

JAERI-M  
84-172

多目的高温ガス実験炉設備設計の概要  
—システム総合設計に基づく—

1984年9月

多目的高温ガス実験炉設計室

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村 日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1984

---

編集兼発行	日本原子力研究所
印刷	日立高速印刷株式会社

多目的高温ガス実験炉設備設計の概要

—システム総合設計に基づく—

日本原子力研究所 動力炉開発・安全性研究管理部

多目的高温ガス実験炉設計室

(1984年8月25日受理)

多目的高温ガス実験炉の設計研究は、44年度に開始し、これまでに試設計、予備設計、概念設計、システム総合設計、詳細設計(I)および詳細設計(II)を終了している。今後は、詳細設計(II)をベースに、高温ガス炉の固有の安全特性を積極的に活用して、実験炉の機能および性能を維持しつつ建設費を低減し得る、実験炉の合理化システムの検討を行う。

ところで、最新の実験炉の設計である詳細設計(II)においては、57年6月に策定された「原子力開発利用長期計画」を受けて、実験炉の早期実現のために原子炉出口冷却材温度を950℃としている。

本書は、原子炉出口冷却材温度を1,000℃とした最後の多目的高温ガス実験炉の全体設計であるシステム総合設計(昭和55年3月終了)をベースに、詳細設計(I)(昭和56年3月終了)までの成果を取り入れて、「原子炉設置許可申請書 添付書類ハ」の形式にまとめたものである。ただし、“安全設計上の要求とその適合のための設計方針”(発電用軽水炉の場合の“発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針への適合”)に相当)は含まれていない。

Summary of the Experimental Multi-purpose  
Very High Temperature Gas Cooled Reactor Design  
— based on the comprehensive system design —  
VHTR Designing Laboratory  
Department of Power Reactor Projects, JAERI

(Received August 25, 1984)

In 1969 JAERI started the design study of the Experimental Multi-purpose Very High Temperature Gas Cooled Reactor (the Experimental VHTR), and trial design, preliminary design, conceptual design, comprehensive system design and the first & second stage of detailed design have been carried out. Hereafter JAERI is going to pursue the rationalized Experimental VHTR system which maintains the required functions and performance and has the potential for reducing the construction cost, utilizing extensively the inherent safety features of HTGRs.

In the current design, i.e. the second stage of detailed design, the reactor outlet coolant temperature is 950°C to aim earlier construction of the Experimental VHTR, according to the specification in "Long-term plan for the development and utilization of nuclear energy" revised by Japan Atomic Energy Commission in June 1982.

This report presents the results based mainly on the comprehensive system design (completed by 1980.3) which is the last overall system design of the Experimental VHTR aiming 1000°C reactor outlet coolant temperature and partially on the first stage (completed by 1981.3) of detailed design in the form of "an application of reactor construction permit, Appendix 8", excepting conformance with "Safety Design Requirements" which correspond to "Safety Design Criteria for Water Cooled Nuclear Power Plants issued by Japan Nuclear Safety Commission".

Keywords: VHTR, HTGR, Reactor Design, Safety Criteria, Coolant Temperature, Graphite Structure, Planning.

## 目 次

はじめに .....	1
1. 安全設計 .....	3
1.1 安全設計の方針 .....	3
1.1.1 基本の方針 .....	3
1.1.2 原子炉の固有の安全性 .....	3
1.1.3 原子炉施設の設計，製作における安全上の配慮 .....	4
1.1.4 核設計及び熱流力設計 .....	4
1.1.5 放射性物質放散の防止対策 .....	5
1.1.6 計測制御系統施設設計の基本方針 .....	5
1.1.7 工学的安全施設設計の基本方針 .....	5
1.1.8 火災に対する設計上の考慮 .....	6
1.1.9 電源喪失に対する設計上の考慮 .....	6
1.1.10 物理的分離 .....	6
1.1.11 強度設計の基本方針 .....	7
1.1.12 品質保証の基本計画 .....	7
1.2 耐震設計 .....	7
1.2.1 耐震設計の基本方針 .....	7
1.2.2 耐震設計上の重要度分類 .....	8
1.2.3 地震力の算定 .....	8
1.2.3.1 静的地震力 .....	8
1.2.3.2 動的地震力 .....	9
1.2.4 荷重の組合せと許容限界 .....	10
1.2.4.1 耐震設計上考慮する状態 .....	10
1.2.4.2 荷重の種類 .....	11
1.2.4.3 荷重の組合せ .....	11
1.2.4.4 許容限界 .....	12
1.2.5 主要施設の耐震構造 .....	13
1.2.5.1 原子炉格納施設及び原子炉建家 .....	13
1.2.5.2 原子炉補助建家 .....	13
1.2.5.3 原子炉容器 .....	13
1.2.5.4 制御棒駆動装置 .....	14
1.2.5.5 炉内構造物 .....	14
1.2.5.6 炉心構成要素 .....	14
1.2.5.7 1次冷却設備 .....	14
1.2.5.8 2次冷却設備 .....	14

1.2.5.9	補助冷却設備	14
1.2.5.10	その他	15
1.2.6	その他	15
1.2.6.1	地震検出器	15
1.2.6.2	耐震性の確認	15
2.	プラント配置	21
2.1	概要	21
2.2	設計方針	21
2.3	主要設備	21
2.4	全体配置	22
2.5	建物及び構造物	22
2.5.1	概要	22
2.5.2	原子炉格納施設	22
2.5.3	原子炉補助建屋	22
2.5.4	冷却塔	23
2.5.5	メンテナンス建家	23
2.5.6	照射済燃料材料試験建家	23
2.5.7	受変電設備	23
2.5.8	廃棄物処理貯蔵設備	23
2.5.9	給水処理設備	23
2.5.10	補助蒸気設備	23
2.5.11	港湾施設	23
2.5.12	取水施設	23
2.5.13	放水施設	23
2.5.14	排気筒	24
2.5.15	倉庫	24
2.5.16	管理棟	24
3.	原子炉及び炉心	25
3.1	概要	25
3.2	機械設計	26
3.2.1	燃料	26
3.2.1.1	概要	26
3.2.1.2	設計方針	26
3.2.1.3	解析方法	28
3.2.1.4	設計値	28
3.2.1.5	主要設備	28
3.2.1.6	設計評価	29
3.2.2	制御棒案内ブロック	31

3.2.2.1	概 要	31
3.2.2.2	設計方針	31
3.2.2.3	主要設備	31
3.2.2.4	設計評価	31
3.2.3	反 射 体	31
3.2.3.1	概 要	31
3.2.3.2	設計方針	31
3.2.3.3	主要設備	31
3.2.3.4	設計評価	32
3.2.4	炉内構造物	32
3.2.4.1	概 要	32
3.2.4.2	設計方針	32
3.2.4.3	主要設備の仕様	32
3.2.4.4	主要設備	32
3.2.4.5	評 価	33
3.2.5	反応度制御設備	34
3.2.5.1	概 要	34
3.2.5.2	設計方針	34
3.2.5.3	主要設備の仕様	35
3.2.5.4	主要設備	35
3.2.5.5	評 価	37
3.2.5.6	中性子源	37
3.3	核 設 計	38
3.3.1	概 要	38
3.3.2	設計方針	38
3.3.3	解析方法	39
3.3.4	核設計値及び炉心内の配置	39
3.3.5	核設計の内容	39
3.3.5.1	反応度制御	39
3.3.5.2	反応度係数	40
3.3.5.3	所要制御反応度	41
3.3.5.4	制御棒価値	41
3.3.5.5	出力分布	42
3.3.5.6	安 定 性	42
3.3.5.7	燃料装荷・取替と燃焼に伴う変化	43
3.4	熱流力設計	43
3.4.1	概 要	43
3.4.2	設計方針	44

3.4.3	解析方法	44
3.4.3.1	流量配分計画	44
3.4.3.2	燃料温度の解析方法	44
3.4.4	熱流力設計値	44
3.4.5	熱流力設計の内容	45
3.4.5.1	熱流力設計に用いる出力分布	45
3.4.5.2	冷却材流量配分	45
3.4.5.3	燃料最高温度	46
3.5	動特性	48
3.5.1	概要	48
3.5.2	設計方針	48
3.5.3	解析方針	49
3.5.4	過渡応答	49
3.5.5	評価	50
4.	1次冷却設備	60
4.1	概要	60
4.2	設計方針	60
4.3	主要設備の仕様	61
4.4	主要設備	61
4.4.1	原子炉圧力容器	61
4.4.2	スタンドパイプクロージャー	62
4.4.3	1次冷却系循環機	62
4.4.4	中間熱交換器	62
4.4.5	1次冷却系主配管	63
4.4.6	弁類	63
4.4.7	支持構造物	64
4.5	試験検査	64
4.5.1	原子炉圧力容器	64
4.5.2	1次冷却系循環機	65
4.5.3	中間熱交換器	65
4.5.4	1次冷却系主配管	65
5.	2次冷却設備	72
5.1	概要	72
5.2	設計方針	72
5.3	主要設備の仕様	73
5.4	主要設備	73
5.4.1	2次冷却系循環機	73
5.4.2	配管	73



5.4.3	蒸気発生器	73
5.4.4	隔離弁	74
5.4.5	支持構造物	74
5.4.6	弁類	74
5.5	試験検査	74
6.	工学的安全施設	80
6.1	概要	80
6.2	非常用原子炉冷却設備	81
6.2.1	後備冷却設備	81
6.2.1.1	概要	81
6.2.1.2	設計方針	81
6.2.1.3	主要設備の仕様	81
6.2.1.4	主要設備	81
6.2.1.5	評価	82
6.2.1.6	試験検査	82
6.2.2	補助冷却設備	82
6.2.2.1	概要	82
6.2.2.2	設計方針	83
6.2.2.3	主要設備の仕様	83
6.2.2.4	主要設備	83
6.2.2.5	評価	83
6.2.2.6	試験検査	83
6.3	黒鉛酸化防止設備	84
6.3.1	概要	84
6.3.2	設計方針	84
6.3.3	主要設備の仕様	84
6.3.4	主要設備	84
6.3.4.1	窒素ガス供給系	84
6.3.4.2	管理排出系	84
6.3.5	評価	85
6.3.6	試験検査	85
6.4	原子炉格納施設	85
6.4.1	概要	85
6.4.2	設計方針	85
6.4.3	主要設備の仕様	86
6.4.4	主要設備	86
6.4.4.1	原子炉格納容器	86
6.4.4.2	原子炉しゃへい建家	87

6.4.4.3	原子炉格納容器付属設備 .....	87
6.4.5	評 価 .....	88
6.4.6	試験検査 .....	88
6.4.6.1	原子炉格納容器漏洩試験.....	88
6.4.6.2	原子炉格納容器貫通部漏洩試験.....	88
6.4.6.3	原子炉格納容器隔離弁試験.....	88
6.5	アニュラス循環排気設備 .....	88
6.5.1	概 要 .....	88
6.5.2	設計方針 .....	89
6.5.3	主要設備の仕様 .....	89
6.5.4	主要設備 .....	89
6.5.4.1	アニュラス循環排気ファン .....	89
6.5.4.2	アニュラス循環排気用フィルタユニット .....	89
6.5.5	評 価 .....	89
6.5.6	試験検査 .....	89
6.6	格納容器内空気再循環浄化設備 .....	89
6.6.1	概 要 .....	89
6.6.2	設計方針 .....	90
6.6.3	主要設備の仕様 .....	90
6.6.4	主要設備 .....	90
6.6.4.1	空気再循環浄化ファン .....	90
6.6.4.2	空気再循環浄化フィルタユニット .....	90
6.6.5	評 価 .....	90
6.6.6	試験検査 .....	90
6.7	1次ヘリウムダンプ設備 .....	90
6.7.1	概 要 .....	90
6.7.2	設計方針 .....	90
6.7.3	主要設備の仕様 .....	90
6.7.4	主要設備 .....	91
6.7.5	評 価 .....	91
6.7.6	試験検査 .....	91
7.	原子炉補助施設 .....	100
7.1	概 要 .....	100
7.2	残留熱除去設備 .....	100
7.2.1	概 要 .....	100
7.2.2	設計方針 .....	100
7.2.3	主要設備の仕様 .....	100
7.2.4	主要設備 .....	100

7.3	1次ヘリウム純化設備	101
7.3.1	概要	101
7.3.2	設計方針	101
7.3.3	主要設備の仕様	101
7.3.4	主要設備	101
7.4	1次ヘリウム貯蔵・供給及び圧力調整設備	102
7.4.1	概要	102
7.4.2	設計方針	102
7.4.3	主要設備の仕様	102
7.4.4	主要設備	102
7.5	2次ヘリウム純化設備	103
7.5.1	概要	103
7.5.2	設計方針	103
7.5.3	主要設備の仕様	103
7.5.4	主要設備	103
7.6	2次ヘリウム貯蔵・供給及び圧力調整設備	104
7.6.1	概要	104
7.6.2	設計方針	104
7.6.3	主要設備の仕様	104
7.6.4	主要設備	104
7.7	原子炉補機冷却水系	105
7.7.1	概要	105
7.7.2	設計方針	105
7.7.3	主要設備	105
7.7.4	試験検査	105
7.8	燃料取扱及び貯蔵設備	105
7.8.1	概要	105
7.8.2	機能と設計方針	105
7.8.3	主要設備	107
7.9	試料採取設備	109
7.9.1	概要	109
7.9.2	設計方針	110
7.9.3	主要設備	110
7.10	炉体補助設備	111
7.10.1	概要	111
7.10.2	設計方針	111
7.10.3	主要設備	111

8. 計測制御系統施設 .....	119
8.1 概 要 .....	119
8.2 原子炉計装 .....	119
8.2.1 概 要 .....	119
8.2.2 中性子計装 .....	120
8.2.2.1 設計方針 .....	120
8.2.2.2 主要設備 .....	120
8.2.2.3 評 価 .....	122
8.2.3 原子炉容器内計装 .....	122
8.2.3.1 設計方針 .....	122
8.2.3.2 主要設備 .....	123
8.2.3.3 評 価 .....	123
8.2.4 制御棒位置指示計装 .....	123
8.2.4.1 設計方針 .....	123
8.2.4.2 主要設備 .....	123
8.2.4.3 評 価 .....	123
8.2.5 オリフィス開度位置指示計装 .....	123
8.2.5.1 設計方針 .....	123
8.2.5.2 主要設備 .....	123
8.2.5.3 評 価 .....	124
8.2.6 燃料破損検出装置 .....	124
8.2.6.1 設計方針 .....	124
8.2.6.2 主要設備 .....	124
8.2.6.3 評 価 .....	124
8.3 プロセス計装設備 .....	124
8.3.1 概 要 .....	124
8.3.2 設計方針 .....	124
8.3.3 主要設備 .....	125
8.3.3.1 安全保護系のプロセス計装 .....	125
8.3.3.2 安全保護系以外のプロセス計装 .....	126
8.3.4 評 価 .....	127
8.4 原子炉制御設備 .....	127
8.4.1 概 要 .....	127
8.4.2 設計方針 .....	128
8.4.3 主要設備 .....	129
8.4.3.1 原子炉出力制御系 .....	129
8.4.3.2 原子炉出口温度制御系 .....	129
8.4.3.3 原子炉入口温度制御系 .....	129

