup> ~ 10 <sup>-9</sup> μCi/cm <sup>3</sup>	GM計数管
付属建物 B 2 F	格納容器空調換気系	1	ベータ・ガンマ線	10 <sup>-11</sup> ~ 10 <sup>-9</sup> μCi/cm <sup>3</sup>	GM計数管
廃棄物処理建物	廃棄物処理建物換気系	1	ベータ・ガンマ線	10 <sup>-11</sup> ~ 10 <sup>-9</sup> μCi/cm <sup>3</sup>	GM計数管
メンテナンス建物	メンテナンス建物換気系	1	ベータ・ガンマ線	10 <sup>-11</sup> ~ 10 <sup>-9</sup> μCi/cm <sup>3</sup>	GM計数管

2-4 ガスモニタ

ガスモニタはダストモニタと併用し、また単独でガス状の放射能を連続モニタリングするものである。ガスサンプリングラインは用途に応じてダストモニタ用のサンプリングライン、または専用のサンプリングラインを使用し、検出器は測定線種に応じてプラスチックシンチレータ、NaIシンチレータを使用する。

I 性能

測定線種	ガンマ線 50 KeV ~ 10 MeV ( NaI シンチレータ使用の場合 ) ベータ ( ガンマ ) 線 150 KeV 以上 ( プラスチックシンチレータ使用の場合 )
最高検出感度	ベータ ( ガンマ ) 線の場合 $^{14}\text{C}$ にて $1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ガンマ線の場合 $^{41}\text{Ar}$ にて $1 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ をカバーするものとする。ただし廃ガス制御用モニタは $10^{-3} \sim 1 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ をカバーできるものとする。
計数範囲	0.1 ~ $10^5$ CPS
使用温度範囲	-5°C ~ +45°C
使用湿度範囲	80% 以下 ( ただし検出端では 100% )
安定度	総合変動が $\pm 30\%$ / 1 週間以内
校正精度	指示計は CPS 目盛とし入力信号数に対し $\pm 0.24$ デカート以内
耐 圧	特に圧力のかかるものは定常圧力の 1.5 倍に耐えるものとし、設計圧力は定常圧力の 2.5 倍とする。

II 設置場所

検出器設置場所		数	測定線種	測定範囲	検出器
建物名	場所				
原子炉建物 1 F	炉室 1 F 雰囲気	1	ガンマ線	$10^{-6} \sim 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	NaI シンチレータ
原子炉建物 1 F	窒素ガス循環	1	ガンマ線	$10^{-6} \sim 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	NaI シンチレータ
スタックモニタ建物	スタック排気	1	ベータ (ガンマ) 線	$10^{-4} \sim 10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	プラスチックシンチレータ
付属建物 B 2 F	格納容器空調換気系	1	ベータ (ガンマ) 線	$10^{-4} \sim 10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	プラスチックシンチレータ
付属建物 B 2 F	廃ガスタンク入口 (高レベル)	1	ガンマ線	$10^{-3} \sim 1 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	NaI シンチレータ (廃ガス放出制御用)
付属建物 B 2 F	廃ガスタンク出口 (低レベル)	1	ガンマ線	$10^{-6} \sim 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	NaI シンチレータ

付 属 建 物 B 2 F	廃ガスタンク出口 (高レベル)	1	ガンマ線	$10^{-3} \sim 1 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	NaI シンチレータ
付 属 建 物 B 2 F	窒素廃ガス処理系	1	ガンマ線	$10^{-6} \sim 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	NaI シンチレータ (廃ガス放出制御用)

### 2-5 水モニタ

水モニタは「常陽」から放出する廃液を周辺監視区域外に放出する前にピットを設け、一部をサンプリングしてその中に含まれる放射能濃度を測定するものである。試料水採取ピットからストレーナを通し一旦揚水、貯水したのち試料水定量装置で定量した試料水を一定時間内に試料皿に注入させ、同時に乾燥装置で試料水を蒸発乾固させる。蒸発乾固完了後の試料皿を大面積ガスフローカウンタでアルファ線、ベータ・ガンマ線を測定する。

特にベータ・ガンマ線の測定は自然計数を少なくするために鉛でしゃへいを施している。測定完了後の試料皿は自動洗浄し、これらの一連の動作は自動的に連続して行なわれる。

### I 性 能

- (i) 測 定 線 種        アルファ線  
                              ベータ・ガンマ線
- (ii) 最 高 検 出 感 度    アルファ線の場合  $10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  (5.2 MeV 以上)  
                              ベータ・ガンマ線の場合  $10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  (300 KeV 以上のベータ線)
- (iii) 計 数 範 囲         $10^6 \sim 1$  カウント
- (iv) 時 間 設 定        10. 20. 30. 40. 50. 60. 70. 80. 90. 分  
                              10. 20. 30. 40. 50. 60. 70. 80. 90. 分

### II 設置場所

検出器設置場所		数	測定線種	測 定 範 囲	検 出 器
建物名	場 所				
一般排水 モニタ建物	一般排水溝	1	アルファ ・ベータ・ ガンマ線	アルファ線 $10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ベータ線 $10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	ガスフローカウンタ

## 2-6 野外管理用モニタリングポスト

野外管理用モニタリングポストは周辺監視区域の境界付近に設け原子炉運転の周辺に及ぼす影響をモニタリングするものである。現在設置されているモニタリングポストは原研設置分も含めて16基である。検出器にはGM計数管を使用し、検出端から監視盤の間は外来雑音をなくするために直流伝送方式を用いている。

各検出端から信号は、すべて大洗工学センター放射線管理棟に設置されている野外モニタ監視盤に原研側設置のポストからの信号も含めて集中し、指示、記録、警報を監視している。また、警報は野外モニタ監視盤から更に常陽中央制御室および放射線管理室の放射線警報盤に信号を送り、一括表示で環境異常の警報を発するようになっている。

モニタリングポストの配置図を添付資料 I に示す。

## I 性能

測定線種	ガンマ線
測定定範囲	$1 \mu\text{R}/\text{h} \sim 10^4 \mu\text{R}/\text{h}$
使用温度範囲	-10℃ ~ +38℃ 以内 (±20℃ 変化で指示値変化 0.1 デカード以内)
使用湿度範囲	80% 以下 (ただし検出端では 100%)
安定度	±0.1 デカード / 1 週間以内 (温度変化 ±20℃)
校正精度	各レンジ各桁で ±10% 以内

## II 設置場所

添付図参照



### 3. 試験方法

「常陽」の臨界近接から出力上昇試験における管理区域内に設置されているモニタについてその性能を確認する。

#### 3-1 ガンマ線エリアモニタ

管理区域内に設置されている $\gamma$ 線エリアモニタについて各出力レベル時および50MW出力時にその指示値が警報設定値（添付資料Ⅱ参照）を超えないこと、さらに下記の放射線遮蔽設計値を満足していることを確認すると共に、線量率の変化を監視する。またST-11空間線量率分布の試験においてサーベイメータ等によりエリアモニタ設置場所付近の線量率を測定した値とモニタの指示値が異なることがないことを確認する。

#### －放射線遮蔽設計基準－

A区域……従業員が常時（1週48時間）作業する区域。線量基準は2 m rem/hr以下とする。

B区域……従業員が常時作業する場所ではないが、機器、設備の点検、保守、燃料取扱作業等で必要に応じ時間を制限して立入る区域。線量基準は8 m rem/hr以下とする。

C区域……故障、修理等、必要な時以外には原子炉の運転中、停止中にかかわらず立入ることのないと考えられる区域。線量基準は32 m rem/hr以下とする。

D区域……原子炉の運転中、停止中にかかわらず立入ることのないと考えられる区域。

#### 3-2 中性子線エリアモニタ

ガンマ線エリアモニタと同様の試験を行う。

#### 3-3 ダストモニタ

管理区域内の雰囲気およびスタック排気中の粒子状放射性物質濃度をダストモニタによって監視し、各出力レベル時および50MW時に警報設定値（添付資料Ⅱ参照）を超えないことを確認すると共に、濃度変化を監視する。また各出力レベルに捕集したフィルタをスケーラ等で測定することにより放射性物質濃度を算出し、モニタの指示値から求めた濃度と比較して異なることがないことを確認する。

#### 3-4 ガスモニタ

格納容器雰囲気、スタック排気中および廃ガスタンク出入口の放射性ガス濃度についてガスモニタによって監視し、各出力レベル時および50MW出力時に警報設定値（添付

資料Ⅱ参照)を超えないことを確認すると共に濃度変化を監視する。また、各出力レベル時に当該区域からガスを捕集電離箱に捕集し、電離電流を測定することにより放射性ガス濃度を算出し、モニタの指示値から求めた濃度と比較して異なることのないことを確認する。

### 3-5 水モニタ

一般排水溝における「常陽」からの排水の放射性物質濃度が水モニタの指示値を監視することによって如何なる場合においても $\alpha$ 核種について警報設定値(添付資料Ⅱ参照)を超えないことを確認すると共に濃度変化を監視する。また、水モニタのサンプリング箇所から随時排水を水モニタとは別途にサンプリングし、蒸発乾固させた後、スケーラ等で測定することにより放射性物質濃度を算出し、モニタの指示値から求めた値と比較して異なることのないことを確認する。

### 3-6 野外管理用モニタリングポスト

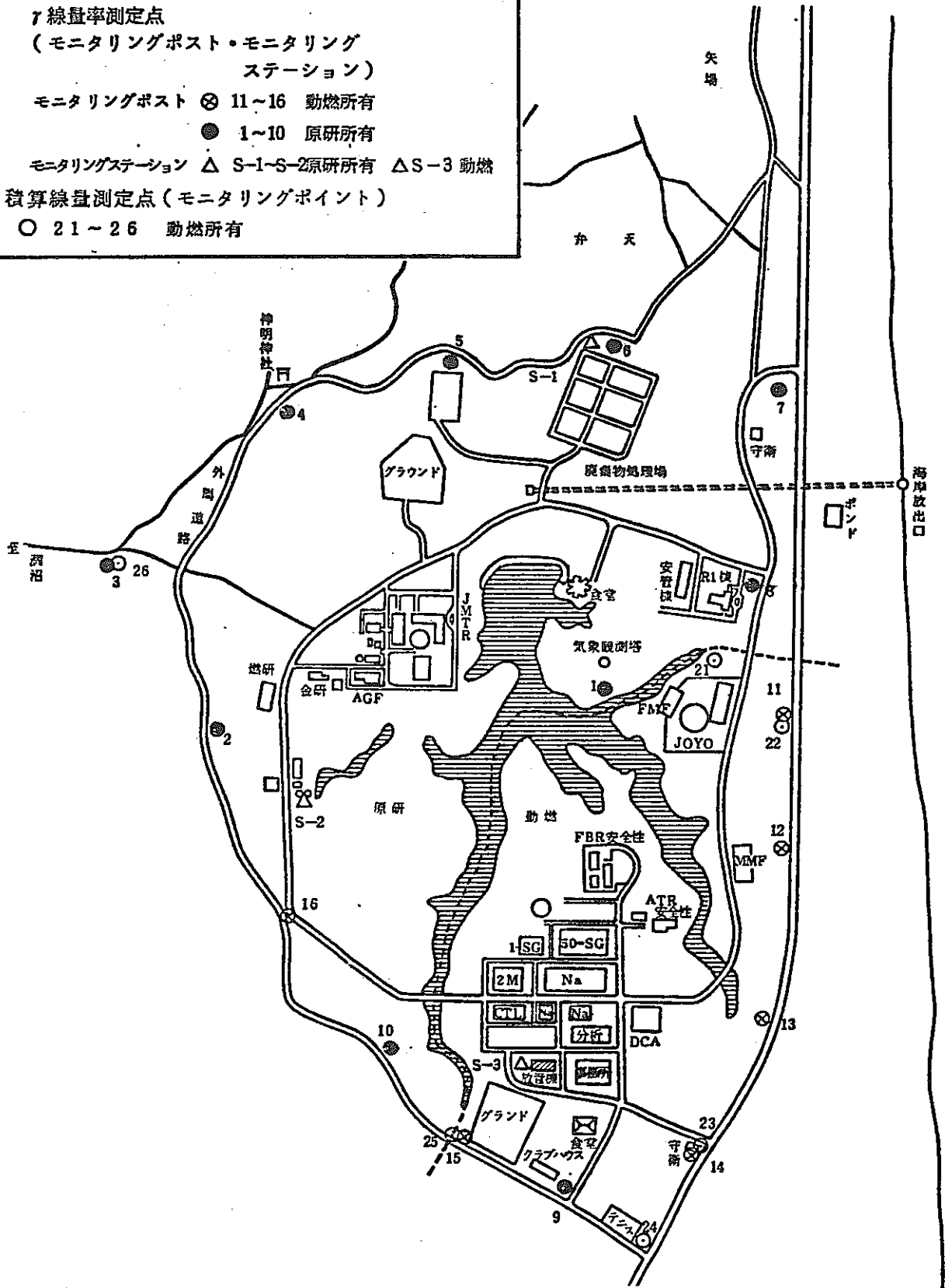
「常陽」の運転に伴い周辺監視区域内における空間線量率について各出力レベル時および50MW出力時に「常陽」の中央制御室および放射線管理室に設置されている警報監視盤の環境異常警報(50 $\mu$ R/h以上)が発生しないことを確認すると共に放射線管理棟に設置されている野外モニタ監視盤により線量率の変化を監視する。また、モニタリングカー等を用いて各モニタリングポスト付近の線量率を測定してモニタの指示値と異なることのないことを確認する。