8.4.3.4	中間熱交換器 2 次出口温度制御系	129
8.4.3.5	1 次冷却材流量制御系	130
8.4.3.6	2 次冷却材流量制御系	130
8.4.3.7	1 次 / 2 次冷却系間差圧制御系	130
8.4.3.8	主蒸気圧力制御系	130
8.4.3.9	制御棒引抜き阻止及びセットバック	130
8.4.3.10	ロッドワースミニマイザ	131
8.4.3.11	炉心流量調節装置	131
8.4.4	評 価	131
8.5	原子炉保護設備	132
8.5.1	概 要	132
8.5.2	設計方針	132
8.5.3	主要設備	132
8.5.3.1	原子炉トリップしゃ断器	132
8.5.3.2	原子炉トリップ信号	133
8.5.3.3	原子炉トリップ時のインターロック	136
8.5.3.4	監視装置	136
8.5.4	評 価	136
8.6	工学的安全施設作動設備	137
8.6.1	概 要	137
8.6.2	設計方針	137
8.6.3	主要設備	137
8.6.3.1	作動信号	137
8.6.3.2	監視装置	140
8.6.4	評 価	140
8.7	制 御 室	141
8.7.1	概 要	141
8.7.2	中央制御室	141
8.7.2.1	設計方針	141
8.7.2.2	主要設備	141
8.7.2.3	評 価	142
8.7.3	中央制御室外原子炉停止装置	142
8.7.3.1	設計方針	142
8.7.3.2	主要設備	142
8.7.3.3	評 価	142
9.	電気施設	148
9.1	概 要	148
9.2	設計方針	148

9.3	主要設備	149
9.3.1	受電系	149
9.3.2	受変電設備	149
9.3.3	所内高圧系統	149
9.3.4	所内低圧系統	149
9.3.5	ディーゼル発電機	150
9.3.6	直流電源設備	151
9.3.7	計測制御用電源設備	151
9.3.8	制御棒駆動装置用電源設備	151
9.3.9	所内補機	151
9.3.10	照明設備	151
9.3.11	通信連絡設備	152
9.3.12	電線路	152
9.3.13	構内出入監視装置	152
9.4	事故時母線切替	152
9.5	非常用電源設備の試験及び検査	153
10.	水・蒸気設備	156
10.1	概要	156
10.2	設計方針	156
10.3	主要設備仕様	157
10.4	主要設備	157
11.	放射性廃棄物廃棄施設	161
11.1	概要	161
11.2	気体廃棄物処理設備	161
11.2.1	概要	161
11.2.2	設計方針	161
11.2.3	主要設備	162
11.3	液体廃棄物処理設備	162
11.3.1	概要	162
11.3.2	設計方針	163
11.3.3	主要設備	163
11.4	固体廃棄物処理設備	164
11.4.1	概要	164
11.4.2	設計方針	164
11.4.3	主要設備	164
12.	放射線管理施設	167
12.1	遮蔽設備	167
12.1.1	概要	167

12.1.2	設計方針	167
12.1.3	主要設備	167
12.1.4	評 価	168
12.2	放射線管理設備	169
12.2.1	概 要	169
12.2.2	設計方針	169
12.2.3	主要設備	169
13.	プラント補助施設	170
13.1	給水処理設備	170
13.1.1	概 要	170
13.1.2	主要設備	170
13.2	原子炉冷却水系	170
13.2.1	概 要	170
13.2.2	主要機器	170
13.3	一般冷却水系	171
13.3.1	概 要	171
13.3.2	主要機器	171
13.4	液体窒素供給設備	171
13.4.1	概 要	171
13.4.2	主要設備	171
13.5	換気空調設備	172
13.5.1	概 要	172
13.5.2	設計方針	172
13.5.3	主要設備	172
13.5.3.1	格納容器換気空調設備	172
13.5.3.2	原子炉補助建屋換気空調設備	174
13.5.3.3	中央制御室換気空調設備	175
13.6	補助蒸気設備	176
13.6.1	概 要	176
13.6.2	主要設備	176
13.7	圧縮空気設備	176
13.7.1	概 要	176
13.7.2	主要設備	176
13.8	消火設備	176
13.8.1	概 要	176
13.8.2	設計方針	177
13.8.3	主要設備	177

## CONTENTS

Introduction .....	1
1. Safety Design .....	3
1.1 Safety Design Principle .....	3
1.2 Seismic Design .....	7
2. Plant Arrangement .....	21
2.1 Outline .....	21
2.2 Design Principle .....	21
2.3 Main Systems .....	21
2.4 Whole System Arrangement .....	22
2.5 Building and Structures .....	22
3. Reactor and Core .....	25
3.1 Outline .....	25
3.2 Mechanical Design .....	26
3.3 Nuclear Design .....	38
3.4 Thermal and Fluid Design .....	43
3.5 Kinetics .....	48
4. Primary Cooling System .....	60
4.1 Outline .....	60
4.2 Design Principle .....	60
4.3 Specification of Main Component .....	61
4.4 Test and Inspection .....	61
5. Secondary Cooling System .....	72
5.1 Outline .....	72
5.2 Design Principle .....	72
5.3 Specification of Main Component .....	73
5.4 Main Component .....	73
5.5 Test and Inspection .....	74
6. Engineered Safety Features .....	80
6.1 Outline .....	80
6.2 Emergency Reactor Cooling System .....	81



6.3	Graphite Oxidation Prevention System .....	84
6.4	Containment .....	85
6.5	Annulus Air Recirculation and Ventilation System .....	88
6.6	Containment Air Recirculation and Purification System .....	89
6.7	Primary Helium Dump System .....	90
7.	Reactor Auxiliary Systems .....	100
7.1	Outline .....	100
7.2	Residual Heat Removal System .....	100
7.3	Primary Helium Purification System .....	101
7.4	Primary Helium Storage, Supply and Pressure Control System ....	102
7.5	Secondary Helium Purification System .....	103
7.6	Secondary Helium Storage, Supply and Pressure Control System ..	104
7.7	Utility Cooling Water System .....	105
7.8	Fuel Handling and Storage Facility .....	105
7.9	Sampling System .....	109
7.10	Reactor Auxiliary Facility .....	111
8.	Instrumentation and Control System .....	119
8.1	Outline .....	119
8.2	Reactor Instrumentation System .....	119
8.3	Process Instrumentation System .....	124
8.4	Reactor Control System .....	127
8.5	Reactor Protection System .....	132
8.6	Engineered Safety Features Start-up System .....	137
8.7	Control Room .....	141
9.	Electric System .....	148
9.1	Outline .....	148
9.2	Design Principle .....	148
9.3	Main Component .....	149
9.4	Change of Bus at Emergency Events .....	152
9.5	Test and Inspection of Emergency Electric Power Supply Unit ...	153
10.	Water-Steam System .....	156
10.1	Outline .....	156
10.2	Design Principle .....	156
10.3	Specification of Main Component .....	157
10.4	Main Component .....	157

11. Radioactive Waste Disposal System .....	161
11.1 Outline .....	161
11.2 Gaseous Waste Disposal System .....	161
11.3 Liquid Waste Disposal System .....	162
11.4 Solid Waste Disposal System .....	164
12. Radioactive Management .....	167
12.1 Shielding .....	167
12.2 Radioaction Management Facility .....	169
13. Plant Auxiliary Systems .....	170
13.1 Feed Water Treatment System .....	170
13.2 Reactor Cooling Water System .....	170
13.3 General Cooling Water System .....	171
13.4 Liquid Nitrogen Supply System .....	171
13.5 Air Conditioning System .....	172
13.6 Auxiliary Boiler .....	176
13.7 Compressed Air Supply System .....	176
13.8 Fire Extinguishment Facility .....	176

## はじめに

多目的高温ガス実験炉の設計研究は、44年度に開始し、これまでに試設計、予備設計、概念設計、システム総合設計、詳細設計(I)および詳細設計(II)を行っている。今後は、詳細設計(II)をベースに、高温ガス炉の固有の安全特性を積極的に活用して、実験炉の機能および性能を維持しつつ建設費を低減し得る、実験炉の合理化システムの検討を開始するところである。

ところで、最新の実験炉の設計である詳細設計(II)においては、57年6月に策定された「原子力開発利用長期計画」を受けて、実験炉の早期実現のために原子炉出口冷却材温度を950℃としている。

本書は、原子炉出口冷却材温度を1,000℃とした最後の多目的高温ガス実験炉の全体設計であるシステム総合設計(昭和55年3月終了)をベースに、詳細設計(I)(昭和56年3月終了)までの成果を取り入れて、「原子炉設置許可申請書 添付書類ハ」の形式にまとめたものである。ただし、“安全設計上の要求とその適合のための設計方針”(発電用軽水炉の場合の“発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針への適合”に相当)は含まれていない。

本書は以下の分野別担当者が執筆した。

- A 燃料, 炉心関係(主に第1, 3章)  
宮本喜晟, 平野光将, 佐藤貞夫, 茂木春義, 鈴木邦彦, 高野 誠
- B 炉体構造関係(主に第1, 3, 4, 7章)  
宮本喜晟, 元木保男
- C 冷却系関係(主に第1, 2, 4, 5, 7, 9, 10, 13章)  
武藤 康, 馬場 治, 田所啓弘, 羽田一彦, 西口磯春, 谷田部広志, 藤田茂樹
- D 運転制御, 計装関係(主に第1, 8章)  
三竹 晋, 馬場 治, 鈴木勝男, 茂木春義, 元木保男, 高野 誠, 岡田高志<sup>\*2</sup>
- E 工学的安全施設関係(主に第1, 6章)  
三竹 晋, 鈴木勝男, 大野哲男<sup>\*3</sup>, 小林治樹<sup>\*4</sup>
- F 放射線管理, 廃棄物処理関係(主に1, 11, 12章)  
三竹 晋, 馬場 治, 鈴木勝男

また、用語の統一、文章表現、あるいは「原子炉設置許可申請書 添付書類ハ」相当としての記述レベルの調整なども含めて、全体調整は下記の8名から成る調整ワーキング・グループが行った。

調整ワーキング・グループ メンバー

平野光将, 竹口省三, 馬場 治, 鈴木勝男, 茂木春義, 元木保男, 高野 誠, 安野武彦<sup>\*5</sup>

なお、システム総合設計および詳細設計(I)は、原研との契約にもとづく電士電機製造株式会社、三菱重工業株式会社、株式会社日立製作所および日本原子力事業株式会社の協力を得て実施された。

- 
- \* 1 出向職員(現在 バブコック日立株式会社)
  - \* 2 出向職員(現在 横河北辰電機株式会社)
  - \* 3 出向職員(現在 三菱原子力工業株式会社)
  - \* 4 現在 東京工業大学
  - \* 5 現 動力炉開発・安全性研究管理部次長

# 1. 安全設計

## 1.1 安全設計の方針

### 1.1.1 基本の方針

原子炉施設は、以下の基本方針のもとに安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）等の関連法令の要求を満足するとともに、原子力委員会が定めた「原子炉立地審査指針」に適合する構造とする。

また、原子力安全委員会が用いている以下の指針についても参考とする。

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」

「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」

(1) 通常運転時、実験炉施設周辺の一般公衆及び実験炉施設の従業員に対し「原子炉等規制法」に定められている許容基準を超える放射線被曝を与えないようにする。

さらに、国際放射線防護委員会の勧告の精神を尊重し、実験炉施設から放出される放射性廃棄物による実験炉施設周辺の一般公衆に対する被曝線量を実用可能な限り低くするように設計を行う。

(2) 原子炉施設は、燃料から放出される放射性核分裂生成物が実験炉施設周辺に放散されるのを防ぐ防壁を何重にも設け、万一事故が起った場合にも実験炉施設周辺の一般公衆の安全を確保する。

(3) 原子炉施設は、設計、製作、建設、試験検査を通じて信頼性の高いものとし、運転員の誤操作による異常状態に対しては、警報により運転員が措置しうるようにするとともに、もしこれらの修正動作がとられない場合にも、原子炉の固有の安全性並びに安全保護系の動作により、過渡変化が安全に終止するように設計する。

(4) 原子炉施設は、実験炉施設の敷地で予想される台風、高潮、津波、地震等の自然現象によっても安全性が損われることのない構造及び配置とする。

### 1.1.2 原子炉の固有の安全性

本原子炉は、低濃縮ウランを燃料とし、黒鉛を減速材及び炉心構造材としており、次の特性を有する。

(1) 燃料の低濃縮ウランは、ドップラ効果による大きな負の反応度係数を持ち、また中性子寿命が比較的長い。

(2) 減速材及び炉心構造物が高温に強い黒鉛であり、発熱密度に比して大きい熱容量を有している。これら実験炉固有の安全性により、反応度事故は苛酷な事故とはならない。

### 1.1.3 原子炉施設の設計、製作における安全上の配慮

原子炉の安全及び運転の信頼性を確保するために、その設計及び製作においては十分な余裕を見込み、製作の過程においては材質を吟味し、きわめて厳重な検査を行うとともに、設置時並びに運転開始後も主要機器については、必要に応じて試験、検査を行い、その性能を立証できるようにする。

### 1.1.4 核設計及び熱流力設計

#### (1) 核設計の基本方針

炉心は、高さ対等価直径比約 0.67 の円柱形で、462 体の燃料体及び 49 体の制御棒案内ブロックで構成する。炉心は、異なった濃縮度の燃料を装荷する多領域燃料装荷法を採用する。

炉心の反応度制御は制御棒及び後備停止系によって行う。これらの制御方式に加えて、必要に応じて可燃性毒物を使用して余剰反応度を抑制する。可燃性毒物は、良好な出力分布が得られるよう炉心内に配置する。

制御棒による原子炉停止系は、高温状態及び低温状態において、最大反応度効果を持つ 1 本の制御棒が全引抜き位置に固着して挿入できない場合でも、炉心を未臨界にでき、かつ未臨界を維持できるように設計する。更に、後備停止系は、高温状態及び低温状態において、いずれか一系統が作動不能であったとしても、炉心を未臨界にでき、かつ未臨界を維持できるように設計する。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における、制御棒の最大添加反応度及び反応度添加率は、被覆燃料粒子<sup>\*</sup>、燃料コンパクト、及び黒鉛スリーブの破損を生じないように制限する。

また、想定される反応度事故における制御棒の最大添加反応度及び反応度添加率は、被覆燃料粒子及び燃料コンパクトの著しい破損を生じないように、かつその他の炉心構成物、原子炉冷却材圧力バウンダリ、炉心支持構造物及び圧力容器内部構造物の破損を生じないように制限する。

炉心は、炉心全体として出力係数が負になるよう設計する。更に、出力空間分布振動については、水平方向及び軸方向とも安定であるように設計する。

#### (2) 熱流力設計の基本方針

通常運転時、及び運転時の異常な過渡変化時には、安全保護系の動作により、被覆燃料粒子の破損割合を許容値以下に制限するよう下記の 3 方針に基づいた設計を行う。

##### (i) 燃料最高温度

燃料最高温度は適切な余裕をもって被覆層破損が生じないように制限する。

##### (ii) 核移動距離

核移動距離については、適切な基準を設け、燃焼末期においてもその基準値以下であるように設計する。

##### (iii) 被覆層の応力

被覆層の応力については、適切な基準を設け、燃焼末期においてもその基準値以下であるよう設計する。

\* 変更する予定である。

### 1.1.5 放射性物質放散の防止対策

(1) 燃料内で生成した核分裂生成物の放散は、二酸化ウラン燃料核、燃料粒子の被覆層、燃料要素の黒鉛構造物、1次冷却材設備、及び格納施設の多重障壁によって防止する。

(2) 1次冷却材設備には1次ヘリウム純化系を設け、放射性物質の濃度を低減する。

(3) 2次冷却系圧力を1次冷却系のそれよりも高く維持し、1次冷却材中放射能の2次冷却材中へ移行するのを最小化する。

(4) 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性廃棄物は、廃棄物処理施設を設け、適切な処理及び管理を行うことにより、周辺環境に対する放射性物質の濃度及び量を低減する。

(5) 原子炉格納施設及び使用済燃料取扱い設備、放射性廃棄物処理施設を収容する区域には換気系に浄化設備を設け適切な処理を行うとともに、高所より放出する。なお、格納容器内空気の主な汚染源となる1次冷却材の漏洩を最小限にするため、漏洩発生源となる機器は合理的に達成できる限り低漏洩構造とする。

### 1.1.6 計測制御系統施設設計の基本方針

(1) 運転及び制御保護動作に必要な中性子束、温度、圧力等を測定する原子炉計装及びプロセス計装を設けるとともに、通常運転時に起こり得る運転条件の変化及び外乱に対して自動的に原子炉を制御する原子炉制御設備を設ける。

(2) 通常運転時に異常、故障が発生した場合は、これを早期に検知し所要の対策が講じられるよう中性子束、温度、圧力、放射能等を常時自動的に監視警報する装置を設ける。

また、誤動作・誤操作による異常、故障の拡大を防止し事故への発展を確実に防止するようインターロックを設ける。

(3) 炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損われることのないよう、異常状態へ接近するのを検知し、原子炉トリップを行うため原子炉保護設備を設ける。原子炉保護設備は、必要な場合に確実に作動するように多重性及び独立性を備え、単一故障によってその機能を喪失しない設計とするとともに、駆動源が喪失した場合には、安全側に動作するなどの「フェイル・セーフ設計」とする。また、その機能が喪失していないことを運転中に確認できるような設計とする。

(4) 事故時に大量の放射性物質の放出を防止もしくは抑制して実験炉施設周辺の一般公衆の安全を確保するため、工学的安全施設を作動させる工学的安全施設作動設備を設ける。工学的安全施設作動設備は、原子炉保護設備と同様に高い信頼性が得られるように設計する。

(5) 事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視できるように設計する。

### 1.1.7 工学的安全施設設計の基本方針

原子炉施設の事故時に、燃料の大破損や核分裂生成物の放散を防止もしくは抑制を行い、実験炉施設周辺の一般公衆の安全を確保するため非常用原子炉冷却設備、1次ヘリウムダンプ系、黒鉛酸化防止設備、原子炉格納容器及び原子炉格納容器内空気再循環浄化設備、アニュラス循環排気設備からなる工学的安全施設を設け、次の方針に基づいて設計する。

(1) 工学的安全施設は作動が必要となった時に、設計どりの機能を発揮できるように信頼性の高い設計とし、想定される単一故障に対しても対処できるように十分な多重性を備える。

(2) 工学的安全施設が実験炉施設の寿命を通じ、必要なときにその機能を発揮できることを確認するため、施設の設置時及び運転を開始してから後も、原子炉運転中あるいは停止時に、その機能確認の試験、検査が行えるようにする。

(3) 工学的安全施設には、必要なときに機能が発揮できるように電源やその他の駆動源を常に確保する。

#### 1.1.8 火災に対する設計上の考慮

火災発生により原子炉施設の安全性が損われることを防止するために、次の原則を適切に組合せた火災対策設計を行う。

(1) 火災の発生を防止するため、原子炉施設を構成する系統及び機器は可能な限り不燃性、難燃性材料を用いる設計とする。また、落雷を防護した設計とする。

(2) 早期に火災を感知して早期消火を行うため、適切な火災感知器、消火設備、消火器具を設置する。また、消火設備は、誤動作等により安全上重要な系統及び機器の安全機能を失わないよう設計する。

(3) 安全上重要な系統及び機器を設置する区域は、隣接区域の火災による影響を軽減する対策を講じる設計とする。

#### 1.1.9 電源喪失に対する設計上の考慮

電源設備は高度の信頼性を有するものを複数設け、それらが同時に機能を失うことのない設計とする。

また、原子炉施設は短時間の全動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却を確保できる設計とする。

上記の方針を達成するため、下記の設備対策を行う。

(1) 原子炉施設を受電系統に強固に連けいされた外部電源系と非常用所内電源系を設ける。

外部電源系は特別高圧送電線 2 回線を設けるとともに、さらに非常用所内電源系として、信頼性の高いディーゼル発電設備 2 系統を設け、定期的なディーゼル発電機の起動試験を行って、その信頼性を確認する。

以上のようにすることにより、短時間といえども全動力電源が喪失することがないように設計する。

(2) 安全保護系は蓄電池 2 組を電源とするとともに、原子炉停止系の制御棒は電源喪失に対してフェイルセーフとすることにより、外部電源喪失時にも確実に原子炉を停止できるようにする。

#### 1.1.10 物理的分離

工学的安全施設、安全保護系等の安全上重要な系統で、多重性、独立性のある系統は、必要に応じて各系統それぞれ互いに機器、配管、ケーブル等を十分な距離をとって分離配置するか、



または障壁を設ける等によって万一、一方の系統が火災や機器、配管等の破損等により運転不能になっても他の系統にその影響が波及して、その安全機能が喪失しないように設計する。

#### 1.1.11 強度設計の基本方針

実験炉施設の建物、構築物、機器、配管及びそれらの支持構造物は、自重、内圧、外圧、熱荷重、地震荷重等の条件に対し、十分な強度を有し、かつ、その機能を維持できるように設計する。

また、荷重の組合せと許容応力については、「建築基準法」、「日本建築学会各種構造設計及び計算基準」、「多目的高温ガス実験炉高温構造設計指針」、「多目的高温ガス実験炉耐震設計指針」、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める通商産業省令」等に従うものとする。

#### 1.1.12 品質保証の基本計画

実験炉施設の安全性、信頼性、及び点検保守上の要求を満足するため、設計、製作、据付等の各段階において、適切な品質保証活動を実施する。

- (1) 品質保証活動に参画する組織、業務分担、責任を明確にし確実に遂行する。
- (2) 製作段階における品質保証活動が正しく遂行されることを確認するため、製作者におけるこれら担当部門の体制、能力を事前に確認するとともに、実施状況についても、原則として当所技術者の立会検査により確認する。
- (3) 製作者が外注する場合についても、上記と同様の確認を行うものとし、外注者については当所の承認のもとに決定する。
- (4) 仕様決定、設計、製作、据付、試験、検査の各段階では、これらに適用される法令、基準、規格の要求及びプラントの機能、安全に係る基本的設計条件を満足することを資料検討、立会検査等により確認の上承認する。
- (5) 立会検査、承認を必要とする項目については、製作者と事前に協議決定し、確実に実施されることを確認する。
- (6) 文書、図面、仕様書、資料、品質管理記録等についてはそれらの提出管理方法を明確にし、確実に保管する。

## 1.2 耐震設計

### 1.2.1 耐震設計の基本方針

実験炉が大地震に遭遇したとき、このプラントに作用する地震力によって、破壊が起り、公衆及び従業員の放射線障害を及ぼさないようにするために、以下の耐震設計基準に従って設計を行う。

- (1) 安全機能を満たすために、機器の重要度に対応した耐震クラス分類を行い、それぞれのクラスに対応する耐震設計を行う。
- (2) プラント状態と自然現象との組合せによる設計状態を設定し、それぞれの状態に対応す

る系統機器の健全性及び安全性が確保されるように耐震設計を行う。

(3) 各耐震クラスの系統機器の設計は、それぞれの耐震クラス分類に対応した構造設計基準を適用して耐震設計を行う。

(4) 適用される国内法令，告示，規制，基準及び慣用基準を満足及び尊重して耐震設計を行う。

(5) 原子炉建家などの主要構築物は剛強な基礎を設け，良質な地盤に支持させ，上部構造は原則として剛構造にして耐震性を高める。

(6) 機器配管類はつぎの原則に従って設計する。

(i) 機器，配管類は建物と一体となるよう剛に設計することを原則とする。

(ii) 高温の機器，配管類は，熱変形をできる限り拘束せず，取付位置の地震振動による共振状態をできるだけ避けるような支持構造を適所に設け，地震時の剛性を高めるように考慮する。更に支持構造物から不測の強制変形入力加わらないようにする。

各建物間にわたる配管は地震時の建物間相対変位に対して，その機能が保持されるように設計する。

### 1.2.2 耐震設計上の重要度分類

原子炉施設の耐震設計上の施設別重要度を，地震被害によって発生する可能性のある放射線による環境への影響の度合から，次のように分類する。

Aクラス……自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している施設に直接関係しており，その機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの，及びこれらの事態を防止するために必要なもの並びにこれら事故発生の際に，外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって，その影響，効果の大きいもの。

更に，Aクラスの施設のうち特に重要な施設は，原定してAsクラスの施設と呼称する。

Bクラス……上記において，影響，効果が比較的小さいもの。

Cクラス……Aクラス，Bクラス以外であって，一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの。

上記に基づくクラス別施設を第1.3.1表に示す。

### 1.2.3 地震力の算定

設計用地震力は，以下の方法で算定される静的地震力及び動的地震力のうちいずれか大きい方とする。

#### 1.2.3.1 静的地震力

静的地震力は，Aクラス，Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし，それぞれクラスに応じて以下の震度に基づき算定する。

## (1) 建物・構築物の震度

Aクラス	水平震度	3.0 $C_H$
	鉛直震度	1.5 $C_V$
Bクラス	水平震度	1.5 $C_H$
Cクラス	水平震度	1.0 $C_H$

ここに、 $C_H$  は建築基準法に基づき基準震度を0.2とし、高さ方向の割増しを行い、地盤、構築物の種別による係数を乗じた値とする。

また、 $C_V$  は高さ方向については一定とし、基準震度0.2に上記地盤、構築物の種別による係数を乗じた値とする。鉛直震度と水平震度は同時に不利な組合せで作用するものとする。

## (2) 機器・配管の震度

各クラスとも水平震度、鉛直震度共に上記(1)の20%増しとする。鉛直震度と水平震度は同時に不利な組合せで作用するものとする。

## 1.2.3.2 動的地震力

動的地震力は、Aクラスの施設に適用することとし、設計用基準地震動 $S_1$ から定める入力地震動を入力として、動的解析により算定する。

更に、 $A_S$ クラスの施設については、設計基準地震動 $S_2$ から定める入力地震動を入力として動的解析により算定される動的地震力も適用する。

なお、Bクラスの機器・配管のうち支持構造物の振動と共振のおそれのあるものについては、上記Aクラスの施設に適用する設計用基準地震動 $S_1$ から定める入力地震動の振幅を2分の1にしたものを入力として動的解析により算定される動的地震力を適用する。

## (1) 入力地震動

原子炉格納施設設置周辺には、敷地内のボーリング調査、岩石試験等の地盤調査結果から、約0.9 km/sの横波速度をもつ良質の地盤が十分な広がり、深さをもって存在していることが確認されている。

従って、原子炉格納施設とそれを支持する地盤を考慮した解析モデルに対する水平方向の地震動は、設計用基準地震動をその施設の設置レベルに入力するものとする。

## (2) 動的解析法

## (i) 建物・構築物

動的解析は、スペクトル・モーダル解析法又は時刻歴応答解析法を用いて求めるものとする。

建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系に置換した解析モデルを設定する。

動的解析には、地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばね定数は、基礎版の平面形状、地盤の剛性等を考慮して定める。設計用地盤定数は、原則として弾性波試験によるものを用いる。

設計用基準地震動 $S_1$ に対しては弾性応答解析を行う。

地盤-建物・構築物連成系の減衰定数は、振動エネルギーの地下逸散及び地震応答における各部の歪レベルを考慮して定める。

設計用基準地震動  $S_2$  に対する応答解析において、主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、その超える程度を安全上支障のない程度に制限し、適切な減衰量と剛性を考慮した線形応答解析を行う。また、必要により、実験等の結果に基づき、該当する建物部分の構造特性に応じて、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。

また、耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための地震応答解析において、施設を支持する建物・構築物等の主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、その超える程度を安全上支障のない程度に制限し適切な減衰量と剛性を考慮した線形応答解析を行う。また、必要によりその弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。

#### (ii) 機器・配管

機器についてはその形状を考慮して、多質点系梁モデルに置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトル・モーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。

配管系については、熱的条件及び構造を考慮して分類し、それぞれ適切なモデルを作成し、設計用床応答曲線を用いたスペクトル・モーダル解析により応答を求める。

動的解析に用いる減衰定数は、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。

#### (3) 鉛直方向の地震力

Aクラスの施設に対する鉛直方向の地震力は静的震度に基づいて算定する。

### 1.2.4 荷重の組合せと許容限界

#### 1.2.4.1 耐震設計上考慮する状態

地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。

##### (1) 建物・構築物

###### (i) 運転時の状態

原子炉施設が運転状態にあり、通常自然条件下におかれている状態。

ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。

###### (ii) 設計用自然条件

設計上基本的に考慮しなければならない自然条件。

##### (2) 機器・配管

###### (i) 通常運転時の状態

実験炉の起動、停止、出力運転、高温待機及び燃料取替等が計画的、又は頻繁に行われた場合、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態。

###### (ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態

原子炉の運転状態において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作、又は運転員の単一誤操作によって外乱が加えられた状態及びこれらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転状態が計画されてない状態。

## (iii) 事故時の状態

運転時の異常な過渡変化時の状態を超える異常状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定される事故事象が発生した状態。

## 1.2.4.2 荷重の種類

## (1) 建物・構築物

(i) 原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重，すなわち固定荷重，積載荷重，土圧，水圧，並びに通常の気象条件による荷重。

(ii) 運転時の状態で施設に作用する荷重

## (iii) 地震力，風荷重

ただし，運転時，事故時の荷重には機器・配管から作用する荷重が含まれるものとし，地震力には，地震時土圧，機器・配管からの反力，スロッシング等による荷重が含まれるものとする。

## (2) 機器・配管

(i) 通常運転時の状態で施設に作用する荷重

(ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重

(iii) 事故時の状態で施設に作用する荷重

## (iv) 地震力

## 1.2.4.3 荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは以下による。

## (1) 建物・構築物

地震力と常時作用している荷重，運転時（通常運転時，運転時の異常な過渡変化時）に施設に作用する荷重とを組合せる。

なお，運転時の異常な過渡変化時の状態に施設に作用する荷重は，地震によって引き起こされるおそれのある事象について考慮するものとする。

## (2) 機器・配管

(i) 地震力と通常運転時の状態で作用する荷重とを組合せる。

(ii) 地震力と運転時の異常な過渡変化時の状態及び事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重とを組合せる。

(iii) 運転時の異常な過渡変化時の状態及び事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象によって作用する荷重で，その作用が長時間続く（1次冷却材喪失事故時の荷重がある）場合には，その荷重と設計用基準地震動 $S_1$ による地震力，又は静的震度による地震力とを組合せる。

なお，地震によって引き起こされるおそれがなく，かつその事象によって作用する荷重が短期間で終結する場合には地震力と組合せない。

## (3) 荷重の組合せ上の留意事項

(i) Aクラスの施設においては，水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向に作用するものとする。

ただし， $A_S$ クラスの建物・構築物において，設計用基準地震動 $A_S$ による水平地震力と

組合せる鉛直方向の地震力は静的震度に基づいて与えるものとし、水平地震力と合理的な組合せで作用するものとする。

(ii) 明らかに他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合にはその荷重の組合せ状態での評価は行わない場合がある。

(iii) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかになぜがあることが判明しているならば、必ずしもそれぞれの応力のピーク同志を重ねなくてもよいものとする。

#### 1.2.4.4 許容限界

各施設の地震力と他の荷重とを組合せた状態に対する許容限界は以下のとおりとする。

##### (1) 建物・構築物

###### (i) A<sub>S</sub>クラスの建物・構築物

(a) 設計用基準地震動 S<sub>1</sub>による地震力又は静的震度による地震力との組合せに対する許容限界

建築基準法に定める「短期応力に対する許容応力度」を許容限界とする。

(b) 設計用基準地震動 S<sub>2</sub>による地震力との組合せに対する許容限界

建物・構築物が構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕をもたせることとする。

なお、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形、又は歪が著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式及び模型実験結果等に基づき適切に定めるものとする。

###### (ii) Aクラス（A<sub>S</sub>クラスを除く。）の建物・構築物

建築基準法に定める「短期応力に対する許容応力度」を許容限界とする。

###### (iii) B, Cクラスの建物・構築物

建築基準法に定める「短期応力に対する許容応力度」を許容限界とする。

##### (2) 機器・配管

###### (i) A<sub>S</sub>クラスの機器・配管

(a) 運転時地震動による地震力との組合せに対する許容限界

多目的高温ガス実験炉高温構造設計指針の対象とする機器・配管に限り同指針による。

(b) 設計用基準地震動 S<sub>1</sub>による地震力又は静的震度による地震力との組合せに対する許容限界

降伏応力又はこれと同等な安全性を有する応力を許容限界とする。

なお、多目的高温ガス実験炉高温構造設計指針の対象とする機器・配管は、同指針による。

(c) 設計用基準地震動 S<sub>2</sub>による地震力との組合せに対する許容限界

構造物の相当部分が降伏し、塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じ、その施設の機能に影響をおよぼすことがない程度に応力を制限する。