#### 4. 試験期間

本試験は低出力試験時および出力上昇試験時（各出力レベル）について行い，実施期間は「常陽」の運転状況にあわせるものとする。

添付資料 I

γ線量率測定点  
 (モニタリングポスト・モニタリング  
 ステーション)  
 モニタリングポスト ⊗ 11~16 動燃所有  
 ● 1~10 原研所有  
 モニタリングステーション △ S-1-S-2原研所有 △ S-3 動燃  
 積算線量測定点(モニタリングポイント)  
 ○ 21~26 動燃所有



野外放射線モニタリングポスト配置図

添 付 資 料 Ⅱ

「常陽」放射線管理用モニター一覧表

分類	モニタ名称	検出部設置場所	指示範囲	校正定数	検出感度	B・G	警報設定値		備考
γ 線 エ リ ア モ ニ タ	コントロールセンタエリア γ <sub>L</sub>	R-601 コントロールセンタエリア	0.01~10 <sup>2</sup> mR/h	1	—		0.2 mR/h		
	パーソナルエアロック付近 γ <sub>L</sub>	R-501 パーソナルエアロック付近	" "	"	—		0.2 "		
	炉壁周囲 No-1 γ <sub>M</sub>	R-501 炉壁	1~10 <sup>4</sup> "	"	—		L mR/h 10	H mR/h 100	原子炉保護系
	同 No-2 γ <sub>M</sub>	R-501 "	" "	"	—		L " " 10	H " " 100	"
	同 No-3 γ <sub>M</sub>	R-501 "	" "	"	—		L " " 10	H " " 100	"
	中央制御室 γ <sub>L</sub>	A-712 中央制御室	0.01~10 <sup>2</sup> "	"	—		0.1 mR/h		
	管理区域入口ホール γ <sub>L</sub>	A-518 管理区域入口ホール	" "	"	—		0.2 "		
	キャスクカー移動エリア γ <sub>L</sub>	A-510 キャスクカー移動エリア	" "	"	—		0.2 "		
	水冷却池室 γ <sub>L</sub>	A-511A 水冷却池室	" "	"	—		L mR/h 0.2	H mR/h 100	非常用
	新燃料検査貯蔵室 γ <sub>L</sub>	A-513 新燃料検査貯蔵室	" "	"	—		L " " 10	H " " 100	"
	炉上部ピット γ <sub>M</sub>	RP-U 炉上部ピット	1~10 <sup>4</sup> "	"	—		10 mR/h		
	カバーガスFFD室 γ <sub>M</sub>	R-407 カバーガスFFD室	" "	"	—		—		立入作業数 10 mR/h
	主循環ポンプ(A)上蓋室 γ <sub>M</sub>	R-412 主循環ポンプ(A)上蓋室	" "	"	—		10 mR/h		
	同 (B)上蓋室 γ <sub>M</sub>	R-410 " (B) "	" "	"	—		10 "		
	キャスクカー点検室 γ <sub>M</sub>	A-408 キャスクカー点検室	" "	"	—		2 "		
	主配管路(A) γ <sub>L</sub>	A-305 主配管路(A)室	0.01~10 <sup>2</sup> "	"	—		0.1 "		
主配管路(B) γ <sub>L</sub>	A-306 主配管路(B)室	" "	"	—		0.1 "			
手動バルブ操作室(東) γ <sub>L</sub>	R-303 手動バルブ操作室(東側)	" "	"	—		10 "			

区分	モニタ名称	検出部設置場所	指示範囲	校正定数	検出感度	B・G	警報設定値		備考
γ線エリアモニタ	手動バルブ操作室(西) $\gamma_L$	R-304 手動バルブ操作室(西側)	0.01~10 <sup>2</sup> mR/h	1	—		10 mR/h		
	主中間熱交換器室(東) $\gamma_H$	R-201 主中間熱交換機室(A)	10 <sup>3</sup> ~10 <sup>7</sup> "	"	—		—		
	同(西) $\gamma_H$	R-204 " (B)	" "	"	—		—		
	燃料洗浄機器室 $\gamma_M$	A-212 燃料洗浄機器室	1~10 <sup>4</sup> "	"	—		10 mR/h		
	水冷却池機器室 $\gamma_M$	A-211 水冷却池機器室	" "	"	—		10 "		
	しゃへいコンクリート冷却系室 $\gamma_L$	A-202 しゃへいコンクリート冷却系室	0.01~10 <sup>2</sup> "	"	—		20 "		
	1次カバーガスポンプ室 $\gamma_L$	A-204 1次カバーガスポンプ室	" "	"	—		20 "		
	廃液タンク室 $\gamma_L$	A-106 廃液タンク室	" "	"	—		1 "		
	廃ガス処理室 $\gamma_L$	A-108 廃ガス処理室	" "	"	—		1 "		
	メンテナンス建家 No-1 $\gamma_L$	メンテナンス建家 1F	" "	"	—		1 "		
	同 No-2 $\gamma_L$	" B1F	" "	"	—		1 "		
	廃棄物処理建家 $\gamma_L$	廃棄物処理建家 凝集沈殿処理室(B1F)	" "	"	—		1 "		
中性子モニタ線	燃料出入機付近 n	R-501 燃料出入機付近	0.1~10 <sup>5</sup> CPS	1.2 n/cm <sup>2</sup> /sec/CPS	—		L 10CPS	H 10 <sup>2</sup> CPS	
	装填燃料貯蔵室 n	A-413 装填燃料貯蔵室	" "	"	—		L 10CPS	H 10 <sup>2</sup> CPS	
固定型モニタ	炉室一階雰囲気	R-601 コントロールセンタエリア	" "	6.3×10 <sup>-12</sup> μCi/cm <sup>2</sup> ·h /CPS	—		5.0×10 <sup>-10</sup> μCi·hr/cm <sup>2</sup>		
	炉室床下空気雰囲気	" "	" "	6.0×10 <sup>-12</sup> "	—		5.0×10 <sup>-10</sup> "		
	スタック排気 β・γ	スタック小屋	" "	7.1×10 <sup>-12</sup> "	—		1.0×10 <sup>-10</sup> μCi/cm <sup>2</sup> ·h		
	" " γ	"	" "	3.8×10 <sup>-11</sup> "	—		1.0×10 <sup>-10</sup> "		

分類	モニタ名称	検出部設置場所		指示範囲	校正定数	検出感度	B・G	警報設定値	備考
固定型 ダスト モニタ	スタック排気 α	スタック小屋		0.1 ~ 10 <sup>5</sup> CPS	$\frac{8.0 \times 10^{-12} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2 \cdot \text{h}}{\text{CPS}}$			1.0 × 10 <sup>-9</sup> μCi・h/cm <sup>2</sup>	
	缶詰燃料洗浄室換気系	A-301 NE排風機側室		" "	$\frac{6.6 \times 10^{-12}}{\text{CPS}}$			5.0 × 10 <sup>-10</sup> "	
	廃ガス廃液タンク室換気系	A-102 格納容器空調換気設備室		" "	$\frac{6.8 \times 10^{-12}}{\text{CPS}}$			5.0 × 10 <sup>-10</sup> "	
	格納容器空調換気系	" "	" "	" "	$\frac{6.5 \times 10^{-12}}{\text{CPS}}$			5.0 × 10 <sup>-10</sup> "	
	メンテナンス建家換気系	メンテナンス建家		" "	$\frac{6.9 \times 10^{-12}}{\text{CPS}}$			5.0 × 10 <sup>-10</sup> "	
	廃棄物処理建家換気系	廃棄物処理建家		" "	$\frac{7.1 \times 10^{-12}}{\text{CPS}}$			5.0 × 10 <sup>-10</sup> "	
ガス モニタ	炉室一階雰囲気	R-601 コントロールセンタエリア		" "	$\frac{8.9 \times 10^{-8}}{\text{CPS}}$			1.0 × 10 <sup>-6</sup> μCi/cm <sup>2</sup>	
	窒素ガス循環系	R-501 操作室		" "	$\frac{8.9 \times 10^{-8}}{\text{CPS}}$			1.0 × 10 <sup>-6</sup> "	
	廃ガスタンク出口(高)	A-108 廃ガス処理室		" "	$\frac{3.9 \times 10^{-5}}{\text{CPS}}$			3.0 × 10 <sup>-2</sup> "	
	" " (低)	" "	" "	" "	$\frac{8.9 \times 10^{-8}}{\text{CPS}}$			1.0 × 10 <sup>-3</sup> "	
	窒素廃ガス処理系	" "	" "	" "	$\frac{8.9 \times 10^{-8}}{\text{CPS}}$			1.0 × 10 <sup>-3</sup> "	
	廃ガスタンク入口	" "	" "	" "	$\frac{3.0 \times 10^{-4}}{\text{CPS}}$			3.0 × 10 <sup>-2</sup> "	
	格納容器空調換気系	A-102 格納容器空調換気設備室		" "	$\frac{2.5 \times 10^{-6}}{\text{CPS}}$			1.0 × 10 <sup>-6</sup> "	
	スタック排気	スタックモニタ建物		" "	$\frac{2.5 \times 10^{-6}}{\text{CPS}}$			1.0 × 10 <sup>-6</sup> "	※10 <sup>-6</sup> Ciに対して9値 WALに対して1.5 × 10 <sup>-7</sup> μCi/cm <sup>2</sup> /CPS
水 モニタ	一般排水水モニタ	水モニタ建物	α	0 ~ 10 <sup>6</sup> カウント	$\frac{1.07 \times 10^{-8}}{\text{CPS}}$	$\frac{8.3 \times 10^{-9}}{\mu\text{Ci}/\text{cm}^2}$		1.0 × 10 <sup>-7</sup> "	プリセットタイム方式
			βγ	0 ~ 10 <sup>6</sup> カウント	$\frac{1.46 \times 10^{-8}}{\text{CPS}}$	$\frac{2.5 \times 10^{-8}}{\text{CPS}}$		1.0 × 10 <sup>-7</sup> "	"



## MT-21 燃料破損検出系

### 目 次

1. 試験目的 .....	286
2. 系統設備の概要 .....	288
3. 試験の方法 .....	290
4. 試験実施予定時期と期間 .....	291
5. 付 録 .....	292
付録 1. プレシピテータ法の原理	
付録 2. 原子炉施設保安規定で制定されている運転上の制限値 及び警報設定値	
付録 3. 燃料破損検出系の感度	