なお、多目的高温ガス実験炉高温構造設計指針の対象とする機器・配管は、同指針による。

(ii) Aクラス (A<sub>S</sub>クラスを除く)の機器・配管

多目的高温ガス実験炉高温構造設計指針の対象とする機器・配管を除いては、降伏応力又はこれと同等の安全性を有する応力を許容限界とする。

## (iii) B, Cクラスの機器・配管

降伏応力又はこれと同等な安全性を有する応力を許容限界とする。

## (iv) 炉心構成要素 (燃料体, 制御棒案内ブロック, 可動反射体)

地震時に作用する荷重に対して、燃料体の1次冷却材流路を維持できること及び過大な変形や破損を生じることにより制御棒の挿入が阻害されることがないことを確認する。

## (v) 動的機器

地震中又は地震後に動作を要求される機器については、解析又は実験等により動作機能が阻害されないことを確認する。

## 1.2.5 主要施設の耐震構造

## 1.2.5.1 原子炉格納施設及び原子炉建家

原子炉格納施設及び原子炉建家は原子炉格納容器、内部コンクリート及び外部遮蔽建家で構成し、原子炉補助建家の一部を含めて共通の基礎とし、良質な地盤に支持させる。基礎と支持地盤、又は人工岩盤の接触面の応力を基礎のコンクリートの許容応力並びに支持地盤の許容支持力に比べて十分小さくなるようにする。

原子炉格納容器は内径約3.6m、全高約6.5mで、上部に半球ドームをもつ円筒形の鋼板シェル構造である。内部コンクリートは原子炉格納容器内部に設け、その主要部構造は剛な壁式鉄筋コンクリート造である。

また、外部遮蔽建家は内径約4.0m、全高約6.7mで上部に半球ドームをもつ円筒形の鉄筋コンクリート構造である。

## 1.2.5.2 原子炉補助建家

原子炉補助建家は、壁式及び架構式の鉄筋コンクリート造とし、一部は鋼構造である。原子炉補助建家はその平面形状、高さ、構造種別、振動特性等を考慮して適切に区画別けし、隣接する建物、構築物の間は間隙を設け、地震時に生じる建家相互の干渉を防ぐ。また、鉄筋コンクリート造の建物、構築物に対して耐震性を高めるために耐震壁の配置に十分な配慮を払う。

## 1.2.5.3 原子炉容器

原子炉容器は上部及び底部が半球形のたて置円筒形でそれ自体剛な構造である。

原子炉容器は外径約6m、高さ約1.6m、重量は圧力容器、内部構造物、燃料体を含めて約650トンである。

この容器は底部の鋼製スカートで支持し、スカートは格納容器建家にボルトで固定されている。

原子炉容器は、更に上部胴体部でスタビライザによって、建家に取付けられており、原子炉容器の熱膨張の吸収及び水平地震動に対して、原子炉容器の振れ止となる。

原子炉容器はスカートで下端固定、スタビライザで上部ピン支持となっているので、水平力に対してきわめて剛な構造である。

#### 1.2.5.4 制御棒駆動装置

制御棒駆動装置は、電動式駆動装置であり、原子炉容器上部ふたに取付けられた燃料交換用のスタンドパイプ内に設置されている。スタンドパイプは十分に剛に作られている。

#### 1.2.5.5 炉内構造物

炉心周辺には、黒鉛の固定反射体ブロックによって燃料体は一体化されている。固定反射体は鋼製のコアバレルによって拘束されており、コアバレルは原子炉压力容器底部から支持されるとともに、ラジアルキーを介して、原子炉压力容器胴体に支持されている。

#### 1.2.5.6 炉心構成要素

炉心構成要素は燃料体、制御棒案内ブロック等により構成されている。炉心構成要素は、ダウエルにより上下方向に位置決めされており、これらを積み上げて炉心を構成する。

耐震設計において、炉心部の燃料体については、ブロックのロッキングや衝突を考慮した非線形動的解析から求まる地震力と他の荷重との組合せに対してそれぞれ耐震性を確認する。

#### 1.2.5.7 1次冷却設備

1次冷却設備は1次冷却主配管、中間熱交換器、1次冷却材循環ポンプ等で構成される。

1次冷却主配管は熱膨張及び耐震性を考慮した二重管構造とする。冷温側である外管を格納建家構造物で支持する。内管は外管にラジアル方向にスペーサを介して支持される。

中間熱交換器は中間胴支持構造物により支持し、1次冷却主配管の熱膨張及び耐震性を考慮した設計とする。

1次冷却材循環機は横置型で、下部支持構造であり、1次冷却主配管の熱膨張及び耐震性を考慮した設計とする。

#### 1.2.5.8 2次冷却設備

2次冷却設備は、2次冷却主配管、蒸気発生器、2次冷却材循環ポンプ等で構成されている。

2次冷却主配管の配管構造は、中間熱交換器～蒸気発生器間を二重管構造とし、その他は単管構造とする。冷温側である外管を外部遮蔽建家構造物で支持する。内管は外管にラジアル方向にスペーサを介して支持される。

蒸気発生器は中間胴支持構造物により支持し、2次冷却主配管の熱膨張及び耐震性を考慮した設計とする。

2次冷却材循環機は横置型で、下部支持構造物であり、2次冷却主配管の熱膨張及び耐震性を考慮した設計とする。

#### 1.2.5.9 補助冷却設備

補助冷却設備は、補助冷却主配管、補助冷却器、補助冷却材循環ポンプ等で構成されている。

補助冷却主配管は熱膨張及び耐震性を考慮した二重管構造とする。冷温側である外管を外部遮蔽建家構造物で支持する。内管は外管にラジアル方向にスペーサを介して支持される。

補助冷却器は、中間胴支持構造物により支持し、補助冷却主配管の熱膨張及び耐震性を考慮した設計とする。

補助冷却材循環機は縦置型で、下部支持構造であり、補助冷却主配管の熱膨張及び耐震性を考慮した設計とする。



#### 1.2.5.10 その他

その他の機器，配管類については必要に応じてリジッドストップ，ハイドロリックスナバ，その他の装置を使用して熱膨張及び耐震性を考慮した設計とする。

#### 1.2.6 その他

##### 1.2.6.1 地震検出器

上記の耐震設計によって耐震性は確保されるが，原子炉保護設備の1つとして地震検出器を設け，ある程度以上の地震が起こった場合に原子炉を自動的に停止させる。

地震を記録する地震計は基盤の地震動をより忠実に記録するため基盤に近い建家の適切な場所に設置する。

##### 1.2.6.2 耐震性の確認

原子炉施設のうち安全上特に重要なものに対しては，必要に応じて振動試験，地震観測等により振動性状の測定等を行い，また，それらの測定結果に基づき解析等により施設の機能に支障のないことを確認するものとする。

第 1.3.1 表 クラスタ別施設

耐クラ 震ス	クラスタ別施設	施設名			当該施設を支持する 建物・構築物等 (注 1)	支持機能を 確認する 地震動等	考 備
		主 要 施 設	クラス	補 助 施 設			
A	(a) 原子炉冷却材パ ウダリを構成する機 器・配管	原子炉容器 原子炉冷却材圧力バ ウンダリに耐する容 器, 配管, ポンプ, 弁	A S	止め弁を閉とするに 必要な電気及び計装 設備	内部コンクリート 原子炉格納施設の基礎 当該施設の支持構造物	S <sub>1</sub> , S <sub>2</sub>	
	(b) 使用済燃料を貯蔵 するための施設	使用済燃料プール	A S		原子炉補助建家 当該施設の支持構造物	S <sub>1</sub> , S <sub>2</sub>	
	(c) 原子炉の緊急停止 のために急激に負の 反応度を付加するた めの施設及び原子炉 の停止状態を維持す るための施設	制御棒及び制御棒駆 動装置 (原子炉トリ ップ時の制御棒挿入 に関する部分)	A S	原子炉容器内構造物 のうち原子炉トリッ プ時の制御棒の挿入 機能に直接影響する もの, すなわち制御 棒案内管	炉心支持構造物 炉心上部機構 炉心下部構造物 原子炉容器 内部コンクリート 原子炉建家 当該施設の支持構造物	S <sub>1</sub> , S <sub>2</sub>	
	(d) 原子炉停止後炉心 から崩壊熱を除去す るための施設	補助冷却設備 1 次冷却系設備 (中間熱交換器及び 循環器) 原子炉 UGL 系	A S	原子炉容器内構造物 のうち原子炉冷却に 直接影響するもの, 非常用電源及び計装 設備, 原子炉補助機 冷却設備 (当該主要 施設に係わるもの)	原子炉建家 原子炉補助建家 当該施設の支持構造物	S <sub>1</sub> , S <sub>2</sub>	

耐震クラス	クラス別施設	施設		設名		支持機能を 確認する 地震動等	備考
		主要施設	クラス	補助施設	クラス		
A	(e) 原子炉冷却材圧力 バウンダリ破損事故 後、炉心から崩壊熱 を除去するため必要 な施設	後備冷却系	A	ホールドアップタンク 保有水タンク 非常用電源及び計装 設備	A	S <sub>1</sub>	
	(f) 原子炉冷却材圧力 バウンダリ破損事故 の際に圧力障壁とな り放射性物質の拡散 を直接防ぐための施 設	原子炉格納容器 原子炉格納容器パウ ンダリに属する機器 配管	A S	隔離弁を閉とすに 必要な電気及び計装 設備	A S	S <sub>1</sub> , S <sub>2</sub>	
	(g) 放射性物質の放出 を伴うような事故の 際にその外部放散を 抑制するための施設 で上記 f 以外の施設	外部遮蔽建家 アニュラス排気系 格納容器空気再循環 浄化系, 排気筒 中央制御室, 制御区域 バッテリー室換気系	A	非常用電源及び計装 設備	A	S <sub>1</sub>	
	(h) 原子炉冷却材圧力 バウンダリ破損事故 後炉心黒鉛構造物の 酸化を防止するため に必要な施設	黒鉛酸化防止設備	A S	窒素発器 液体窒素貯蔵タンク	A S	S <sub>1</sub> , S <sub>2</sub>	

耐クラ 震ス	クラス別施設	施設名			支持機能 を確認する 地震動等	備考
		主要施設	補助施設	クラス		
A	その他	炉内構造物 使用中ヘリウム貯蔵 供給設備(ダンプライン) 炉内核計装移動装置 (注3)			S <sub>1</sub>	
		(a) 原子炉冷却材圧力 バウンダリに直接接 続されていて、1次 冷却材を内蔵しうる 施設	リーク検出用配管 1次ヘリウム純化系 二重管内管 ダンプラインを除く 使用中ヘリウム貯蔵 供給設備燃料交換機	A		(注2)
B	(b) 放射性廃棄物を内 蔵している施設、た だし内蔵量が少ない かまたは貯蔵方式に よりその破損によっ て公衆に与える放射 線の影響が年間の周 辺監視区域外の許容 被曝線量に比べ十分 小さいものは除く。	気体廃棄物処理設備 液体廃棄物処理設備 固体廃棄物処理設備 (ただし、上記のう ちでCクラスに属す るものは除く) 燃料系区域(ただし、 Aクラスに属するも のは除く)			(注2)	
			原子炉建家 内部コンクリート 原子炉補助建家 当該施設の支持構造物	B		

耐クラ ス震	クラス別施設	施設			設 名		当該施設を支持する 建物・構築物等 (注1)	支持機能を 確認する 地震動等 (注2)	考 備
		主 要 施 設	クラス	補 助 施 設	クラス				
B	(c) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被曝を与える可能性のある施設	燃料交換器 燃料移送設備 新燃料貯蔵設備	B			原子炉補助建家 当該施設の支持構造物	(注2)		
		使用済燃料プール水 浄化冷却設備	B	原子炉補助冷却水設備 (当該主要施設に係わるもの)	B	原子炉補助建家	(注2)		
		原子炉補助建家の一部	B			原子炉補助建家	(注2)		
C	(e) 放射性物質の放出を伴なうような場合にその外部放散を抑制するための施設でAクラスに属さない施設	格納容器巡回クレ ン(注4) 原子炉補助建家のうち補助設備及び水蒸気系区域 原子炉圧力容器保温構造物				メンテナンス建家			

耐クラ 震	クラス別施設	施設名			当該施設を支持する 建物・構築物等 (注1)	支持機能を 確認する 地震動等	備 考
		主要施設	クラス	補助施設			
C		後備停止試験装置 新クワム貯蔵供給 設備 1次ヘリウム圧力調 整系蒸気発生器 2次ヘリウム系設備 (ただし、A, Bク ラス以外の設備に関 するもの) 一般UCL系 計測制御系(ただし、 A, Bクラス以外の もの) 受電・変電設備 気体廃棄物処理設備 のうち非放射性の一 般設備及び液体廃棄 物処理設備のうちの一 般設備格納容器系 用気調整系 原子炉補助建家換気 空調設備(ただし、 Aクラス以外のもの)	C			(注5)	

(注1) ここにいう建物・構築物とは、当該施設を支持するに必要な部分である。

(注2) Bクラスの施設に適用する静的震度

(注3) 燃料体についてはAクラスに準じて評価する。

(注4) S1地震時においてもその機能の保持を確認する。

(注5) Cクラスの施設に適用する静的震度

## 2. プラント配置

### 2.1 概 要

実験炉プラント敷地内の建屋及び構築物は、運転、保守の容易さ及び安全性の確保を十分考慮した配置とする。プラントは原子炉格納施設、原子炉補助建屋等の建屋及び屋外冷却塔、タンク等の機器から構成される。

### 2.2 設計方針

- (1) 原子炉施設の敷地内の配置は平常運転時に被曝線量が原子炉施設の設計との関連において、次を満たすように設計する。
  - i. 周辺監視区域境界で被曝線量が「原子炉等規制法」に定められている許容基準を下回るものとする。
  - ii. 施設周辺の公衆の被曝線量を「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」の考え方を尊重し、実用可能な限り低くするものとする。
- (2) 重大事故及び仮想事故時における敷地境界での被曝線量が「原子炉立地審査指針」のめやす線量を十分下回るよう敷地境界から隔離する。
- (3) 敷地の特性、自然条件を考慮し、安全性の確保、プラント機能が十分発揮できる配置とする。

### 2.3 主要設備

- (1) 原子炉格納施設
- (2) 原子炉補助建屋
- (3) 冷 却 塔
- (4) メンテナンス建屋
- (5) 照射済燃料材料試験建屋
- (6) 受変電設備
- (7) 廃棄物処理貯蔵設備（隣接プラントと共用）
- (8) 給水処理設備
- (9) 補助蒸気設備
- (10) 港湾施設（隣接プラントと共用）
- (11) 取水施設（隣接プラントと共用）
- (12) 放水施設
- (13) 排 気 筒

- (14) 倉 庫
- (15) 管 理 棟

## 2.4 全体配置

実験炉プラントの全体配置を第 2.4.1 図に示す。

敷地中央部に原子炉格納施設を設置し、その周囲に隣接した原子炉補助建屋を配置し、さらにこの建屋を取り囲む形で給水設備、冷却塔設備、照射済燃料材料試験建家、メンテナンス建屋、管理棟などを設置する。

## 2.5 建物及び構造物

### 2.5.1 概 要

原子炉格納施設、原子炉補助建屋等の主要構造物の基礎は、堅硬な岩盤上に直接支持するか、又は岩着する地盤を介して支持する。

また、主要建物及び構築物は機器の運転、保守を考慮した配置とする。

原子炉格納施設、原子炉補助建屋の機器配置を第 2.5.1 図～第 2.5.10 図に示す。

建屋内には、数箇所に避難階段を設置し、これに通じ、かつ、単純、明確、永続性のある標識のついた避難通路を設ける。

### 2.5.2 原子炉格納施設

原子炉格納施設は原子炉格納容器、内部コンクリート及び外部しゃへい建屋からなり、原子炉本体、原子炉冷却材圧力バウンダリ構成機器等を格納する。

原子炉格納容器は内径約 36m、全高約 65m の上部半球下部平形鏡円筒形の溶接構造で、堅硬な岩盤上に設置し、据付高さは底面が GL-13.5 m である。主操作床面のレベルは GL+15.2 m である。