## 1. 試験目的

この試験は大別して、遅発中性子法とプレシピテータ法の2つに分けられる。

両者とも、原子炉初期のクリーンな状態でのバックグラウンドレベルを求め、バックグラウンド状態での $\gamma$ 線スペクトルを求め、計数率の原子炉出力、温度、流量依存性を求めることを目的とする。

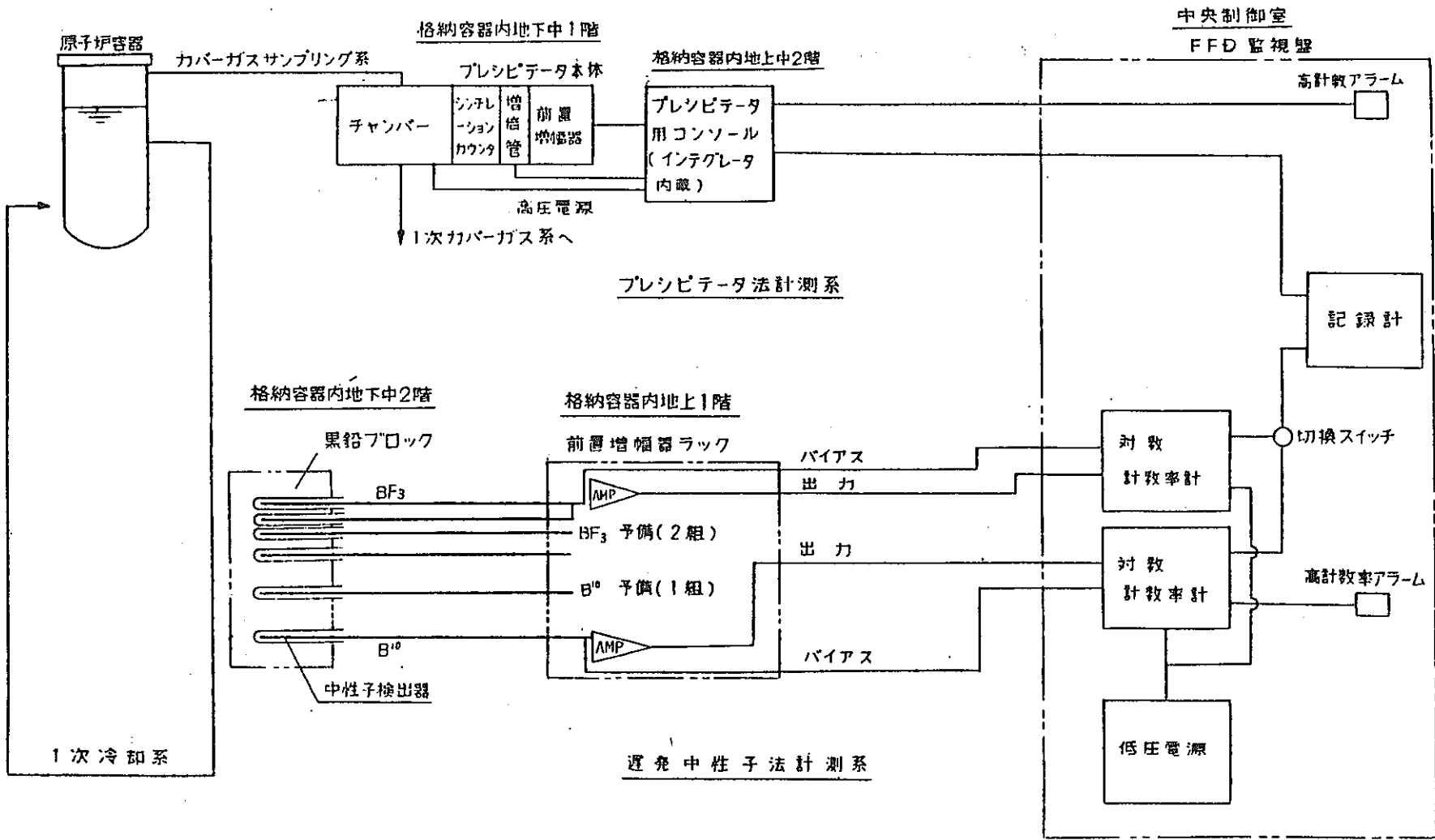


図 2.1 燃料破損検出系計測系統図

## 2. 系統設備の概要

### 2-1 遅発中性子法設備（図 2.1 参照）

本設備は、燃料ピンの破損によりナトリウム冷却材中に溶出した核分裂生成物から放出される遅発中性子（例えば  $^{87}\text{Br}$ ,  $^{137}\text{I}$  から放出されるもの）を検出するための設備で、遅発中性子を熱中性子化する黒鉛減速体系と、熱中性子を検出する計測設備とから構成される。

黒鉛減速体系は、1次主配管（Aループ）に近接して設置される。この位置は、炉容器出口ノズルからナトリウム冷却材の流速で約 10 秒を要する位置である。

黒鉛減速体系は、黒鉛減速体、鉛遮蔽体、熱中性子遮蔽体、体系保持用枠組から成る。黒鉛減速体は、黒鉛ブロックを積み重ねたもので中性子スペクトルが最適となるよう  $800 \times 800 \times 800\text{mm}$  の寸法となっており、その中に遅発中性子を検出するための中性子検出器が挿入される。黒鉛減速体の周囲は、 $\gamma$ 線を遮蔽するため厚さ 150 mm の鉛で囲まれる。更に、その外側をバックグラウンドの熱中性子を遮蔽するため、ボラールの熱中性子遮蔽体がとり囲む。

計測設備は、中性子検出器、前置増幅器、対数計数率計等から構成される。中性子検出器は高感度の  $\text{BF}_3$  検出器と、低感度の B-10 検出器が用意され、広い範囲にわたって遅発中性子が検出できるよう配慮されている。特に  $\text{BF}_3$  検出器は、2本の検出器からの信号を1台の前置増幅器にとり入れることにより、検出効率を高めている。

中性子検出器は、前述のように地下中2階の黒鉛減速体系内に設けられる。前置増幅器は、原子炉建家1階壁の前置増幅器盤内に設けられる。前置増幅器で増幅された信号は、中央制御室の燃料破損検出系監視盤の対数計数率計に送られる。入力パルス信号は対数計数率計のパルス波高弁別器、対数変換器、直流増幅器により信号処理が行なわれ対数計数率の信号が指示計、記録計に送られて指示記録される。

トリップ信号は、対数計数率高と動作不能のアラーム信号があり、原子炉制御盤の故障表示窓に表示される。

### 2-2 プレシピテータ法

本設備は、炉容器カバーガスをサンプリングして、燃料ピンの破損によりカバーガス中に移行した気体状核分裂生成物をプレシピテータにより検出するための設備である。

本設備は、系統設備、計装設備および放射線計測設備よりなる。系統設備はサンプル

ガスの循環する主配管系統とプレシピテータに分流する系統，機器のメンテナンス時に真空引きするための廃ガス系，ベーパートラップで除去されたナトリウムをドレンするためのドレン系，プレシピテータ内をパージするため，およびメンテナンス前後に清浄アルゴンガスを充填するための清浄アルゴンガス系および機器のフランジ部からのサンプルガス漏出を防止するためのシールガス用清浄アルゴンガス系統より成る。

計装設備は，系統設備の運転操作に必要な計測制御設備でプロセス計装機器，各種インターロック，保温制御設備，燃料破損検出系現場制御盤および保温用電磁開閉器盤より構成される。

放射線計測設備はガス状核分裂生成物を検出するためのプレシピテータ，プレシピテータの制御および信号処理をするためのプレシピテータコンソールおよび燃料破損検出系監視盤（遅発中性子法と共用）より構成される。燃料破損検出系監視盤には，対数計数率計と記録計を設置する。

サンプルガスは炉容器カバーガス部のノズルから 1B のステンレス管を通過して FFD 室内の系統機器に導かれる。サンプルガスは高温でナトリウム蒸気を含含有しており，ナトリウムはガス循環用のコンプレッサ計測機器類およびプレシピテータに対し悪影響を及ぼすので，2つのベーパートラップにより除去する。第1ベーパートラップはサンプルガスを冷却しながら，ステンレスメッシュによってナトリウム蒸気を凝縮除去する。第2ベーパートラップは2種類のフィルタを内蔵し，第1ベーパートラップで除去されなかったナトリウムを除去する。ベーパートラップを通過したサンプルガスはバッファタンクを経てコンプレッサにはいる。コンプレッサはサンプルガスを原子炉容器から本設備へ吸引し，1次アルゴンガス系カバーガスラインに押し戻す役割を有す。

第2ベーパートラップ入口までのサンプリング配管には，ナトリウム凍結防止のためにヒータが取付けられている。

### 3. 試験の方法

#### 3.1 遅発中性子法

##### (1) 運転条件

特に運転上の制限なし。

##### (2) 試験の方法

(i) 臨界近接の段階から以降，中央制御室に設置されている「燃料破損検出系監視盤」の対数計数率計及び記録計で計数率データを集積する。計数率が小さい時はスケーラーも併用する。

(ii) 原子炉出力を変えて計数率を測定し，炉出力依存性を求める。

(iii) 上記の結果及びディスクリミネータ設定値をチェックすることによりバックグラウンドレベルを求め，アラームレベルを設定する。

上記の試験結果は，PT-52のナトリウムサンプリングの結果と合わせて評価する。

#### 3.2 プレシピテータ法

##### (1) 運転条件

遅発中性子法に同じ。

##### (2) 試験の方法

(i) 臨界近接の段階から以降，中央制御室に設置されている「燃料破損検出系監視盤」の対数計数率計及び記録計で計数率データを集積する。計数率が小さい時はスケーラーも併用する。

(ii) サンプリング配管温度，ガス流量，原子炉出力を変えて計数率を測定し，温度依存性，流量依存性，炉出力依存性を求める。

(iii) 上記の結果より，バックグラウンドレベルを求め，アラームレベルを設定する。

上記の結果は，PT-52のカバーガスサンプリング試験結果と合わせて評価する。

#### 4. 試験実施予定時期と期間

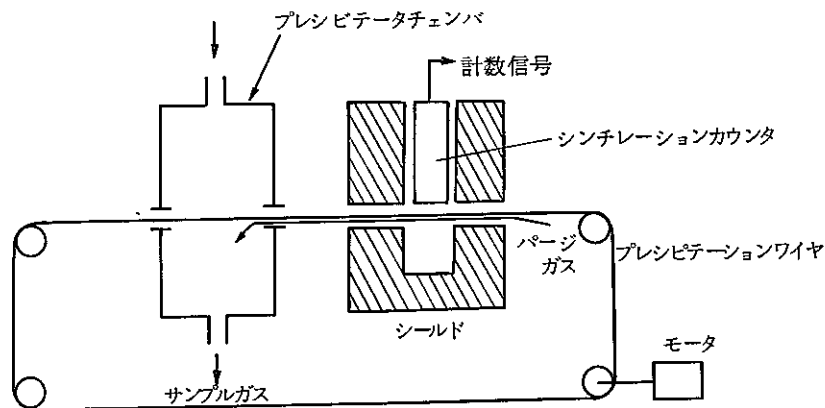
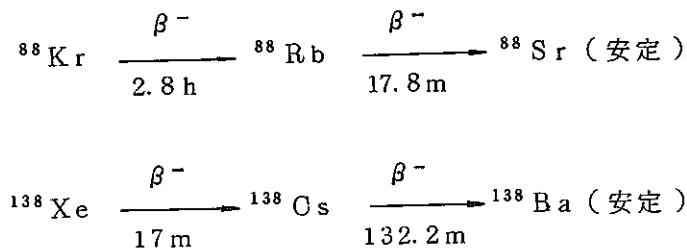
「常陽」の臨界達成は昭和 年 月頃の予定である。臨界近接も含めた低出力試験は約 6 カ月、その後出力上昇試験が約 3 カ月の予定で行なわれる。

本試験は、臨界近接の段階から出力上昇試験の終了時まで、他の試験と併行する形で適宜行なう。

### 付録1. プレシピテータ法の原理

燃料破損が発生し、気体状核分裂生成物を含むカバーガスがプレシピテータチェンバに導かれる気体状核分裂生成物のうち、KrとXeの同位元素がチェンバ内で $\beta^-$ 崩壊するとアルカリ金属の娘核が生成される。

例えば  $^{88}\text{Kr}$  と  $^{138}\text{Xe}$  は



の系列で崩壊する。 $\text{Kr}$ と $\text{Xe}$ が $\beta^-$ 崩壊して $\text{Rb}$ と $\text{Cs}$ になると、これらの娘核は正に帯電する。プレシピテータチェンバを正、ワイヤを負になるように電圧を印加し、帯電した娘核をワイヤ上に捕集する。捕集した娘核種をワイヤとともにシンチレーションカウンタの下へ移動し娘核が孫核に壊変する時に放出する $\beta$ 線を検出する。シンチレーションカウンタとプレシピテータチェンバの間のワイヤ貫通孔にはサンプルガスがシンチレーションカウンタ側に流れてこないようにパージ用アルゴンガスを流す。



## 付録2. 原子炉施設保安規定で制定されている運転上の制限値及び 警報設定値

### 1. 運転上の制限値

1次冷却系ナトリウム中の核分裂生成物の濃度は、原子炉出力に対応した放射能バックグラウンドの値に対して

- 遅発中性子法燃料破損検出設備による場合は5倍以下。
- プレシピテータ法燃料破損検出設備による場合は10倍以下であること。

### 2. 警報設定値

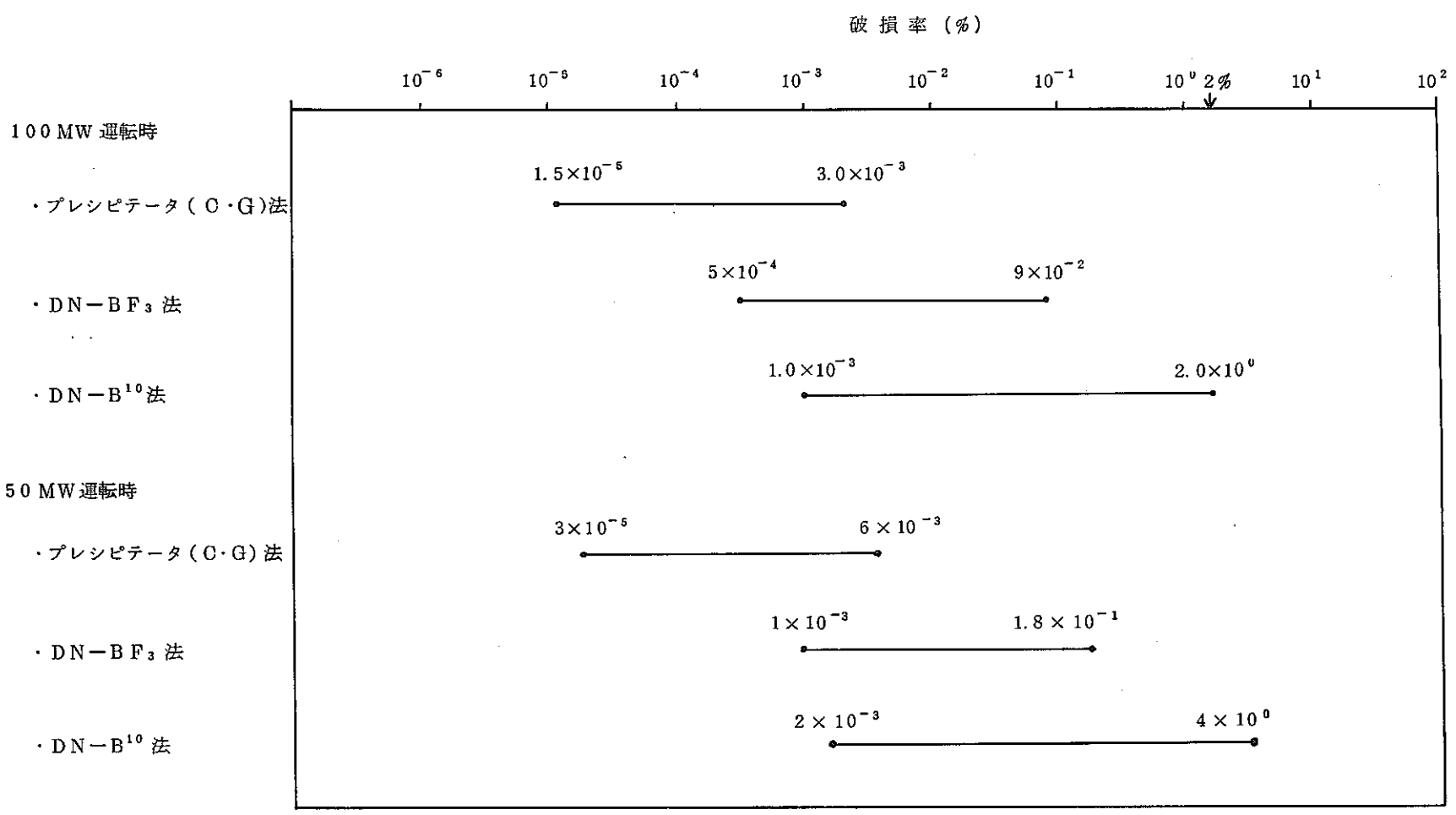
原子炉出力に対応した放射能バックグラウンドの値に対して

- 遅発中性子法燃料破損検出設備による場合は3倍。
- プレシピテータ法燃料破損検出設備による場合は6倍。

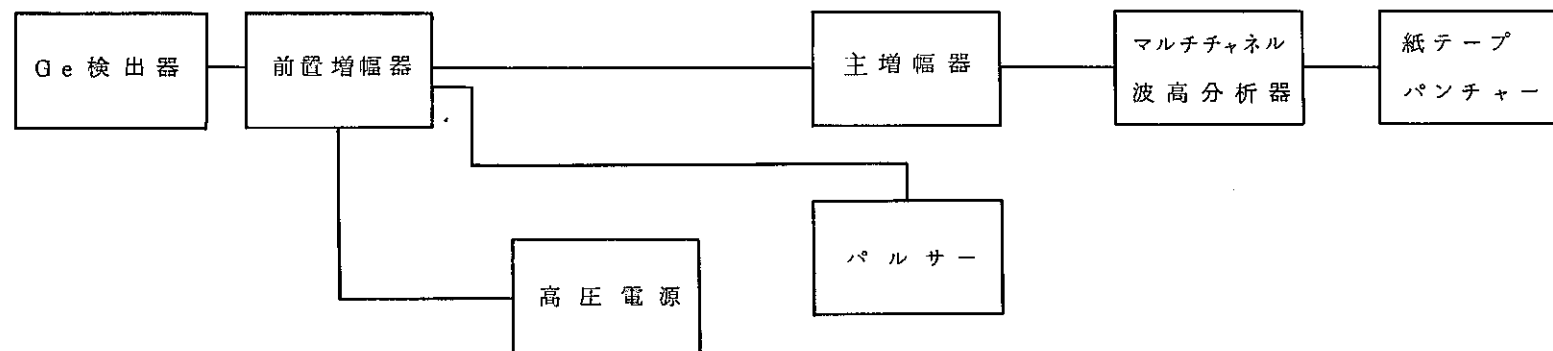
### 付録3. 燃料破損検出系の感度

プレシピテータ法は遅発中性子法に比し、感度は良いが検出時間（破損発生から検出までの時間）が遅い（数時間を要する）。遅発中性子法はこの逆である。その意味で2つの方法が相互に補い合って燃料破損を検出するといえる。しかし、2つの方法とも検出した信号レベルと破損の程度との対応づけ（いわゆる感度評価）は必ずしも明確でない。

現在最も信頼できる感度評価を付図 3.1 に示す。



付図 3.1 「常陽」 FFD 感度評価



γ線スペクトル測定時ブロック図

## M T - 3 1 音響法異常監視

### 目 次

1. 試 験 目 的 .....	298
2. 系統設備の概要 .....	299
3. 試 験 の 方 法 .....	305
4. 試験実施予定時期と期間 .....	306
5. 付 録 .....	307
付録 1. 音響法炉内異常監視装置	
付録 2. 音響法機器異常監視装置	

## 1. 試験目的

この試験は大別して、炉内の監視と機器の監視の2つに分けられる。

炉内の監視は燃料および制御棒、あるいは冷却材の流れ等により発生する炉内音響を監視する。炉外の監視は、冷却系のポンプ、中間熱交換器、空気冷却器、逆止弁等の主要機器から発生する音響を監視する。

## 2. 系統設備の概要

### 2.1 原子炉本体

原子炉本体は、第 2.1 図に示すように原子炉容器、その上部に配置した回転プラグ、及び炉心部より構成される。

原子炉容器は、炉心を収容する堅型円筒形の二重容器で、内部には炉心を支える炉心構造物が設けられ、上部には回転プラグで蓋がされている。

回転プラグは、大回転プラグと大回転プラグに偏心して設けられた小回転プラグより成る二重回転方式であり、小回転プラグには燃料交換機孔、制御棒駆動機構が据付けられる炉心上部機構等を備えている。

### 2.2 炉心部

炉心部は、第 2.2 図に示す様に炉心燃料集合体と、その周囲をとり囲む半径方向ブランケット燃料集合体及び反射体によって構成され、これらの炉心構成要素は炉心構造物の炉心支持板によって位置決めされ、ハイドロリックホールドダウン機構によって保持される。

炉心部を構成する燃料集合体は、六角形状のラップ管内にウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットを収納した 91 本の燃料要素を内蔵する炉心燃料集合体と劣化ウラン酸化物ペレットを収納した 19 本の燃料要素を内蔵する半径方向ブランケット燃料集合体より成る。

反射体は、半径方向ブランケット燃料集合体の外側に配置され、炉心より漏れる中性子を反射する機能と高圧プレナムより導入される冷却材を低圧プレナムへ送る際の圧力調整機能を有している。

中性子源は、Sb-Be 型で放射性 Sb を内蔵した  $\gamma$  線源部とそれを収納する Be を内蔵した受入集合体より構成される。

制御棒は、調整棒 2 本、安全棒 4 本より成る。安全棒と調整棒は等量の B-10 濃縮 B<sub>4</sub>C 吸収材を充填したステンレス鋼管製制御要素 7 本をクラスターとしてステンレス鋼製の保護管で包んだものであり、保護管の肉厚および外径寸法が異なる以外は全く同一の構造を有している。

### 2.3 1次主循環ポンプ

1次主循環ポンプは堅形 2 軸受自由液面式遠心ポンプであり、ポンプ本体と本体をおさめた外ケーシングから成る。ポンプ本体はインペラ、デフューザ、軸、軸受、軸封機構、

熱遮蔽およびガンマ線遮蔽プラグ等から成る。(第2.3図参照)

外ケーシングの下部から吸込まれたナトリウムはインペラにより加圧されてディフューザを通り高圧室に入り、吐出口より水平に流出する。高圧ナトリウムの一部は本体下部のナトリウム潤滑静圧軸受に供給される。ナトリウム液面はアルゴンカバーガスで覆い、アルゴンガスと外気とはメカニカルシールでシールする。

#### 2.4 2次主循環ポンプ

2次主循環ポンプは、内部構造体と内部構造体を納めた外部ケーシングより成る。下端に吸込ノズルがあり、主冷却器を通過したナトリウムはここからポンプに入り、羽根車、案内羽根を通り高圧となり、高圧室より外部ケーシング側面の吐出ノズルから流出する。羽根車の上部にはナトリウム潤滑軸受があり高圧ナトリウム液の一部により潤滑される。

(第2.3図参照)