原子炉容器の上部に鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼板内張の原子炉キャビティを設け、燃料取替作業が主操作床面から行えるようにし、燃料取替クレーン及び格納容器旋回クレーンを装備する。格納容器旋回クレーン架台は、直接本体鋼板に取付ける構造とする。

また、原子炉格納容器への出入口として通常用エアロック、非常用エアロック及び機器搬入口を設ける。

格納容器排気筒は、ステンレス鋼板製で原子炉補助建屋西側に隣接して設置し、排気口地上高さは約 80m とする。

### 2.5.3 原子炉補助建屋

原子炉補助建屋は、原子炉格納施設の周囲に、これと隣接して設け、2 次ヘリウム循環機、蒸気発生器、2 次ヘリウム純化設備、廃棄物処理設備、燃料取扱設備、使用済燃料プール、新燃料貯蔵設備、換気空調設備、試料採取設備、保有水タンク、非常用電源設備、中央制御室等



を収容する。

主要構造は、鉄筋コンクリート造（一部鉄骨造）で、原子炉格納施設と連続した基礎をなし、岩盤上に直接支持するか、又は岩着する地業を介して支持する。

補助建屋排気筒は、格納容器排気筒と共用する。

#### 2.5.4 冷却塔

冷却塔は、原子炉格納施設の北側に設置し、原子炉冷却水系用2基、一般冷却水系用3基の湿式冷却塔及びポンプ、配管より構成され、敷地面積は約40m×約50mである。

冷却塔1基の寸法は約10m×約10m×約12mである。

#### 2.5.5 メンテナンス建家

メンテナンス建家は、約40m×約35mで、原子炉格納施設の西側に設置し、クレーン、放射能洗浄設備、工作機械設備等を装備する。

#### 2.5.6 照射済燃料材料試験建家

照射済燃料材料試験建家は約78m×約36mで、原子炉格納施設の北西に設置し、放射性物質取扱設備、強度試験設備、物理、化学試験設備等を装備する。

#### 2.5.7 受変電設備

受変電設備は原子炉格納施設の西南に設置し、しゃ断器、線路開閉器、避雷器、変圧器及び変流器等を設ける。

#### 2.5.8 廃棄物処理貯蔵設備

液体、固体廃棄物処理及び貯蔵設備は、隣接プラントで設置されたものを共用する。

#### 2.5.9 給水処理設備

給水処理設備は原子炉格納施設の北側に設置する。

#### 2.5.10 補助蒸気設備

補助蒸気設備は管理棟の西側に設置する。

#### 2.5.11 港湾施設

港湾施設は隣接プラントで設置されたものを共用する。

#### 2.5.12 取水施設

取水施設は隣接プラントで設置されたものを共用する。

#### 2.5.13 放水施設

放水施設は隣接プラントで設置されたものを共用する。

#### 2.5.14 排気筒

排気筒は原子炉補助建屋の西側に隣接して設置する。

#### 2.5.15 倉庫

倉庫は約30m×約15mで原子炉格納施設の西南に設置する。

#### 2.5.16 管理棟

管理棟は約50m×約20mで、原子炉格納施設の南側に設置し、研究室、事務室、会議室等を設ける。

### 3. 原子炉及び炉心

#### 3.1 概 要

原子炉及び炉心は、第3.1.1図、第3.1.2図に示すように原子炉圧力容器、燃料体、反射体、炉内構造物、制御棒、制御棒駆動装置等から構成する。

炉心は462体の燃料体及び49体の制御棒案内ブロックをほぼ円柱状に積上げて構成し、炉心を径方向に2領域、軸方向に最大3領域に分け4つの異なった濃縮度の燃料を採用する。この周囲を反射体によって取り囲み、全体として円柱状とする。

燃料体は六角柱状黒鉛ブロックに燃料棒を挿入する構造で、機械的強度、熱伝導特性、耐食性、核特性等について必要な性能を満足する設計とする。燃料体には12本の燃料棒を挿入する。燃料体の上下部にダウエルとソケットを設け、これによって水平方向の燃料体の位置決めを行う。燃料棒は、黒鉛スリーブ、端栓及び燃料コンパクトから構成する。燃料コンパクトは、直径約600 $\mu$ mの低濃縮二酸化ウラン燃料核に熱分解炭素と炭化ケイ素との四重層被覆した被覆燃料粒子を黒鉛素地に混合焼結した中空円筒とする。なお、核分裂生成物の放出は基本的には、燃料核と四重被覆層によって抑制するが、燃料コンパクトのマトリックス、黒鉛スリーブ及び端栓も実質的に抑制機能を有している。

反射体は、可動反射体と固定反射体から構成する。可動反射体は、燃料体と同じ外形の黒鉛ブロックで、炉心部の上部、下部、周辺部に配置する。上下の可動反射体には燃料体の冷却孔に対応した流路孔を設ける。可動反射体は、燃料体と同じ燃料交換機によって取り換える。固定反射体は多角形な黒鉛ブロックで、可動反射体の外周に配置、固定する。

制御棒案内ブロックは、燃料体と同じ外形の黒鉛ブロックで、炉心部に配置する。制御棒案内ブロックには、2本の制御棒と後備停止系素子を挿入するため、3個の孔を設ける。

炉内構造物は、炉心下部支持構造物、炉心側部支持構造物、流量調節装置、固定反射体、遮蔽体等から構成する。

炉心内で発生した熱エネルギーは、炉心内を下向する1次冷却材に伝達され、中間熱交換器をへて2次冷却材に伝達され、蒸気発生器から冷却塔に至って大気に放散される。

1次冷却材は、原子炉圧力容器下鏡部に設けた主冷却ノズルから原子炉圧力容器内に入り、コアバレルに沿って上方向に流れ、炉心上部のプレナムに至る。その後、1次冷却材は、制御棒孔へ流す一部の冷却材を除いて、可動反射体上部に設けられた流量調節装置を通り、炉心内で燃料棒の周囲を下降しながら燃料棒の発生する熱エネルギーを吸収して高温となり、炉心下部の高温プレナムで混合した後、原子炉圧力容器主冷却ノズルに通じる出口管を経て二重管内管へ送られる。

原子炉の停止は制御棒系及び後備停止系の独立した2つの方法によって行う。

原子炉の反応度制御は、制御棒系の操作によって行う。この制御方式に加えて、余剰反応度を抑制するため、可燃性毒物を使用する。

制御棒は、起動、停止、負荷変化等に伴う比較的急速な反応度変化、燃料の燃焼に伴う反応度変化、キセノン、サマリウムの変化に伴う反応度変化、常温から運転温度までの温度変化に

伴う反応度変化等の緩慢な反応度変化等，全ての反応度変化を制御するのに用いる。制御棒は，原子炉圧力容器上鏡に取付けたスタンドパイプ内の制御棒駆動装置により駆動する。後備停止系は，後備停止系素子を収納するホッパー下部のラブチャーデスクを破裂することにより炉心内に挿入させる。

核設計においては，制御棒及び可燃性毒物の配置，燃料濃縮度，制御棒感度等のパラメータを決定し，同一スタンドパイプにある1対<sup>\*</sup>の制御棒が固着して炉心に挿入できない状態でも適切な反応度制御ができるようにする。また，核設計では，水平方向及び軸方向の出力振動に対する安定性について解析する。

熱流力設計においては寸法，炉心出力及び冷却材流量等について，局所的な分布も考慮して燃料棒表面と冷却材との間で適切な熱伝達が行われるように設計する。

原子炉及び炉心の設備仕様の概略を第3.1.1表に示す。

## 3.2 機械設計

### 3.2.1 燃料

#### 3.2.1.1 概要

燃料体は，被覆燃料粒子を含む燃料コンパクトを黒鉛スリーブに挿入した燃料棒，黒鉛ブロック，可燃性毒物及びダウエル等から構成する。

燃料体は，対面間距離約299mm，高さ約570mmの六角柱状黒鉛ブロックに設けた12箇所の冷却チャンネルに，各々燃料棒を挿入するピン—in—ブロック型である。また，燃料体周辺部には反応度の一部を補償するために可燃性毒物を埋め込む穴を6箇所設ける。燃料体の上部にはダウエルを，下部にはソケットを設け，これによって水平方向の燃料体位置決めを行なう。また，燃料体中央部には，直径約50mmの燃料取扱孔を設ける。

燃料棒は中空型で，黒鉛スリーブに燃料コンパクトを挿入し，一端を端栓でネジ止めした構造である。燃料棒は，燃料棒とブロック孔との間隙を下向きに流れる冷却材によって除熱される。燃料コンパクトは，被覆燃料粒子を黒鉛素地に分散させた中空円筒状ペレットである。被覆燃料粒子は直径約600 $\mu$ mの二酸化ウラン燃料核に熱分解炭素（低密度PyC，高密度PyC），と炭化硅素（SiC）の四重層被覆したものである。

燃料体を構成する黒鉛材料には，原子炉級準等方性黒鉛を使用する。

#### 3.2.1.2 設計方針

##### (1) 被覆燃料粒子

被覆燃料粒子は， $^{235}\text{U}$ 燃料核からの核分裂生成物の放出，COガスの生成，燃料核の温度勾配下の移動，PyC/SiC/PyC被覆層の熱膨張，照射変形，照射クリープ等原子炉運転中に生じる諸現象を考慮して，PyC/SiC/PyC被覆層が破損することのないようにするとともに，高温化に伴う核分裂生成物の拡散放出を抑制するよう設計する。このため使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において下記の方針を満足するよう被覆燃料粒子の設計を行う。

\* 1本に変更する予定である。

- (i) 被覆燃料粒子の最高温度は、通常運転時において、公称温度で1350℃以下、システムティック温度で1550℃以下、また運転時の異常な過渡変化時（過出力時）において、システムティック温度で1600℃以下となるよう設計する。
- (ii) 燃料核の最大核移動距離は通常運転時において40μm以下、また運転時の異常な過渡変化時を含めても45μm以下となるよう設計する。
- (iii) 高密度PyC層及びSiC層の応力は、それぞれの許容応力（引張応力）3000kg/cm<sup>2</sup>及び1000kg/cm<sup>2</sup>以下となるよう設計する。

(2) 燃料棒（燃料コンパクト，黒鉛スリーブ）

燃料棒の主要構成物である燃料コンパクトと黒鉛スリーブについては、これらの熱膨張，照射クリープ等を考慮し，燃料コンパクト及び黒鉛スリーブの構造的な安定性及び健全性が確保されるよう設計する。このため，使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，次の方針を満足するよう設計する。

- (i) 燃料コンパクトは熱的效果（主として熱応力）及び照射効果（被覆燃料粒子とマトリックス材との照射収縮率の差による相互干渉）に対して構造的安定性を保つよう，その応力が許容応力45kg/cm<sup>2</sup>以下となるよう設計する。
- (ii) 燃料コンパクトは，熱膨張及び照射変形等により黒鉛スリーブとの機械的干渉が起らないよう設計する。
- (iii) 黒鉛スリーブの応力は，使用黒鉛の許容応力以下となるよう設計する。この許容応力は，黒鉛ブロックに対するものと同一の基準を適用する。
- (iv) 黒鉛スリーブは疲労破壊しないよう，累積疲労サイクルが設計疲労寿命以下となるよう設計する。設計疲労曲線は黒鉛ブロックに対するものと同一の曲線を使用する。

(3) 燃料体（黒鉛ブロック，ダウエルピン）

燃料体は，種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することによりその健全性を確保すると共に，炉心燃料体カラムの配列を維持し，制御棒等の他の構造部品の機能に影響を与えないよう設計する。その際，黒鉛の熱的，機械的性質の照射変化，熱膨張，照射クリープ等の諸現象を考慮するものとする。

燃料体の健全性評価は，国内外における黒鉛材料に関する研究成果及び本設計の構造部品についての炉外，炉内試験結果を考慮して定められた基準に準拠して行うものとする。

燃料体は下記の方針を満足するよう設計を行う。

- (i) 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して，その応力が次の許容応力を越えないよう設計する。<sup>\*</sup>

一様1次応力	0.33 Su
2次応力	0.5 Su
1次+2次応力	0.5 Su

ここで，Suは引張に対して150kg/cm<sup>2</sup>，圧縮に対して400kg/cm<sup>2</sup>とする。

- (ii) 同上の使用期間に疲労破壊しないよう累積疲労サイクルが設計疲労寿命以下となるよう設計

---

\* 応力の種類及び基準強さの考え方は再検討中である。

する。設計疲労曲線は、

$$S_{\max}/\bar{S} = 0.73 - 0.025 \ln N$$

とする。ここで  $S_{\max}$  ,  $\bar{S}$  は、それぞれピーク引張応力、平均引張強さとし、 $N$  は許容サイクルとする。

(iii) 輸送時及び取扱時に燃料体に加わる荷重は設計上、鉛直方向に対して6G、また、横方向に対して6Gと設定し評価する。構成部品はこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料体としての機能を保持するよう設計する。

### 3.2.1.3 解析方法

#### (1) 被覆燃料粒子及び燃料棒

被覆燃料粒子及び燃料棒の性能評価では、原子炉運転中に生ずる諸現象を考慮し、被覆燃料粒子の温度、被覆層の応力、燃料核移動距離、及び燃料棒の応力、疲労、照射クリープ等を計算する。

性能評価に使用する解析モデルは、計算値と実験値との比較により、その妥当性を確認する。

#### (2) 燃料体

燃料体の性能評価は、実験及び有限要素法構造解析コード等により行い、通常運転及び運転時の異常な過渡変化時、並びに輸送及び取扱時に加わる種々の荷重に対して、各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持されることを確認する。

### 3.2.1.4 設計値

3.2.1.2 に示す被覆燃料粒子、燃料棒及び燃料体の設計基準を満足するそれぞれの設計値の概略を第3.2.1表に示す。

### 3.2.1.5 主要設備

#### (1) 被覆燃料粒子

被覆燃料粒子は、第3.2.1図に示すように直径約600 $\mu\text{m}$ の二酸化ウラン燃料核に熱分解炭素と炭化硅素とで四重に被覆するものとする。被覆層は全厚さが約160 $\mu\text{m}$ で、内側から順に低密度熱分解炭素、高密度熱分解炭素、炭化硅素、高密度熱分解炭素を材料とし、燃料核で発生する核分裂生成物の放出を防止する。

#### (2) 燃料棒

燃料コンパクトは第3.2.2図に示すように被覆燃料粒子を黒鉛素地に分散させた中空円筒形状とする。燃料コンパクトは、被覆燃料粒子の充填率を約30%、黒鉛素地密度を約1.7g/cm<sup>3</sup>となるよう成形後焼成する。

燃料棒は、第3.2.3図に示すように黒鉛スリーブ下部に断熱材を入れ燃料コンパクトを挿入し、上部に炭素製緩衝材を入れ、黒鉛端栓でネジ止めする。

燃料コンパクトと黒鉛スリーブとはその間に適当な間隙を設け、燃料コンパクトと黒鉛スリーブの熱膨張差、照射変形差等により、燃料コンパクトと黒鉛スリーブ間に機械的な干渉を起さないようにする。

燃料装荷前の輸送中及びその他の取扱い中でも、炭素製緩衝材により燃料コンパクト及び黒鉛スリーブの健全性は保持される。

## (3) 燃料体

燃料体は、第 3.2.4 図に示すように対面間距離約 299mm、高さ約 570mm の六角柱状黒鉛ブロックで燃料棒、可燃性毒物及びダウエル等で構成する。燃料体は、直径約 53mm の冷却孔を 12ヶ所、及び燃料取扱孔を設ける。