#### 2.5 主中間熱交換器

主中間熱交換器は、第2.4図に示す様にたて形自由液面シェル・アンド・チューブ形のナトリウム-ナトリウム熱交換器である。構造は大別して胴部、管束部および遮蔽材などから構成され、胴部を上部フランジで据付床面に据付、その内部に管束部および遮蔽材が組込まれる。管束部は胴部の胴フランジ上面にボルトで固定され、中央に1次側ナトリウムがバイパスしないようシール部を設け、下部に振止め機構を持った構造となっている。

#### 2.6 主冷却器

主冷却器本体はヘッドにフィンチューブを取り付け、外周を空気流路を形成するようにケーシングで囲んだフィンチューブ多管式のナトリウム空気冷却器である。

主冷却器は2次主冷却系1系統に2台、すなわち合計4台設置される。

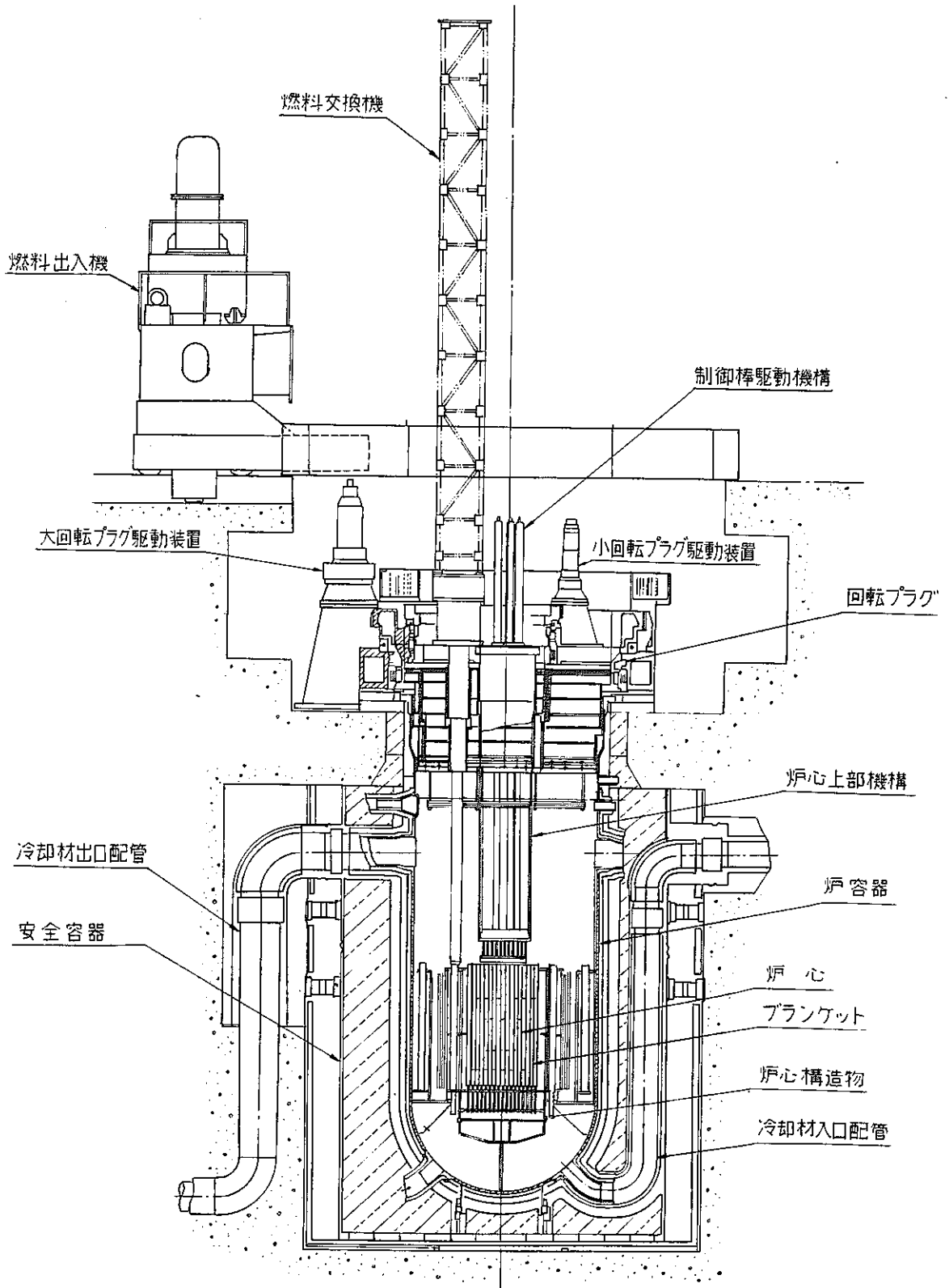
主送風機は入口ベーン付両吸込横置ターボファンで形式は電動機直結形である。風量は入口ベーンを操作することにより調節できる。また、緊急停止用のブレーキがついている。

主冷却器出入口にはバタフライ形式の翼を持つダンパがあり、風量を調節する。

#### 2.7 逆止弁

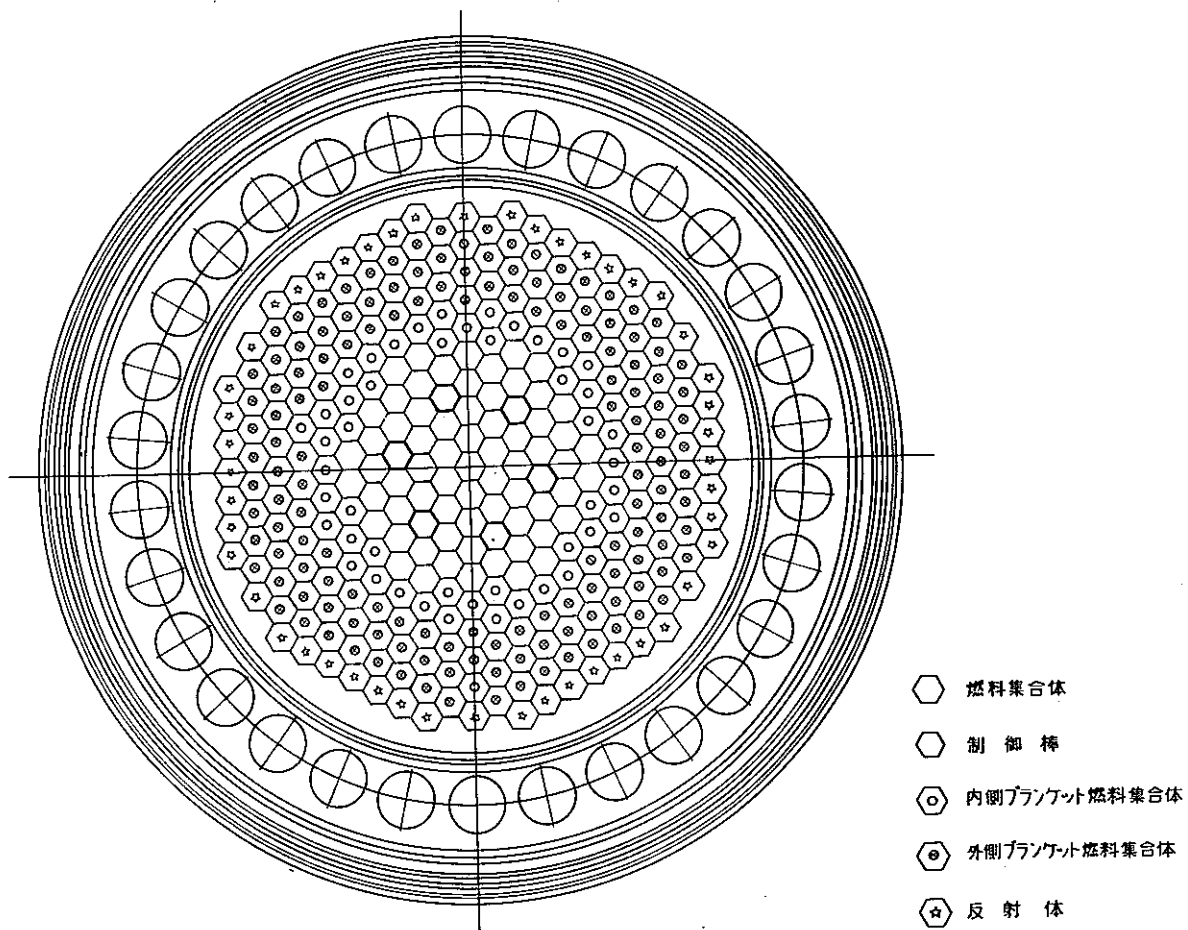
逆止弁は2ループある1次主冷却系のうち、どちらかのポンプが故障した場合、又は漏洩した場合、健全ループからのナトリウム流が故障ループに逆流し、炉心の冷却材流量が減少するのを防ぐためのものである。



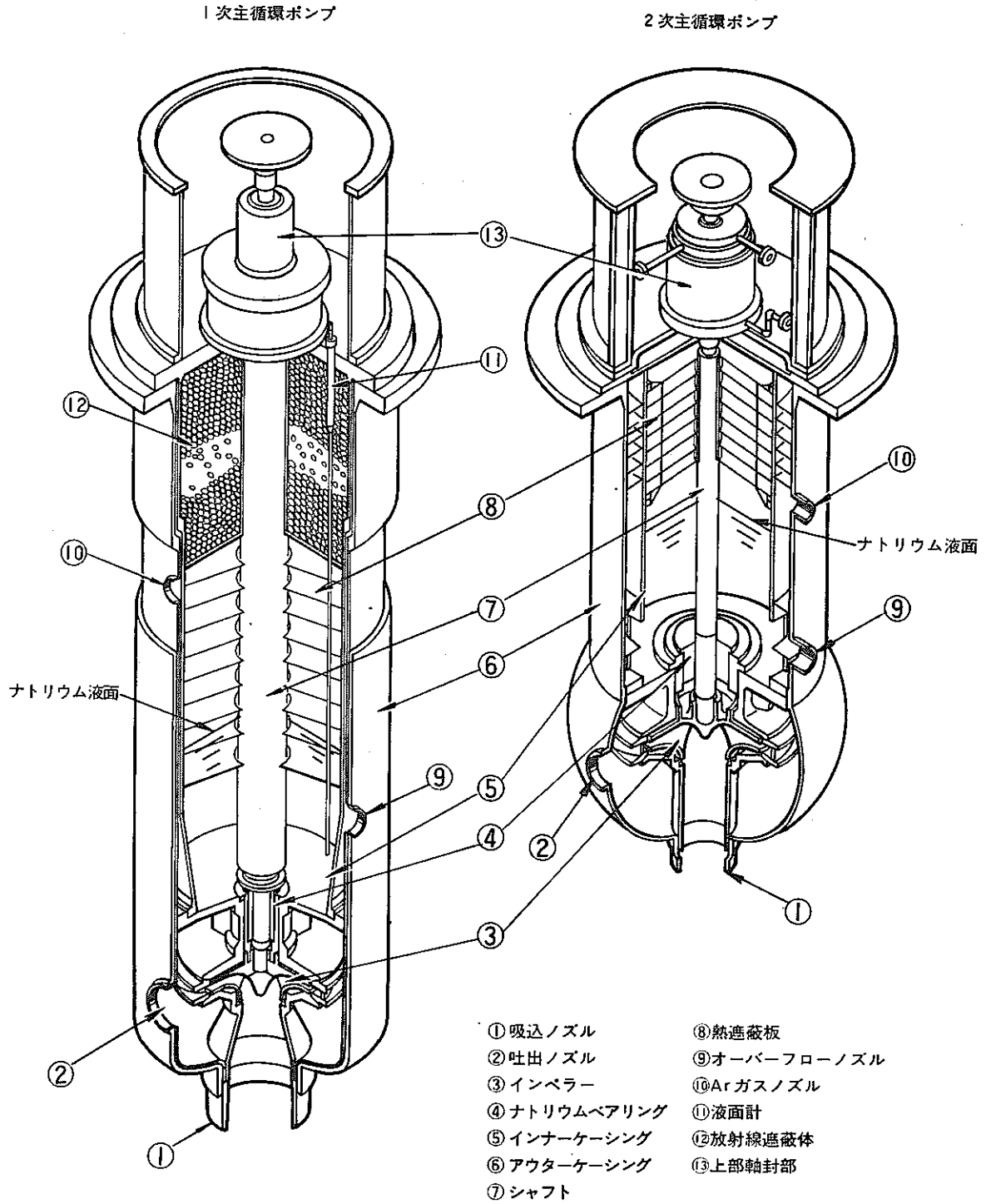


第 2.1 図 原子炉垂直断面図

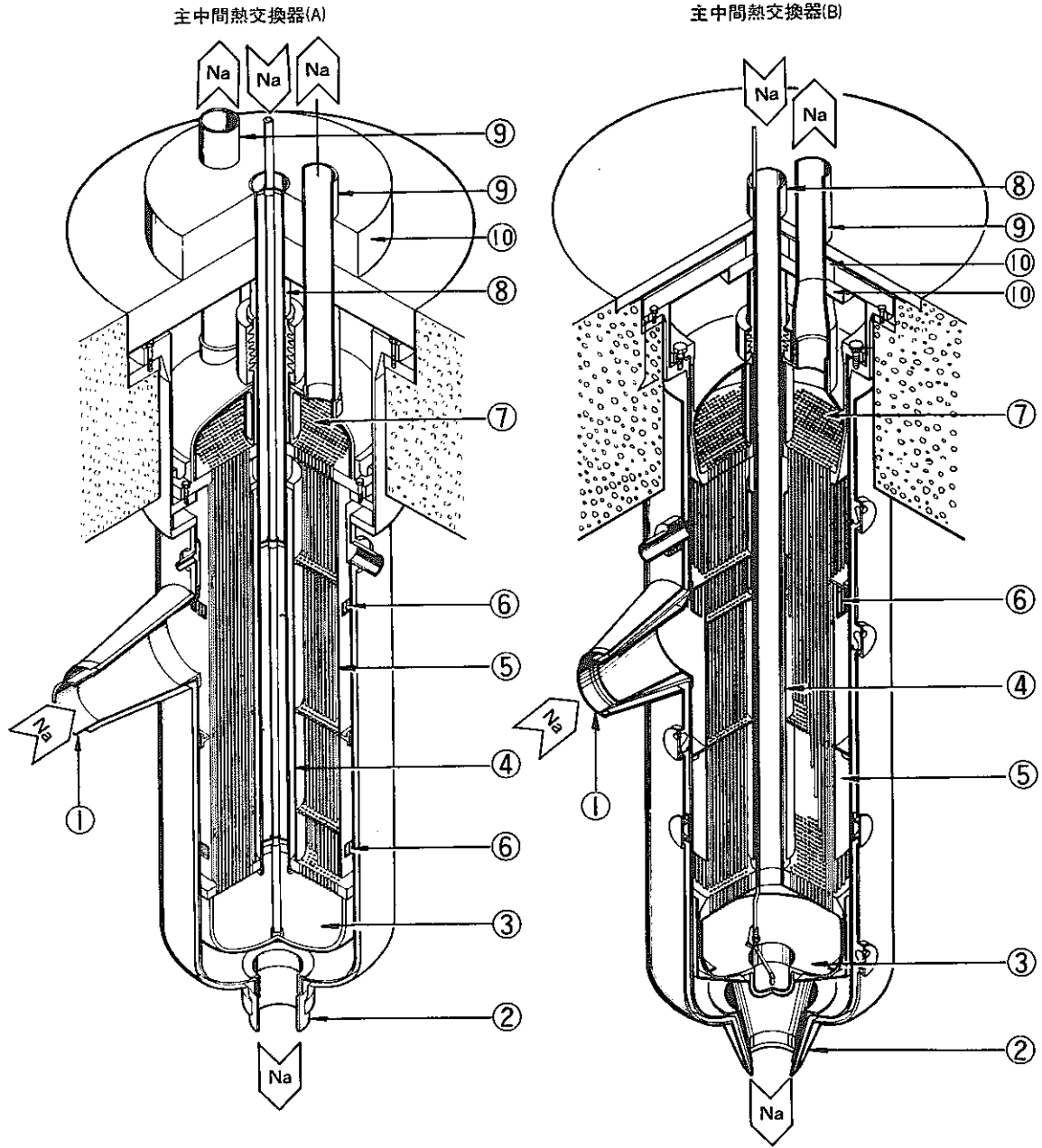
基準方位 (T.R.側)



第 2.2 炉心部構成図



第2.3図 1次・2次主循環ポンプ



- ① 1次ナトリウム入口ノズル
- ② 2次ナトリウム出口ノズル
- ③ 2次側下部プレナム
- ④ 内側シュラウド
- ⑤ 外側シュラウド
- ⑥ 内胴窓
- ⑦ 2次側上部プレナム
- ⑧ 2次ナトリウム入口ノズル
- ⑨ 2次ナトリウム出口ノズル
- ⑩ 遮蔽体

	伝熱管諸元	
	(A)	(B)
外径	15.9mm	22.2mm
肉厚	1.0mm	1.2mm
長	4000mm	4130mm
本数	2835	1812
配列	同心円	正三角形

第 2.4 図 主中間熱交換器

### 3. 試験の方法

#### 3.1 音響法炉内異常監視

##### (1) 運転条件

特に運転上の制限なし。

##### (2) 試験の方法

- (i) 炉内に挿入された音響検出器により検出された音響信号は、r.m.s ボルトメータに入力し、その結果を記録すると共に、その音響音を直接スピーカで聞くことにより、異常を監視する。
- (ii) 原子炉が正常と思われる時期に、あらかじめ音響信号の周波数スペクトル、2つの検出器の信号間の相関スペクトル、更に炉出力、主1次系流量等の他の原子炉信号との相関スペクトルを分析し集積しておく。
- (iii) その後も、(ii)と同様のスペクトルを集積し、原子炉の出力上昇、運転条件の変化、運転履歴等により上記スペクトルがどのように変化するかを分析するとともに異常を監視する。

#### 3.2 音響法機器異常監視

##### (1) 運転条件

特に運転上の制限無し。

##### (2) 試験の方法

- (i) 各異常監視対象機器の各種運転条件における標準スペクトルを取り、標準データテープを作成する。
- (ii) 各機器のスペクトル解析周波数レンジごとに許容差を設定し、一定期間の運転状況から最終的なスペクトル許容差を決定する。
- (iii) 各機器からの振動加速度のr.m.s 検出により、常時振動信号を記録し、異常時には振動スペクトル解析を実施する。
- (iv) (i)~(iii)で基本的な異常監視法(スペクトル許容差、異常監視下限周波数)を基に定期的に機器の異常監視を実施する。

#### 4. 試験実施予定時期と期間

「常陽」の臨界達成は昭和——年——月頃の予定である。臨界近接も含めた低出力試験は約6カ月、その後出力上昇試験が約3カ月の予定で行なわれる。

本試験は、臨界試験前から定格運転に至るまで、他の試験と併行する形で適宜行なう。

## 付録1. 音響法炉内異常監視装置

本装置は、原子炉建家内回転プラグ上より原子炉容器内に挿入される検出器部と、中央制御室内に設置される測定解析系より成る。

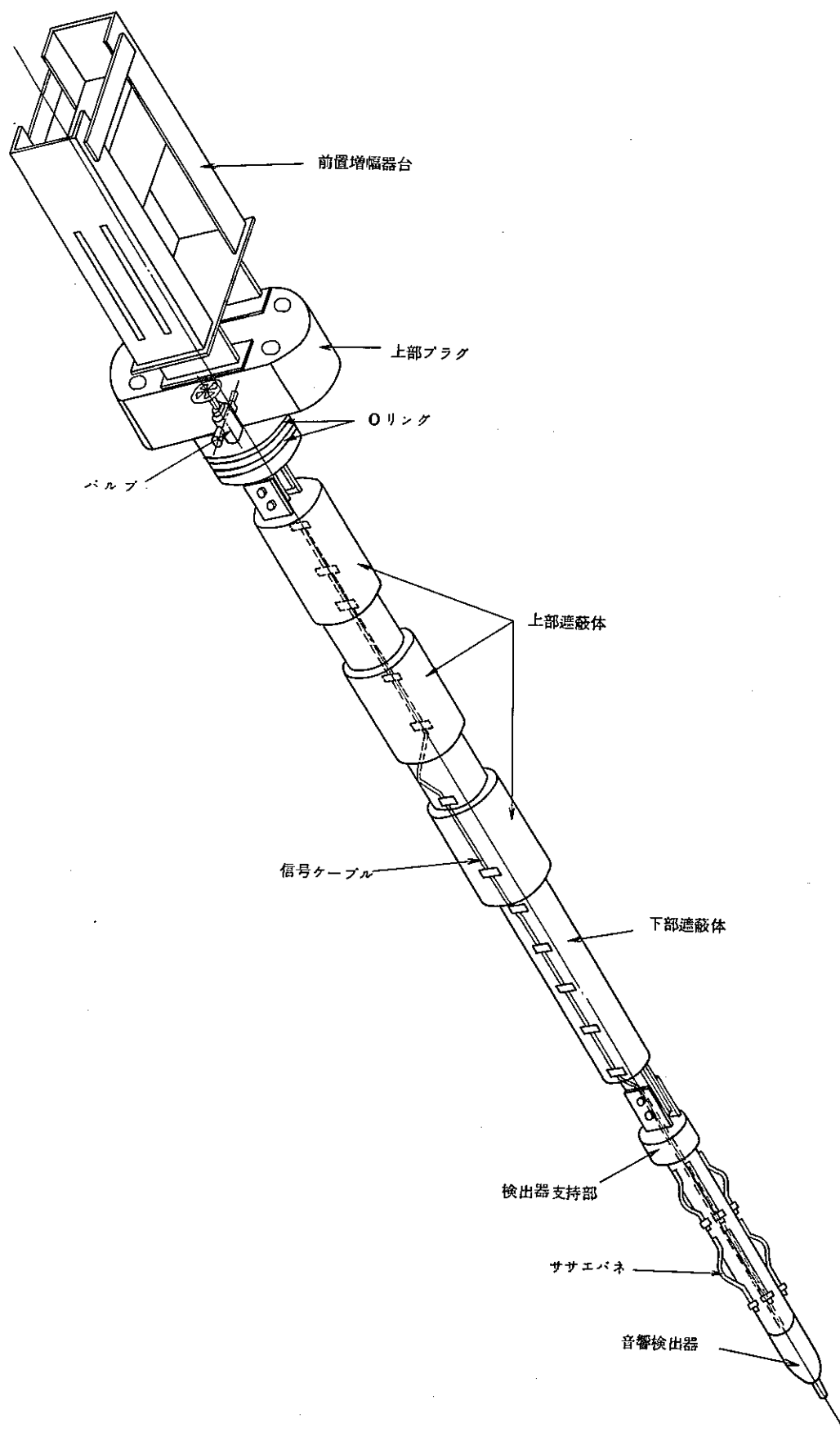
検出器部は、音響検出器、検出器支持部、上部・下部遮蔽体、上部プラグ、前置増幅器台より成り（付図 1.1 参照）全長は約 6 m である。

音響検出方法は、 $S/N$  比を上げるため、検出器を炉容器内部（回転プラグ上から燃料集合体の真上）まで挿入する方式をとっている（付図 1.2 参照）。検出器は CRD 予備孔プラグのスリーブ管（ウェル）内に入れられ、1次冷却系の圧力バウンダリーとは無関係に挿入、引拔が容易にできる構造となっている。また、スリーブ管壁と検出器受圧面の空間的ギャップによる音響波の減衰を減ずるため、スリーブ管内に音響媒体となる溶融金属（インジウム）を入れる。（付図 1.3 参照）