黒鉛ブロックの冷却孔の上部には、燃料棒まわり止めの縦溝を、下部には燃料棒支持用突起を加工し、黒鉛ブロックに挿入した燃料棒を保持する。

燃料体は、各黒鉛ブロックの上面コーナ部に 3ヶ所のダウエルをネジ止め固定し、また、各黒鉛ブロックの下面コーナ部に 3ヶ所のソケットを設け、積み重ねた燃料体の位置決めを行う。

燃料体の黒鉛ブロック周辺部には、反応度の一部を補償するために、炭化ホウ素と黒鉛粉末を混合焼結した可燃性毒物を挿入する 6ヶ所の穴を設ける。

## 3.2.1.6 設計評価

## (1) 構成材料

被覆燃料粒子は、炉心の運転温度及び圧力条件下で燃料コンパクトの黒鉛素材、黒鉛スリーブ及び冷却材に対して化学的に安定であり、核分裂生成物を保持する能力がある。一般に、被覆燃料粒子の中心にある低濃縮二酸化ウラン燃料核は、軽水炉における使用実績が豊富であり、また、被覆燃料粒子の照射健全性についてはイギリスの Dragon 炉、西独の AVR、米国の Peach Bottom 炉及び Fort St. Vrain 炉等で使用実績があり良好な結果が報告されている。更に、本実験炉が建設されるまでの期間を利用して JRR-2、JMTR 等で照射試験を行い、運転に入る前に十分な性能及び安全性の確認をする計画である。

燃料体の構造材料である原子炉級準等方性黒鉛は、本実験炉における使用条件下で十分な強度、耐熱性、耐食性及び耐放射線性を有する。

## (2) 被覆燃料粒子

現時点において得られている本設計の構造に準拠した被覆燃料粒子、又はそれと類似の粒子の照射実績は、照射温度 1240℃、燃焼度 3.5% FIMA、高速中性子照射量  $1.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$  ( $E > 0.18 \text{ MeV}$ ) である。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における被覆燃料粒子の健全性については、以下の通りであり、3.2.1.2 に示す設計基準を満足している。

## (i) 最高温度

通常運転時	システムティック最高温度	約 1510℃
	公称最高温度	約 1300℃
	運転時の異常な過渡変化時の最高値	約 1540℃

## (ii) 最大燃料核移動距離

約 22 $\mu\text{m}$ 

この値は燃料寿命期間中に燃料コンパクトの温度及び温度勾配が燃料核移動の点からみて、最も厳しい状態が 425 日間持続すると仮定して得られたもので安全側の値である。

## (iii) 被覆層の最大応力

PyC 層	約 1140 kg/cm <sup>2</sup>
SiC 層	寿命期間中を通し圧縮応力 (-1700 kg/cm <sup>2</sup> , 燃焼末期)

## (3) 燃料棒 (燃料コンパクト, 黒鉛スリーブ)

現時点において得られている本設計の構造に準拠した燃料コンパクトの照射試験実績は、照射温度 1300°C, 燃焼度 1.3% FIMA, 高速中性子照射量  $1.9 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$  ( $E > 0.18 \text{ MeV}$ ) である。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料棒の健全性については、以下の通りであり 3.2.1.2 に示す設計基準を満たしている。

## (i) 燃料コンパクトの最大応力 (引張)

燃焼初期 (BOL)	約 25 kg/cm <sup>2</sup>
燃焼末期 (EOL)	約 10 kg/cm <sup>2</sup>

(ii) 黒鉛スリーブの最大応力<sup>\*1</sup> (引張)

燃焼初期 (BOL)	約 14 kg/cm <sup>2</sup>
燃焼末期 (EOL)	約 14 kg/cm <sup>2</sup>

## (iii) 累積疲労サイクル

$$S_{\max} / \bar{S} = 0.156, n = 1700$$

## (4) 燃料体 (黒鉛ブロック, ダウエルピン)

現時点においては、燃料体の強度試験は計画段階である。この計画には、本設計の構造モデルにより、設計基準の改定、設計値の妥当性確認を目的とする試験が含まれている。なお、銘柄決定も早急に行う予定である。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料体の健全性については以下の通りであり、概ね設計基準を満足している。一部において設計基準を満足しないが、これらについて荷重条件等を再検討中である。

(i) 黒鉛ブロックの最大応力<sup>\*2</sup> (引張)

定格時	約 190 kg/cm <sup>2</sup> (BOL)
炉停止時	約 26 kg/cm <sup>2</sup> (EOL)
過渡状態 (炉トリップ)	約 236 kg/cm <sup>2</sup>

## (ii) 黒鉛ブロックの累積疲労サイクル (定常熱応力+地震)

$$S_{\max} / \bar{S} = 0.25, n = 1700$$

## (iii) ダウエルピンの最大応力

地震時せん断応力	約 60 kg/cm <sup>2</sup>
地震時曲げ応力	約 105 kg/cm <sup>2</sup>

(iv) 輸送時及び取扱時の最大応力<sup>\*3</sup>

- 
- |    |   |  |
|----|---|--|
| *1 | プラント状態 II, III<br>プラント状態 IV                                     | 定常運転時の値を越えない<br>約 70 kg/cm <sup>2</sup>              |
| *2 | 詳細検討中<br>S <sub>1</sub> 地震時応力 (引張)<br>S <sub>2</sub> 地震時応力 (引張) | 約 144 kg/cm <sup>2</sup><br>約 196 kg/cm <sup>2</sup> |
| *3 | 詳細検討中   |  |



### 3.2.2 制御棒案内ブロック

#### 3.2.2.1 概要

制御棒案内ブロックは、制御棒及び後備停止系素子を炉心に挿入するための案内機能を有し、炉心燃料領域及び可動反射体領域に装荷する。

制御棒案内ブロックは、燃料体と同様六角柱状黒鉛ブロックで、原子炉停止時には必要に応じて、燃料交換機によって取り換えることができる。

炉内装荷数は209体である。

#### 3.2.2.2 設計方針

制御棒案内ブロックは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、十分な強度を有し、その機能が保持されるように設計する。

#### 3.2.2.3 主要設備

制御棒案内ブロックは、第3.2.5図に示すように4種類あり、対面間距離約299mmで、高さが約570mmのものと、470mmのものがある。案内ブロックには、コラム下部より1段目ブロックを除き直径約102mmの制御棒挿入孔を2孔設ける。また、コラム下部より1,2段目を除く案内ブロックには、同径の後備停止系挿入孔を1孔設ける。更に、炉心燃料領域の120度対称位置に装荷するコラム下部より9段目案内ブロックの3体には、中性子源挿入用孔を設ける。案内ブロック上面周辺部3箇所には、ダウエルをネジ止め固定し、下面周辺部3箇所にはソケットを設け、これによってコラム水平方向のブロック位置決めを行う。

制御棒案内ブロックの材料には、原子炉級準等方性黒鉛を使用する。

#### 3.2.2.4 設計評価

制御棒案内ブロックに使用する原子炉級準等方性黒鉛は、使用条件下で十分な強度、耐熱性、耐食性及び耐放射線性を有する。

### 3.2.3 反射体

#### 3.2.3.1 概要

反射体には、可動反射体と固定反射体の2種類があり、原子炉圧力容器等への中性子遮蔽の機能も有する。可動反射体は燃料体と同じ外形の黒鉛ブロックで、原子炉停止時に必要に応じて燃料交換機によって取り換えることができる。固定反射体は、多角形な黒鉛ブロックで、可動反射体の外周に配置し、固定する。

固定反射体については、3.2.4炉内構造物において記述する。

#### 3.2.3.2 設計方針

可動反射体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持されるように設計する。

#### 3.2.3.3 主要設備

可動反射体は、第3.2.6図及び第3.2.7図に示すように、炉心上部可動反射体が2種類、炉心下部反射体が2種類及び側部可動反射体が4種類である。いずれも対面間距離は約299mmであり、高さは約570mmである。炉心上部可動反射体には、直径約28mmの冷却材流路孔を1ブロック当たり12孔設ける。また、炉心下部可動反射体には、上段及び下段反射体ブロック

それぞれについて、直径約 28mm の冷却材流路孔を 12 孔及び直径約 40mm の流路孔を 6 孔設け、燃料体の冷却孔と対応して、1 次冷却材の流路を形成する。側部可動反射体は内外層で構成され、外層反射体ブロックには、孔径約 20mm の冷却材流路孔を 6 孔設ける。

可動反射体は、各黒鉛ブロックの上面コーナ部に 3 ケ所のダウエルをネジ止め固定し、また、各黒鉛ブロックの下面コーナ部に 3 ケ所のソケットを設け、これによってカラム水平方向の可動反射体の位置決めを行う。

可動反射体の材料は、原子炉級準等方性黒鉛を使用する。

#### 3.2.3.4 設計評価

可動反射体を使用する原子炉級準等方性黒鉛は、使用条件下で十分な強度、耐熱性、耐食性、耐放射線性を有する。

### 3.2.4 炉内構造物

#### 3.2.4.1 概要

炉内構造物は、炉心下部支持構造物、炉心側部支持構造物、炉心流量調節装置、固定反射体、遮蔽体から構成する。概略の全体構造を第 3.2.8 図に示す。

炉内構造物は、炉心を所定の位置に配置し、炉心重量を支持するとともに炉内の冷却材流量を適正に配分する機能を有する。更に、中性子漏洩防止、熱遮蔽、放射線遮蔽の機能を有する。

#### 3.2.4.2 設計方針

(1) 炉内構造物は炉心流量調節装置及び上部遮蔽体以外は原子炉寿命中の取出しができないので、供用期間中の破損に対する保修が困難である。この点を充分配慮した設計・製作・組立てを行う。

(2) 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、地震時及び事故時に、それぞれ必要な強度及び機能を保持するよう設計する。

(3) 炉内構造物は燃料体とともに炉心内で 1 次冷却材の所定の流量分布を確保し、バイパス流量を制限し、適切な熱伝達が行えるよう設計する。

(4) 炉内構造物は応力及び変形に対して配慮し、燃料体を所定の位置に確実に保持するよう設計する。

(5) 炉内構造物は遮蔽体（固定反射体、遮蔽体）により原子炉容器への照射を少なくし、運転期間中、使用材料の靱性が保たれるように設計する。

(6) 炉内構造物は燃料取替を安全かつ適切に行えるよう設計する。

(7) 炉内構造物は炉心出口冷却材の混合が適切に行えるよう設計する。

(8) 炉内構造物は中性子計装、温度計装及び供用期間中検査を配慮して設計する。

#### 3.2.4.3 主要設備の仕様

炉内構造物の主要設備の仕様を第 3.2.2 表に示す。

#### 3.2.4.4 主要設備

原子炉圧力容器内に取り付ける炉内構造物は、第 3.2.8 図に示すような炉心下部支持構造物、炉心側部支持構造物、炉心流量調節装置、固定反射体、遮蔽体から構成し、次のような構造と機能を持つ。

### (1) 炉心下部支持構造物

炉心下部支持構造物は、炉心の下部にあって、炉心を所定の位置に配置し、冷却材流路を形成し、炉心構成要素及び炉内構造物の重量を支持する機能を有するものである。炉心下部支持構造物は炉床部構造物、サポートプレート、ダイアグリッド、出口管から構成される。炉床部構造物は、第3.2.9図に示すように上から順に高温プレナムブロック、サポートポスト、炉床部断熱層で構成され、構造物温度を適正に保ち、炉心重量を支持するとともに炉心を通じた冷却材をそこで合流、混合させ、出口管へと導くためのプレナムを形成する。なお、サポートポストは上下端ともシートに球面で接し、地震及び熱膨張差による炉心部と炉床部の水平方向相対変位を微小量回転することにより逃げるができる。また、高温プレナムブロックは熱電対、又は監視試験片を組込んだサーベイランス集合体を挿入し保持出来る構造としている。サポートプレート及びダイアグリッドは、炉心構成要素及び炉床部構造物等の重量を支持するとともにこれらの配置を保持する。出口管は高温プレナムに集められた冷却材を炉容器外へ導くためのものである。

### (2) 炉心側部支持構造物

炉心側部支持構造物は第3.2.10図に示すように炉心の側部にあり、炉心を所定の位置に支持し、炉内構造物を冷却するための冷却材流路を形成し、炉心下部支持構造物とともに炉心構成要素及び炉内構造物の重量を受け持ち、水平方向変位に対して炉心を拘束する機能を有するものである。炉心側部支持構造物は、コアバレル、炉心拘束機構から構成される。コアバレルは炉心を取巻いた円筒状の鋼製構造物であり、また炉心拘束機構は固定反射体とコアバレルとの間にあって、この両者により炉心を拘束、支持する構造となっている。

### (3) 炉心流量調節装置

炉心流量調節装置は第3.2.11図に示すように、炉心構成要素上端の冷却材入口部にあって、燃料体への冷却材の流量配分を行うものである。炉心流量調節装置は原子炉圧力容器上部に設けられたスタンドパイプ内の駆動装置によって駆動される。

### (4) 固定反射体

固定反射体は第3.2.12図に示すように可動反射体の外側に配置され、可動反射体とともに、中性子の漏洩防止、熱遮蔽、放射線遮蔽等の機能を有するものである。また、固定反射体は監視試験片を組込んだサーベライズ集合体及び起動領域系中性子束検出器を挿入し保持出来る構造とする。

### (5) 遮蔽体

遮蔽体は炉心流量調節装置と上部可動反射体の間に配置した上部遮蔽体及び固定反射体の外側に配置した側部遮蔽体などから構成され、中性子の漏洩防止、熱遮蔽、放射線遮蔽等の機能を有するものである。

## 3.2.4.5 評 価

### (1) 強度及び機能

炉内構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、地震及び事故時において応力及び変形を制限しているので、必要な強度及び機能を果たすことができる。

## (2) 流量分布とバイパス流量

炉心流量調節装置によって所定の出口温度を得るために炉心内の流量配分の調節することが出来る。また、バイパス流に対しては、バイパスを生じる構造物間の間隙及びシールによって、その流量が制限される。

## (3) 燃料体の支持

炉心重量を支持する炉心下部支持構造物は、十分剛であるので、炉心を確実に支持できる。

## (4) 中性子遮蔽

可動反射体と固定反射体による中性子の反射効果に加えて遮蔽体の設置により、運転期間中、原子炉压力容器への中性子照射を少なくできる。

## (5) 炉心出口冷却材の混合

高温プレナムブロック及びサポートポスト支持のプレナム構造により炉心出口での冷却材は適切な混合が得られる。

## (6) 炉内計装の保持と照射試験片用ホルダーの保持

炉内構造物は、起動領域系中性子束検出器と熱電対又は監視試験片を組込んだサーベライズ集合体の案内、位置決めを行うことが出来る。また、原子炉压力容器上鏡に材料監視用スタンドパイプを設置しているので、照射試験片用ホルダーの挿入及び保持が出来る。

(7) 供用期間中検査<sup>\*</sup>

## 3.2.5 反応度制御設備

## 3.2.5.1 概要

原子炉の反応度制御は、制御棒の操作によって行う。その他に、反応度制御設備として可燃性毒物及び後備停止系を設ける。

反応度制御設備は、次の機能を有する。

(1) 制御棒は、反応度変化を制御し、電動機によるワイヤロープ巻取り装置により駆動され、原子炉トリップ時には、自重により炉心に挿入される。

(2) 可燃性毒物は、余剰反応度の抑制及び出力分布調整のために必要に応じて使用する。

(3) 後備停止系は制御棒とともに炉の反応度を補償し原子炉を停止させる。

## 3.2.5.2 設計方針

(1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を未臨界にでき、かつ、臨界未満を維持できる少なくとも二つの独立した系として制御棒系と後備停止系とを設ける。

(2) 反応度制御設備は通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、事故時及び地震時等に確實、かつ安全に原子炉を停止できるよう設計する。