音響検出器は  $\text{LiNbO}_3$  の結晶を使用する。また、音響検出器は同時に 3 体を炉容器内に設置することが可能である。

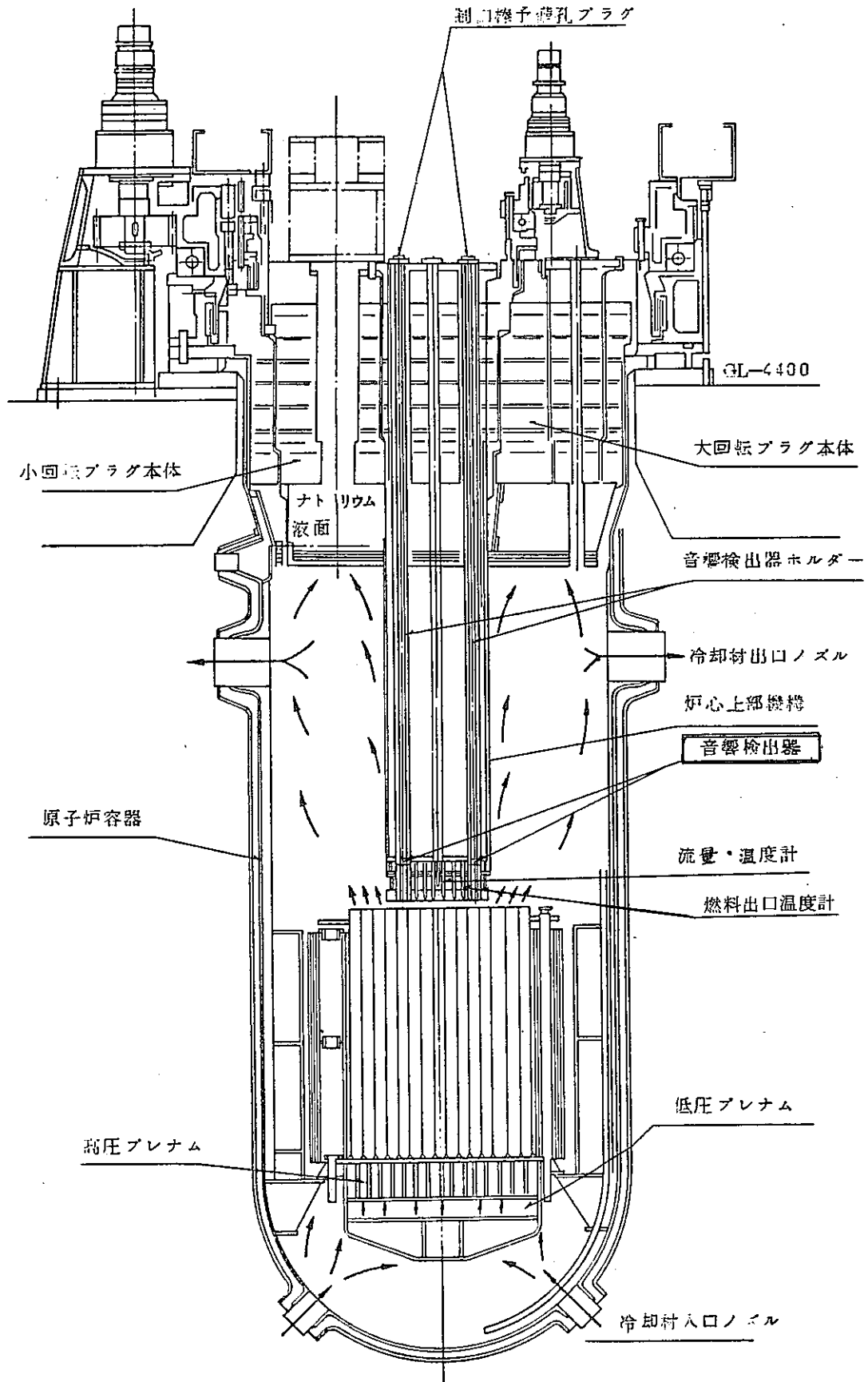
測定解析系のブロック図を、図付 1.4 に示す。信号の流れは前置増幅器、主増幅器を出た後の 3 つに分れる。

- (i) r.m.s ボルトメータに入った後、記録計に入る。同時に r.m.s の設定値を越えたものについては警報を発する。また、スピーカで直接音を聴くこともできる。
- (ii) 解析装置に入り相関関数を求めたり、これをフーリエ変換しパワースペクトル密度を求め、CRT に表示したり、X-Y レコーダに記録する。また、相関関数の出力はミニコンに入力し、デジタルでパワースペクトル密度を求めることもできる。
- (iii) データレコーダに入力の生データを記録する。このデータレコーダには、同時に炉出力や主 1 次流量等の原子炉信号も記録し、音響音とこれら原子炉信号の相関をみることもできる。

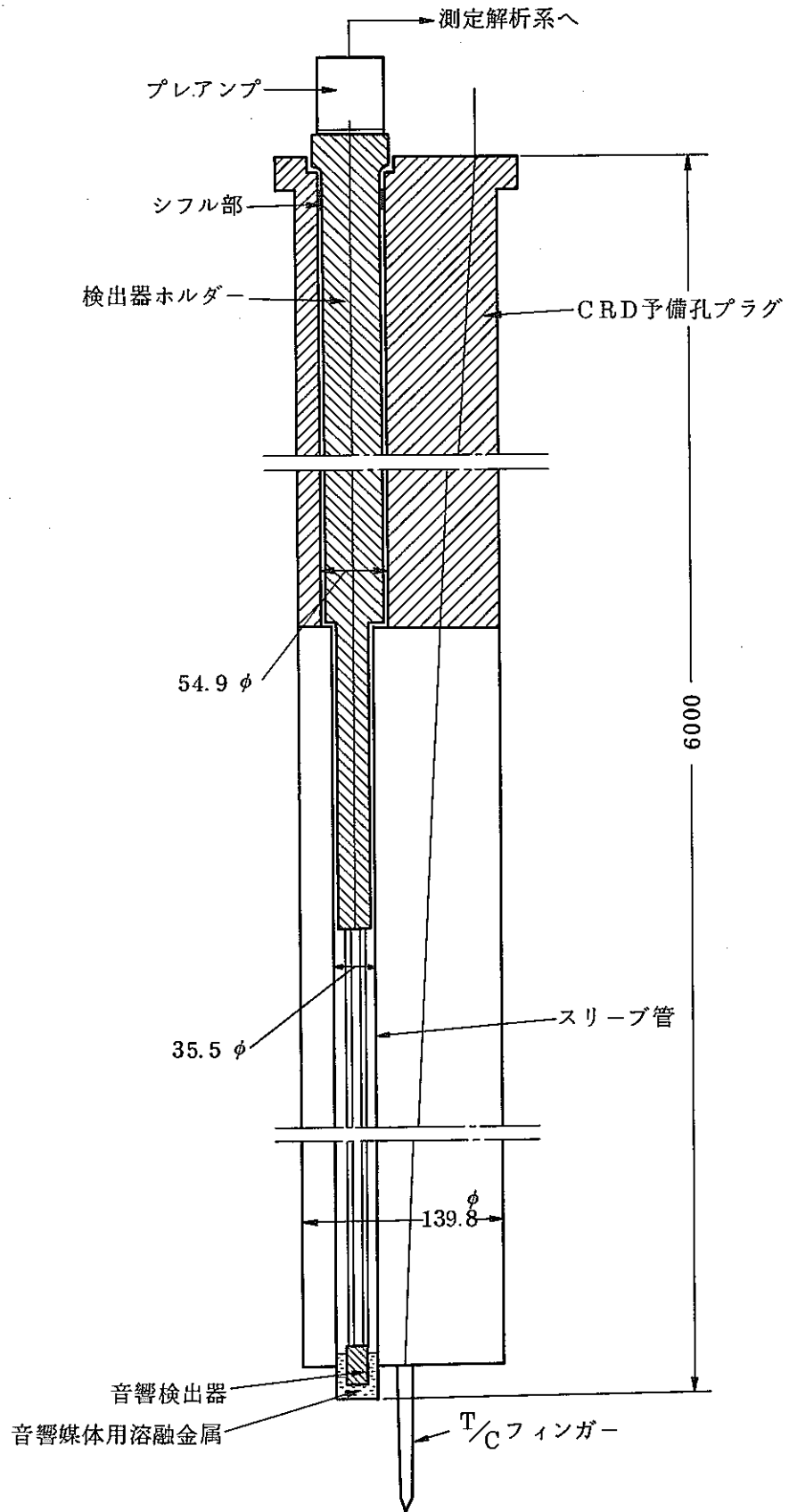


付図 1.1 音響法炉内異常監視装置検出器部

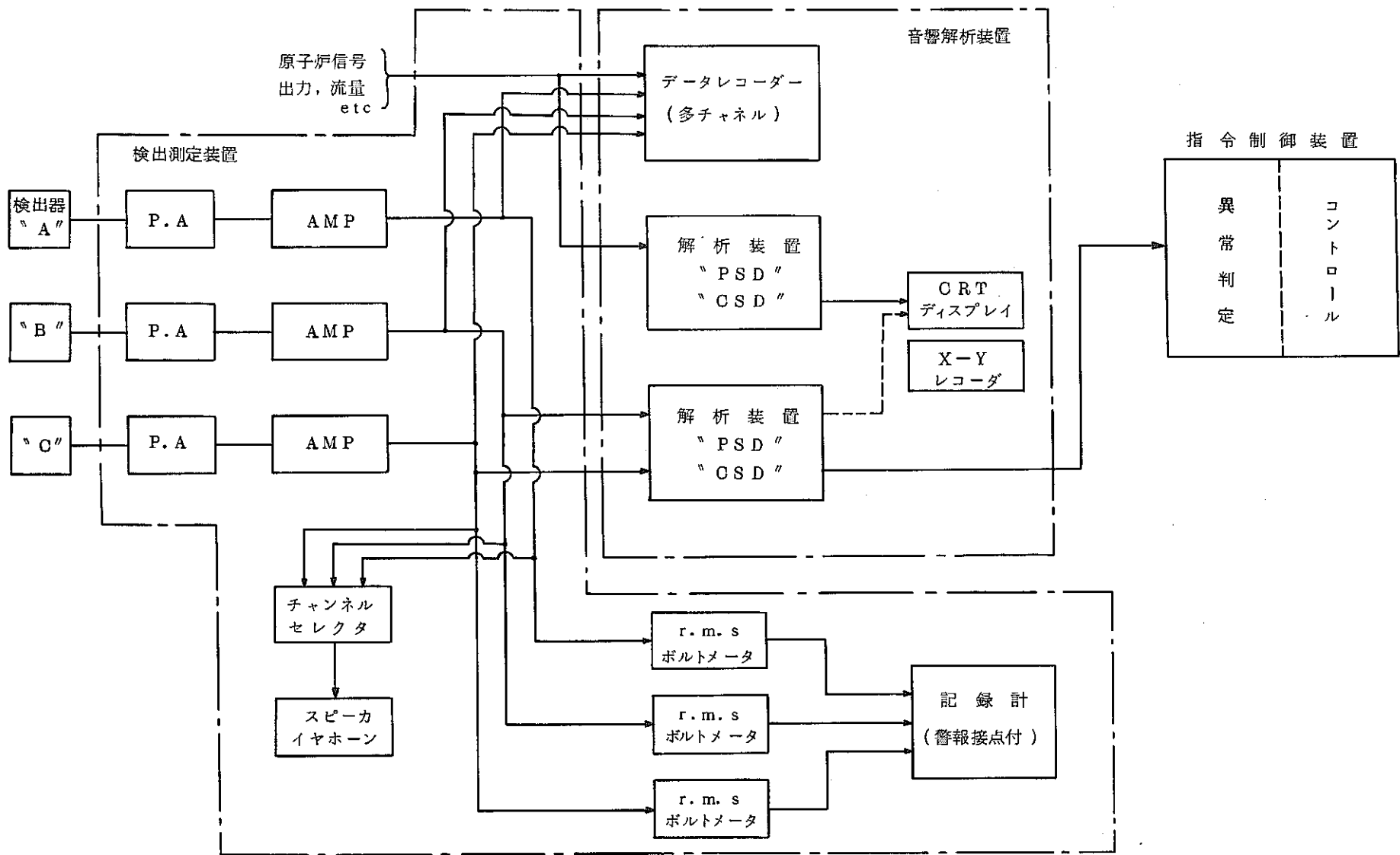




付図 1.2 炉内配置図



付図 1.3 CRD予備孔プラグ



付図 1.4 音響法炉内異常測定装置ブロック図

## 付録 2. 音響法機器異常監視装置

本装置では、炉外の主要機器（Na循環ポンプ，冷却器ブロワ，熱交換器等）に加速度計，回転計，マイクロフォンを配置し（付表 2.1，付図 2.1 参照）これら検出器によって得られる振動，騒音信号を解析することによって，機器の通常運転時における異常を監視する。

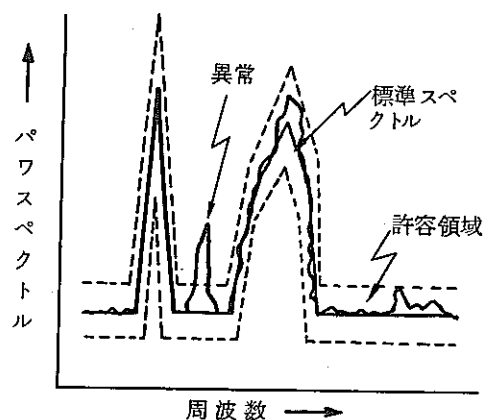
本装置の検出系は，加速度計 32 チャンネル，マイクロフォン 7 チャンネル，回転計 2 チャンネルより成る。測定解析系は（付図 2.2 参照），各検出器からの信号を前置増幅器，主増幅器を通った後，マルチプレクサで選択されたチャンネルの信号をフーリエ解析する解析部，解析したスペクトルが異常があるかどうかを判定する異常検出部，スペクトル波形を表示する表示部より構成される（スキャンング監視群）。また，これとは別に検出部からの信号を警報設定器のついた振動モニタを通して，エンドレスのレコーダに常時入力し，警報が発せられる直前のデータを記録する部分もある（連続監視群）。

フーリエ解析は 10 Hz ～ 50 kHz の 10 レンジについて可能であり，各周波数レンジでの分析時間は，10 Hz の場合 50 秒，50 kHz の場合 0.01 秒である。異常検出にはミニコンピュータを用い，スペクトル波形の CRT 表示，X-Y レコーダへのスペクトル表示等のコントロールも実行させることができる。

### ◎ 異常検出法

本装置で実施する計画の異常検出法は，基本的には，正常時標準パワースペクトルと異常監視時のパワースペクトルとの比較によるものである。

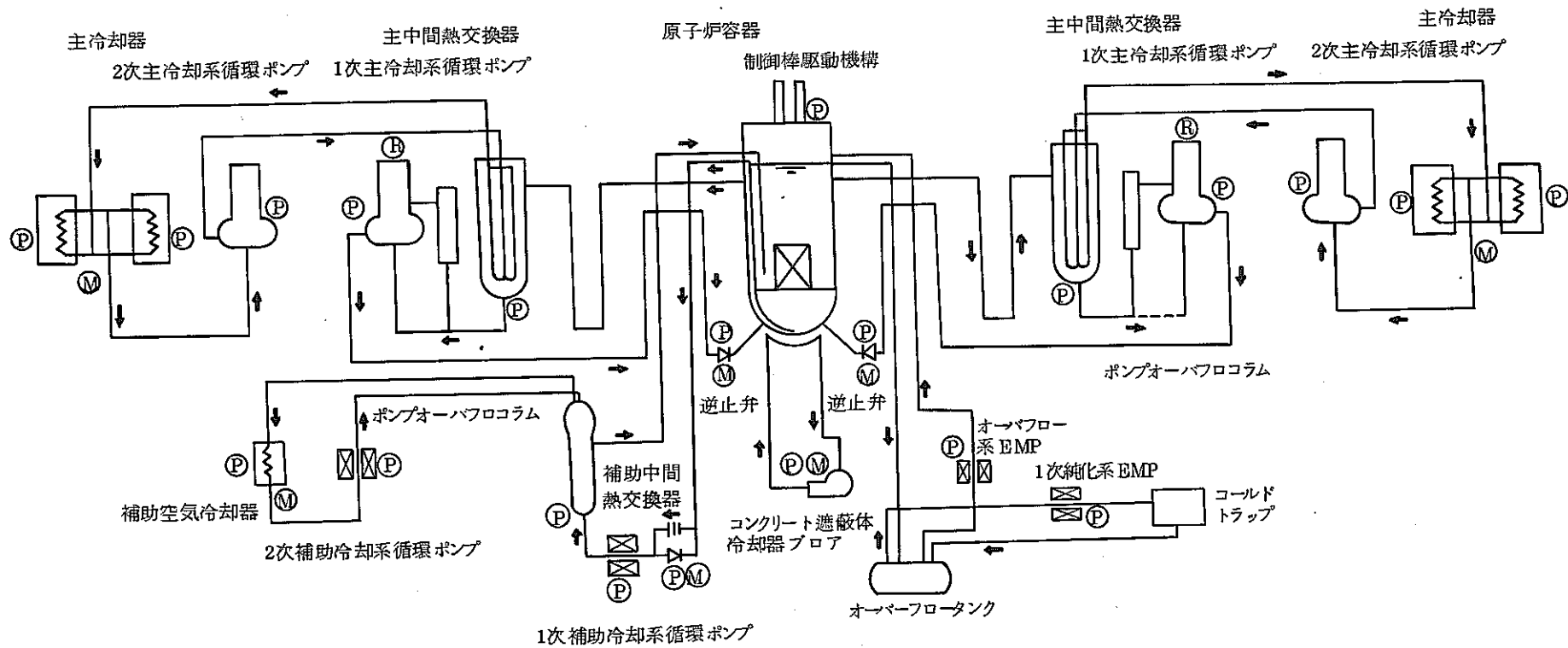
具体的な手順としては，まず各機器の正常時のパワースペクトルを標準データとして作成し，コンピュータのメモリに記憶させておき，異常監視時のスペクトルと記憶されている標準スペクトルとを比較し，右図に示すように標準スペクトルに設けられた許容範囲以上にスペクトルが変化した場合を異常として検出する。



上述の異常検出を各チャンネル，各周波数レンジについて実施し，通常運転時における主要機器の異常を監視する。

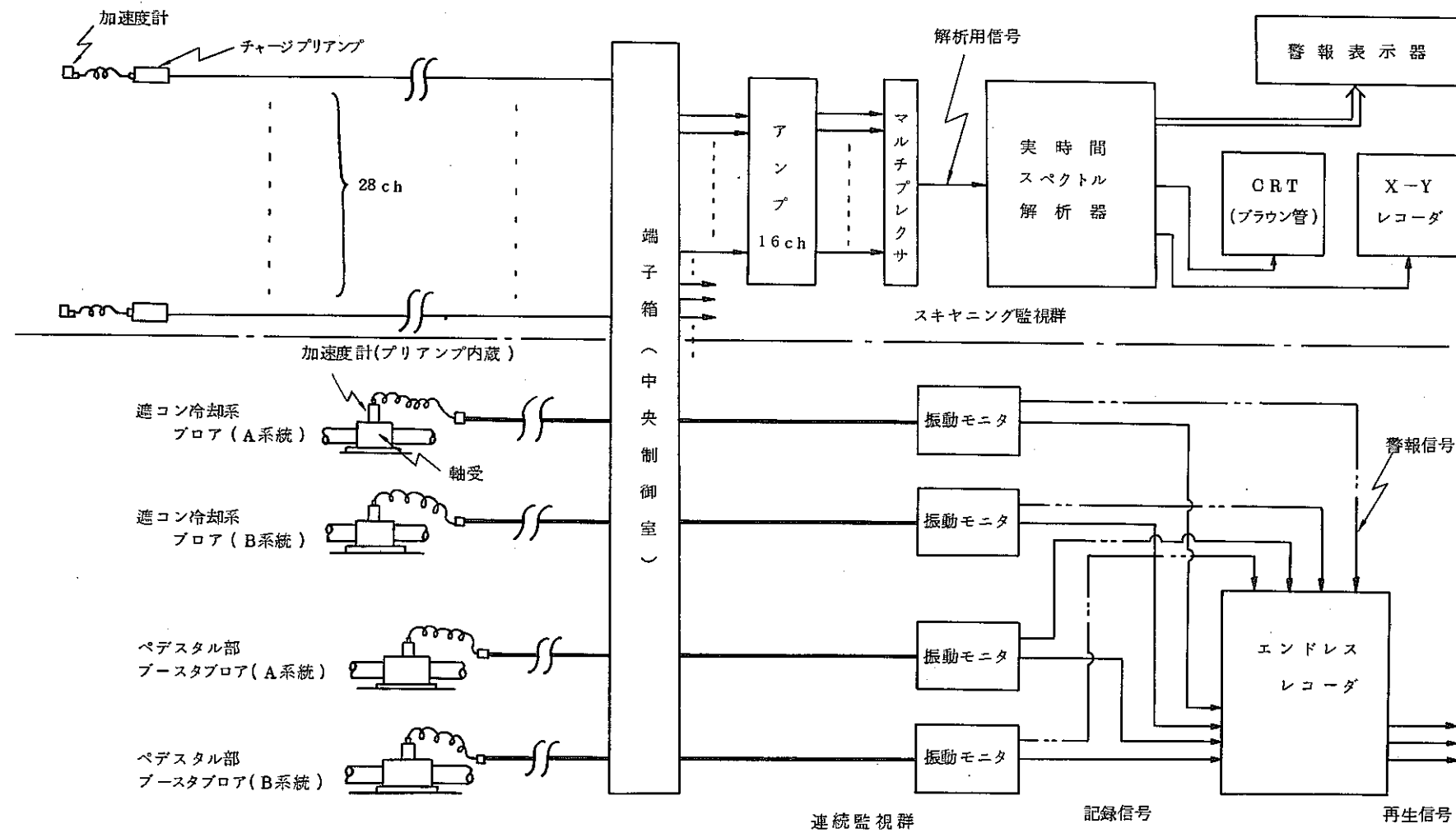
付表 2.1 「常陽」音響法機器異常監視対象機器

機 器 名 称	検出器種類	機 器 名 称	検出器種類
コンクリート遮蔽体 冷却器ブロワ	加速度計 3ヶ	制御棒駆動機構	加速度計 6ヶ
”	マイクロフォン	主冷却器ダクト 1 A	加 速 度 計
ベデスタル部 ブースタブロワ	加速度計 2ヶ	” 2 A	”
オーバーフロー系 EMP	加 速 度 計	” 1 B	”
1 次 純 化 系 EMP	”	” 2 B	”
1 次 主 循 環 ポンプ A	加速度計 2ヶ	主冷却器ブロワ A	マイクロフォン
” B	”	” B	”
主 逆 止 弁 A	加 速 度 計	2 次 主 循 環 ポンプ A	加 速 度 計
” ”	マイクロフォン	” B	”
主 逆 止 弁 B	加 速 度 計	補助冷却器ダクト	”
” ”	マイクロフォン	” ブロワ	マイクロフォン
主 1 H X A	加 速 度 計	2 次 純 化 系 EMP	加 速 度 計
” B	”	補 助 2 次 系 EMP	”
補 助 1 H X	”	1 次 主 循 環 ポンプ A	回 転 計
補 助 逆 止 弁	”	” B	”
”	マイクロフォン		
補 助 1 次 系 EMP	加 速 度 計		



- Ⓟ ..... 加速度計
- Ⓜ ..... マイクロフォン
- Ⓡ ..... 回転計

付図 2.1 音警法機器異常測定検出器取付け位置



付図 2.2 音響法機器異常測定装置の全体構成図