(3) 反応度制御設備は、原子炉の反応度を以下のとおり制御する設計とする。

(i) 制御棒は負荷変動、キセノン濃度変化、高温から低温までの温度変化、燃料の燃焼等によって生じる反応度変化を制御する設計とする。

\* 供用期間中検査については、今後具体化する。

(ii) 後備停止系は運転状態から全ての反応度を補償し、原子炉を未臨界にでき、かつ未臨界を維持できる設計とする。

(iii) 可燃性毒物は、余剰反応度を抑制し、出力分布を調整するよう設計する。

以上の反応度制御に対する詳細説明は、3.3 核設計において行なり。

(4) 制御棒駆動装置は、以下のとおり設計する。

(i) 原子炉トリップ時には、制御棒をその自重により炉心に挿入できる設計とする。

(ii) 制御棒を炉心上下に反応度制御上必要な位置へ駆動できる設計とする。

(5) 後備停止系装置は、以下のとおり設計する。

制御棒系統の異常に対する原子炉トリップ時には、後備停止系素子とその自重により炉心に挿入できる設計とする。

### 3.2.5.3 主要設備の仕様

主要設備の仕様を次の表に示す。

制御棒	第 3.2.3 表
可燃性毒物	第 3.2.4 表
制御棒駆動装置	第 3.2.5 表
後備停止系	第 3.2.6 表

### 3.2.5.4 主要設備

#### (1) 制御棒

制御棒は、第 3.2.13 図に示すように軸方向に 14 分割した二重円管ベント型とする。制御棒は、総数が 38 本で制御棒案内ブロックに設けた挿入孔を上下に移動する。各々の制御棒は独立に駆動することができる。

制御棒は、14 個の制御棒要素をスパインにより連結し、各要素間で屈曲可能な構造で、最下部には、緊急停止時の緩衝作用をもつショックアブソーバを設ける。

制御棒中性子吸収体は炭化ホウ素と黒鉛粉末を焼結成形したもので、ハステロイ管で被覆する。

#### (2) 可燃性毒物

可燃性毒物は、中性子吸収体である炭化ホウ素と黒鉛粉末を焼結成形した中実ペレットで、燃料体周辺部に設けた 6 箇所の穴に必要な応じて装荷する。

炉心の可燃性毒物の全装荷本数は約 294 本で、第 3.3.1 図及び第 3.3.2 図に示すように炉心全体に分布配置する。

可燃性毒物の有する反応度抑制効果の分だけ、制御棒及び後備停止系の補償反応度を小さくすることができる。また、可燃性毒物を炉心内に適切に配置することにより炉心の出力分布を調整し、燃料最高温度を低減化することができる。

可燃性毒物中のホウ素濃度は、燃焼が進行するに伴って低下するが、その低下に伴う炉心反応度の回復は十分小さくなるように設計する。

可燃性毒物はその使用期間を通じて温度が昇華点を越えることなくその機能を喪失しないよう設計する。

## (8) 制御棒駆動装置

制御棒は、原子炉圧力容器上部スタンドパイプ内に収納された制御棒駆動装置により駆動する。この制御棒駆動装置は第 3.2.14 図に示すように、クロージャ部、駆動部、案内管、遮蔽体、電気計装等から構成する。

1つのスタンドパイプ内には、2基の制御棒駆動装置を設置し、それぞれの制御棒を独立に駆動することができる。

燃料交換時には、駆動部のワイヤロープ巻取機構により制御棒をスタンドパイプ上端まで引き上げた後、クロージャ部とともに制御棒駆動装置と制御棒を取り外す。

原子炉トリップ時の制御棒挿入時間（全ストロークの80%挿入までの時間）は、原子炉トリップ遮断器開後、3秒<sup>\*</sup>以下である。

## (i) クロージャ部

スタンドパイプの上端に位置するクロージャ部は、制御棒駆動装置を支持する。クロージャ部周上12ヶ所に設けたラッチをそれぞれスタンドパイプ内面の溝にはさみこんで内圧荷重を支持する。原子炉冷却材圧力バウンダリー構成のシール部には合成ゴム製2重Dリングを設ける。

## (ii) 駆動部

駆動部は、制御棒のワイヤロープを巻取る巻取機構、減速機構、位置検出装置及びスラックロープ検出装置、手動駆動機構等から構成する。巻取機構は、パルスモータウォーム減速機、電磁クラッチを介して巻取ドラムを回転させワイヤロープの巻上げ、巻下げにより制御棒の引抜き、挿入を行う。停止時は、パルスモータの保持トルクによって所定の位置が保持されるとともに、ウォーム減速機により逆転が防止される。スクラム時には電磁クラッチを外し、ドラムの拘束を解除して制御棒をワイヤロープとともに自由落下させる。この場合の制動は、パウダブレーキとベローズ内ガス圧の吹出し抵抗によるメカニカルブレーキの併用による減速機構によって行う。制御棒の位置検出は、パルスモータの歩進パルスカウントと巻取ドラムの回転数の検出により行う。減速機構は、原子炉緊急停止時に、ワイヤロープに加わる衝撃力を緩和し、制御棒を規定位置に保持する。

ワイヤロープのゆるみ及び破断を検出するために、プーリ、バネ、ポテンシオメータ等で構成されるスラックロープ検出装置を設ける。

駆動部の昇温化を防止するため、スタンドパイプ内外雰囲気等を約60℃に保持する。

手動駆動機構は、制御棒交換時に通常巻上げストロークを越えて制御棒を引抜く場合に使用する。

## (iii) 案内管

案内管は遮蔽体の下部に取付けられ、遮蔽体から炉心上面までのブレンナム間で制御棒の挿入、引抜きを案内するものである。炉心とのオフセットは、案内管の弾性変形等で吸収することができる。

\* 挿入時間は今後変更される予定である。

#### (iv) 遮蔽体

遮蔽体は駆動部の下部に設け、炉心からの放射線及び熱を遮蔽する。遮蔽体はコンクリート、鉛をステンレス容器で包装する構造とし組立、取外しを容易にする。

#### (v) 電気計装

1ユニットの制御棒駆動装置に1制御装置を設ける。パルスモータの制御には静止形インバータを使用する。制御棒の誤引抜防止、駆動速度逸脱防止のためインターロック回路、又は機構を用いて誤動作を防止する。

#### (4) 後備停止系

後備停止系は、後備停止系素子を収納する本体部と本体部のラブチャーディスク破裂用ガスを供給する加圧系で構成する。後備停止系は領域毎に1系統を設け、全部で19系統とする。

本体部は第3.2.15図に示すように、ホッパー、ラブチャーディスク、案内管等で構成する。ホッパーは、後備停止系素子を収納する鋼製の円筒で上下端にフランジを有し、上端は遮蔽体下面に取付けられ、下端はラブチャーディスクを取付ける構造とする。円筒側面には、炉内圧力の緩慢な変動によってラブチャーディスクが破裂するのを防ぐため小孔を設け、内外圧の均衡を得るようにする。ラブチャーディスクは薄板円板をホルダーで固定したもので、後備停止系の作動時にはガス圧により破裂させ後備停止系素子を炉心内に落下挿入する。案内管は、炉心に投下される後備停止系素子が飛散しないよう炉心上部まで案内する鋼製円管である。

加圧系は、第3.2.16図に示すようにアキュムレータ、配管、弁類等で構成する。19組の加圧系配管は全てA、B2系統に分離している。各ホッパー毎に設けるアキュムレータは原子炉格納容器内に設置し、原子炉格納容器外からのヘリウム補給が不可能となった場合でも動作するようにし、信頼性を高める。

後備停止系素子の炉内落下挿入時間(炉心高さ3990mmまでの充填時間)は、後備停止系作動信号を受けてから30秒以下である。

### 3.2.5.5 評 価

#### (1) 独立性

反応度制御設備は、制御棒系と後備停止系の互いに独立な2つの系を有している。

#### (2) 反応度制御機能

反応度制御設備は、3.3核設計に詳細を述べるようにそれぞれの目的に応じて制御棒系及び後備停止系によって必要な反応度制御機能を果たすことができる。

#### (3) 制御棒駆動装置

(i) 原子炉トリップ信号により電動機と電磁クラッチが切離され、制御棒は炉心内へ自重で落下する。

(ii) 所定のシーケンスでパルスモータが作動するので、制御棒は炉心内を上下に反応度制御上必要な位置へ駆動できる。

### 3.2.5.6 中性子源

中性子源の設備仕様の概略を第3.2.7表に示す。

原子炉を安全に起動するために、炉内に中性子源を設置する。中性子源材料は、カリフォルニウム-252で、120°炉心対称位置の第2オリフィス下1段目の制御棒案内ブロック3体

に装荷する。

中性子源の装荷及び取り出しは、制御棒案内ブロックと一諸に燃料取扱設備によって行う。

### 3.3 核設計

#### 3.3.1 概要

核設計では、3.3.2項に示す設計方針に従い、原子炉の反応度制御設備の機能分担と制御すべき反応度を設定し、制御棒及び後備停止系が各々所定の機能を持つことを確認し、又原子炉の制御上必要な反応度係数を算出し、固有の安定性を持っていることを示す。更に出力分布は、燃料温度分布の平坦化実現のための配慮を行うと共に、その安定性について確認し、燃料の装荷ならびに取替方式を設定する。

#### 3.3.2 設計方針

原子炉の寿命中、下記の方針を満足するように核設計を行う。

##### (1) 反応度停止余裕

制御棒は、最大反応度効果をもつ制御棒1対<sup>\*</sup>(2本)が全引抜位置のまま挿入できない場合でも、低温停止状態で少なくとも0.01  $\Delta k$  以上の反応度停止余裕を与えるように設計する。また、後備停止系は、その1系統が作動不能であったとしても、低温停止状態で少なくとも0.01  $\Delta k$  以上の反応度停止余裕を与えるように設計する。

##### (2) 添加反応度及び反応度添加率

制御棒の最大添加反応度及び最大反応度添加率は、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なわず、また、炉心冷却を損うような炉心、圧力容器内構造物などの破損を生じさせないように制限する。すなわち、最大添加反応度は想定される事故時に添加反応度が過大とならないように設計し、最大反応度添加率は制御棒が引抜手順上可能な最大速度で引抜かれても反応度印加率が $2.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 以下となるように設計する。

##### (3) 出力係数

炉心が負の反応度フィードバック特性をもつように、ドブラー係数は負であり、燃料、減速材、冷却材の温度係数を含め、これらの反応度係数を総合した出力係数はすべての運転範囲で負であること。

##### (4) 出力分布

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆燃料粒子の著しい破損を起さないようにする。通常運転時に約1,550℃以下及び運転時の異常な過渡変化時に約1,600℃以下のシステムティック燃料温度制限を超えるような、出力分布が起らないように設計する。

##### (5) 安定性

出力分布の振動が生じないように、炉心に十分な減衰特性をもたせた設計とする。

##### (6) 燃焼度

燃料体の最高燃焼度は30,000MWD/T以下となるように設計する。

\* 詳細設計(Ⅱ)ではスタック基準は1本に変更



### 3.3.3 解析方法

核設計計算では、少数群定数作成用に多群中性子スペクトル計算コードならびに核特性解析用に少数群中性子輸送及び拡散計算コードを用いているが、これらは種々の実験データ及び他のコードとの比較照合により、その妥当性が確かめられている。

#### (1) 物質毎群定数の作成

構成物質毎の少数群定数をポイントモデルに基づく多群中性子スペクトル計算コードGGC-4により作成する。GGC-4は速中性子群101群、熱中性子群99群の多群核定数ライブラリーを内蔵しており、燃料棒の規則配列に対して多群中性子スペクトル計算を行って得られた中性子スペクトルにより多群定数を加重平均した少数群定数(6群、マイクロ群定数)を作成する。

なお黒鉛の散乱カーネルは、自由ガスモデル又は黒鉛の結晶構造を考慮したモデルにより温度依存で計算する。

#### (2) 制御棒及び可燃性毒物棒の遮蔽因子

制御棒の遮蔽因子を2次元輸送計算コードTWOTRAN-IIを用いて評価し、炉心計算に用いる制御棒用定数、後備停止系用定数を補正する。また、可燃性毒物棒の遮蔽因子は1次元輸送計算コードANISNにより評価する。

#### (3) 炉心計算

炉心の実効増倍率や出力分布などの核特性は(1)及び(2)で述べた手順により作成されたマイクロ群定数ライブラリーを用いて拡散計算コードCITATIONによる燃焼計算をR-Z形状モデルで行い6群から2群に定数を縮約した後3角-Z形状モデルによる3次元計算により算出する。

#### (4) 実測値との比較

上記の群定数及び計算コードを用いた設計計算手法については、黒鉛減速の臨界実験装置であるSHEなどの臨界実験データやFort St. Vrain 炉などの運転試験データの解析によりその信頼性を確認している。

### 3.3.4 核設計値及び炉心内の配置

3.3.2の設計方針を満足させる核設計値を第3.3.1表に示し、燃料体、制御棒、後備停止系及び可燃性毒物の炉内配置を、第3.3.1図及び第3.3.2図に示す。

### 3.3.5 核設計の内容

炉心核設計値の概略は、第3.3.1表に示す。

#### 3.3.5.1 反応度制御

炉心の反応度制御は、制御棒の操作及び後備停止系の作動の独立した二つの方法によって行う。これらの制御方式に加えて、必要に応じて可燃性毒物を使用する。炉心の実効増倍率及び制御装置の反応度を第3.3.1表に示し、制御装置の炉内配置を第3.3.1図及び第3.3.2図に示す。

##### (1) 制御棒

制御棒は、炉心部に14本、反射体部に24本存在し、通常の起動、停止及び運転を制御棒1本ずつ、或は必要に応じてバンク単位の挿入・引抜で行う。

原子炉トリップ時には、全制御棒38本が自動で炉心に挿入される。制御棒は第3.3.1図のように炉内配置され、次のような反応度制御能力をもつ。

- (i) 制御棒は、原子炉が低温停止状態から高温全出力運転状態まで変化したときの、1次冷却材温度変化、燃料温度変化などによる反応度変化を制御する。
- (ii) 制御棒は、燃料及び可燃性毒物の燃焼に伴う反応度変化やキセノン及びサマリウムの蓄積による反応度変化などを制御する。
- (iii) 制御棒は、通常運転中に生じうる運転条件の変化や外乱に対し、原子炉をトリップしないで応答できる十分な反応度の微分効果をもつ。
- (iv) 制御棒は、最大反応度効果をもつ制御棒1対が全引抜位置のまま挿入できない場合でも、残りの制御棒のみで、低温停止状態でも少なくとも0.01Δkの反応度停止余裕を与える。

制御棒は、以上の能力をもつと共に中性子吸収材の燃焼などを考慮して十分余裕のある設計となっている。通常運転中は、燃料温度分布を平坦化する出力分布の達成及び制御棒飛び出し事故<sup>\*</sup>を想定した場合でも添加反応度が一定値以下となるように制御棒の挿入引抜き手順を制限する。

制御棒引抜きによる最大反応度添加率は、制御棒最大駆動速度と制御棒の反応度効果で制限される。制御棒最大駆動速度は約60 cm/minであり、2バンクが同時に最大速度で引抜かれた場合でも、最大反応度添加率は $2.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/sec$ を十分下回っている。また、定格出力運転中、全引抜位置から制御棒1本が落下した場合の添加反応度は $-5.0 \times 10^{-2} \Delta k$ を上回ることはない。

### (2) 後備停止系

後備停止系は、最大反応度効果をもつ1系統が作動しなくても、残りの後備停止系素子を自然落下させることにより、あらゆる運転状態から原子炉を臨界未満とし、かつ、低温状態でも0.01Δk以上の反応度停止余裕をもって未臨界を維持できる。ただし、制御棒はその直前の運転状態の挿入状態を維持しているものとする。また、制御棒の反応度価値を全く期待しない(全制御棒が全引抜き)場合でも、炉心を高温状態で未臨界にでき、かつ0.01Δk以上の反応度停止余裕をもって未臨界を維持できる。

### (3) 可燃性毒物

可燃性毒物は、燃焼に必要な余剰反応度の一部を制御することを主たる目的として用いているが、燃焼初期状態では約0.13Δkの反応度を制御し、燃焼末期状態で約0.04Δkに相当する可燃性毒物が残存する。また、可燃性毒物の燃焼による炉心反応度回復は0.01Δk以下であり、運転制御上の問題は特に生じない。なお、可燃性毒物の減速材黒鉛中への封入は、減速材温度係数に負の増分効果を与える。また、可燃性毒物の炉内配置は第3.3.1図及び第3.3.2図に示しているが、炉内の出力分布を最適化するよう配置されている。

### 3.3.5.2 反応度係数

反応度係数は、燃料温度、減速材温度、減速材密度、冷却材圧力などの炉心状態量の変化することによる反応度の変化を示すパラメータである。各反応度係数の値を第3.3.1表に示す。

\* 制御棒飛び出し事故は構造上の対策等を考えることによりDBAとして取り入れない方向で検討中。

ドブラー係数は、燃料実効温度の変化に対する反応度変化の割合であり、低濃縮二酸化ウランを使用している本原子炉では常に負である。

減速材温度係数は、減速材温度の変化に対する反応度変化の割合であり、燃焼初期にはあらゆる温度領域で負であるが、燃焼が進むと限られた運転温度範囲でやや正となり得る。しかし、その絶対値はあらゆる温度範囲で、前述の負のドブラー係数の絶対値より小さい。また、減速材黒鉛中への可燃性毒物の封入は一般に減速材温度係数に負の増分効果をおよぼす。

減速材密度係数及び冷却材圧力係数による反応度が炉心に与える影響は小さい。

このように、反応度変化を補償する主な2つの効果は、ドブラー係数と減速材温度係数であるが、これらを総合した出力係数は全ての温度領域で負に保たれており、原子炉に固有の安定性を与えている。

### 3.3.5.3 所要制御反応度

通常状態において、高温定格運転状態から低温停止状態まで原子炉状態を変化させる場合は制御棒を用いて行う。また、高温定格運転状態においても、制御上の余裕を確保するための反応度は制御棒により、更に燃焼に必要な反応度は主として可燃性毒物により一部は制御棒により制御される。すなわち、所要制御反応度は、高温定格運転状態から低温停止状態に至る際のドブラー効果、減速材温度変化の効果、キセノン及びサマリウム濃度効果などに加えて、原子炉運転のための燃焼補償及び運転余裕から成り立っている。

制御棒による所要制御反応度は、可燃性毒物の燃焼による炉心の反応度回復が小さいため、燃焼初期において最大となっている。

#### (1) ドブラー効果

高温定格運転状態から低温停止状態にすると、燃料実効温度は低下し、ドブラー係数が負であるため、正の反応度が添加される。

#### (2) 減速材温度効果

高温定格運転状態から低温停止状態にすると、減速材温度が低下し、この両状態間では減速材温度効果が負であるため正の反応度が添加される。

#### (3) キセノン及びサマリウムの濃度効果

高温定格運転状態において平衡レベルに達していたキセノン及びサマリウムの濃度は、原子炉停止後変化し、反応度に影響を及ぼす。

#### (4) 燃焼補償

所定の燃焼期間を確保するために必要な炉心余剰反応度を、燃焼初期においては主として、可燃性毒物により一部は制御棒により制御する。

#### (5) 運転余裕

出力変動への対応や出力分布の調整などともなう必要な制御棒挿入形状の変更を容易にするため、燃焼末期においても制御棒により一定の炉心余剰反応度を制御する。

### 3.3.5.4 制御棒価値

制御棒の反応度価値は、炉心の状態や挿入されている制御棒の挿入形状によって変化する。制御棒の引抜挿入手順と挿入形状は、原子炉が適切な炉心性能を達成し、かつ、個々の制御棒の反応度が小さくなるように運転前にあらかじめ決定する。

運転時には、制御棒が一様に分布している制御棒挿入形状を使用する。このような制御棒挿入形状を達成するために、低温状態及び高温状態にある原子炉から制御棒を引き抜く時は、運転手順による制限に加えて、運転監視補助装置（プロセス計算機）に内蔵しているロードワースミニマイザにより引抜き手順を監視し、異常な制御棒引抜を防止する。したがって、制御棒の価値はあらかじめ決められた値より大きくなることはない。

制限値は高温定格運転状態で  $0.012 \Delta k_{\text{eff}}$ 、30% 出力運転状態で  $0.22 \Delta k_{\text{eff}}$  及び、低温臨界状態で  $0.04 \Delta k_{\text{eff}}$  としているが、実際に定められている制御棒引抜き手順に従う場合の最大制御棒対反応度価値は、各々  $0.006 \Delta k_{\text{eff}}$ 、 $0.013 \Delta k_{\text{eff}}$  及び  $0.027 \Delta k_{\text{eff}}$  以下となっている。

通常の引抜き手順に従う限り、制御棒1ノッチを最大引抜き速度で引抜いても、その時の原子炉周期は運転上問題ない程度のものであることが、解析により確かめられている。

### 3.3.5.5 出力分布

出力分布は燃料及び可燃性毒物の炉内装荷方式や制御棒挿入形状に加えて、燃料燃焼状態や原子炉出力レベルにも大きく依存する。したがって、運転期間を通して燃料最高温度をなるべく低く抑えるために、半径方向には平坦で軸方向には冷却材出口側で出力レベルが低く燃料温度分布を平坦化させるという炉内出力分布を達成するように、燃料（濃縮度）装荷方式や可燃性毒物装荷方式を定めることに加えて、種々の出力レベルや燃焼状態に応じて制御棒挿入引抜き手順や炉心流量配分調節方式を定めている。

平坦な半径方向出力分布を得るために、次のような方法を採用している。

(1) 炉心を2領域に分け、内側領域に外側領域より低い濃縮度の燃料を装荷する。また、燃焼期間を通して平坦な出力分布が保たれるように、可燃性毒物の炉内配置を行う。

(2) 制御棒挿入形状が対称性を保つように操作するとともに、内側制御棒と外側制御棒の挿入深さの関係を最適に保つ。

燃料温度分布を平坦化させる軸方向出力分布を達成するために、次のような方法を採用している。

(1) 冷却材出口側に低い濃縮度の燃料を装荷する。また、燃焼期間を通して良好な出力分布が得られるように可燃性毒物の炉内配置を行う。

(2) 運転中の余剰反応度の制御の一部として、可燃性毒物を用いることにより、制御棒をなるべく炉心に挿入しないようにして出力分布の乱れを防ぐ。

運転中は炉心出口での冷却材温度を測定して、オリフィス領域毎の平均冷却材温度が等しくなるようにオリフィス領域毎の冷却材流量を調整するとともに、必要に応じて制御棒の挿入形状を変化させて出力分布を調整する。

### 3.3.5.6 安定性

キセノンによる出力分布の空間振動に関するパラメータは、炉心の高さ(H)、直径(D)とその比、中性子束及び出力レベルと炉内平坦化割合及び出力反応度係数などである。本炉心は  $H/D$  が大きい、出力反応度係数が十分大きな負の値をもっていることに加えて、全炉心一括の燃料取替を行っており軸方向及び半径方向とも出力振動は生じないことが解析により確か

\* 運転初期に領域の流量を設定し運転中にオリフィスを操作しない方式も検討している。

められている。

### 3.3.5.7 燃料装荷・取替と燃焼に伴う変化

装荷燃料の濃縮度は、中性子漏洩、燃料及び減速材温度の上昇、キセノン及びサマリウムの蓄積及び燃料の燃焼などによる反応度損失を補うことに加えて、運転余裕のための余剰反応度を十分確保できるように定められているが、炉心平均濃縮度は初装荷炉心では約3.61wt%となっている。

前述(3.3.5.5)したように最適な出力分布を得るために、第3.3.2図に示すような炉内燃料装荷方式を採用している。すなわち初装荷炉心では半径方向には2領域別装荷であり、炉心中央部の6/66には軸方向平均で3.0wt%の比較的低い濃縮度燃料を装荷し、残りの60/66炉心には軸方向平均で約3.67wt%のより高い濃縮度燃料を装荷する。軸方向には3領域別装荷を行っており、炉心上部(冷却材入口側)から燃料要素毎に(3.5, 3.5, 3.0, 3.0, 3.0, 2.5, 2.5)wt%(半径方向内側領域)及び(4.6, 4.6, 3.5, 3.5, 3.5, 3.0, 3.0)wt%(外側領域)の濃縮度燃料としている。

また、可燃性毒物の装荷方式は第3.3.1図及び第3.3.2図に示している。

燃焼により余剰反応度は第3.3.3図に示すように変化し、約425EFPDの運転期間が確保される。

燃料取替は、約425EFPD後に行い、全炉心一括交換され、取り出し燃料の平均燃焼度は約12300MWD/Tに達し、燃料要素当りの最高燃焼度は約20,000MWD/Tである。

また、運転中の要素あるいは燃料破損などにより、定期的に予定された時期以外に炉心の一部の燃料の取替を行う必要が生じることも考えられるが、このような場合にも3.3.2項で述べた設計方針を満足するように燃料取替を行う。

## 3.4 熱流力設計

### 3.4.1 概要

熱流力設計は、3.3核設計を考慮しながら、出力分布、冷却材流量、工学的安全係数、過出力余裕、燃料温度を勘案して行う。

本原子炉の熱出力50MWは462個の燃料体をはじめとし反射体等各種炉心構成要素の発熱などによって達成される。熱出力の約99%は燃料体の発熱によるが、そのうちの95%は燃料コンパクトの発熱である。

燃料体は六角形の黒鉛ブロックに12本の燃料棒を収納したもので、冷却材は燃料棒と黒鉛ブロックとの間の環状流量を流れる。

原子炉で発生する熱出力は、約395℃で原子炉圧力容器に入った1次冷却材によって原子炉圧力容器外に取出され、1次冷却材は約1000℃に昇温する。

炉心部の圧力損失を低減して、燃料棒の除熱に直接寄与しない冷却材のバイパス流量を減らし、燃料体内環状流路を流れる冷却材流路を確保する。また、各炉心構成要素の発熱に応じた冷却材を流すように炉心をいくつかの流量調節領域(オリフィス領域)に分割し流量配分を行う。流量配分は炉心上部の炉心流量調節装置により行う。通常運転時の燃料最高温度は

約 1510℃（システムティック温度）である。

### 3.4.2 設計方針

燃料最高温度は、被覆燃料粒子の破損を生じないように、通常運転時において公称値で 1350℃以下、システムティック値で 1550℃以下及び運転時の異常な過渡変化時に 1600℃以下となるように設計する。

なお、システムティック温度は、核設計から得られた 3 次元出力分布及び流量配分計画により定められた冷却材流量から計算される公称燃料温度を基に、設計上十分な余裕を見込むため、工学的安全係数を考慮して定める。

### 3.4.3 解析方法

#### 3.4.3.1 流量配分計画

本原子炉は黒鉛ブロックを積み上げて炉心を構成しているので、冷却材は燃料棒を直接冷却する環状流路を流れる以外に、ブロック間隙などを流れるバイパス流となる。流量配分解析では、炉心内の種々の流路の結びつきを 1 次元の流路網として模擬したフローネットワークモデルを用いて行う。

燃料温度の評価においては、燃料棒の除熱に直接寄与しないバイパス流量を原子炉に流入する流量の 12%（公称温度解析）とし、工学的安全係数のうちバイパス流量解析の不確かさとして 1.06 をシステムティック温度解析に用いる。<sup>\*1</sup>

燃料体及び反射体等の炉心構成要素は、各々の種類に応じて炉内における発熱量が異なり、また、燃料体は炉内に装荷される場所に応じてその発熱量に差がある。そのため、オリフィス領域毎に炉心出口冷却材温度がそれぞれほぼ均一になるように、原子炉内に導かれる冷却材の流量配分を行う。<sup>\*2</sup>

#### 3.4.3.2 燃料温度の解析方法

燃料温度の解析は熱設計計算コードにより、燃料棒と黒鉛ブロックとの間の環状流路を単位流路として行う。この計算においては、流量配分計画により決定されたオリフィス領域への冷却材流入流量、燃料棒毎の出力分布を入力値として、燃料温度分布を求める。

燃料コンパクト内の温度分布の計算は、局所出力密度、燃料コンパクトの熱伝導率及び黒鉛スリーブと燃料コンパクトとのギャップコンダクタンスを考慮して定める。

### 3.4.4 熱流力設計値

3.4.2 に示す設計方針を満足する炉心の熱流力設計値を第 3.4.1 表に示す。

---

\*1 その後の詳細設計により、バイパス流量が更に多いことが明らかとなり、炉心構成及び燃料体仕様の変更が予定されている。

\*2 各オリフィス領域毎に燃料最高温度を等しくする流量調節の場合の検討も行われている。

### 3.4.5 熱流設計の内容

#### 3.4.5.1 熱流設計に用いる出力分布

原子炉内の出力分布は、燃料の燃焼状態、制御棒の挿入状態等により変化する。

設計においては、炉内出力分布をいくつかの要素に分けて考えると便利であり、炉内の局所的な最高出力と平均出力の比を全出力ピーキング係数  $P_T$  と呼び、この係数は半径方向ピーキング係数、軸方向ピーキング係数及び局所ピーキング係数により構成される。

半径方向ピーキング係数  $P_r$  : 炉内の最高チャンネル出力値と平均チャンネル出力値の比

$$P_r \leq P_1 \times P_2$$

$P_1$  : オリフィス領域平均チャンネル出力値と炉心平均チャンネル出力値の比

$P_2$  : オリフィス領域内の最高チャンネル出力値と平均チャンネル出力値の比

ただし、 $P_1$ 、 $P_2$  及び  $P_r$  には次に示す  $P_3$  で定義される効果は考慮されていない。

軸方向ピーキング係数  $P_a$  : 同一チャンネル内で軸方向の最大出力値と平均出力値の比

ただし、 $P_a$  には次に示す  $P_x$  で定義される効果は考慮されていない。

局所ピーキング係数

$P_3$  : 燃料体内の燃料棒、可燃性毒物及び制御棒の非対称配置により生じる局所的出力ピーキング

$P_x$  : 燃料体上下端の余剰黒鉛により生じる局所的出力ピーキング

一般に  $P_T \leq P_r \times P_a \times P_3 \times P_x$  である。また、公称温度計算においては  $P_1$ 、 $P_2$  及び  $P_a$  を考慮し、システムティック計算においてはそれらに加えて  $P_3$  及び  $P_x$  を考慮した評価を行う。

定格運転状態における各出力ピーキング係数  $P_T$ 、 $P_r$ 、 $P_1$ 、 $P_2$ 、 $P_a$ 、 $P_3$  及び  $P_x$  の値は各各 2.1、1.2、1.07、1.15、1.7、1.03 及び 1.04 を越えることはない。

#### 3.4.5.2 冷却材流量配分

炉心部の圧力損失を低減して、燃料棒の除熱に直接的には寄与しない冷却材のバイパス量を減少させ、燃料棒と黒鉛ブロックとの間の環状流路を流れる冷却材流量（炉心有効流量）を確保する。3.4.3.1 で述べたフローネットワークモデルを用いて解析すると、バイパス流量は炉心軸方向に変化するが約 18%（炉心上部）～約 12%（炉心下部）となる。

熱流設計では、バイパス流量を原子炉に流入する流量の 12%（公称値）として評価を行う。1次冷却材流量約 15.9 kg/s は、燃料流路へ約 14.0 kg/s、制御棒挿入孔へ約 0.64 kg/s、可動反射体冷却孔へ約 0.16 kg/s に配分され、残りの流量約 1.1 kg/s は、その他の炉内構造物を流れる。

主なバイパス流れとしては次のようなものがある。

- (i) 原子炉圧力容器下部プレナムと固定反射体から高温プレナムへ向う流れ
- (ii) 制御棒挿入孔を通る流れ
- (iii) 燃料カラムの間隙から高温プレナムへ向う流れ
- (iv) 可動反射体冷却孔を通る流れ

本原子炉の炉心部における冷却材流量配分は、炉心を 19 のオリフィス領域（炉心中心 1 領域、炉心内側 6 領域、3 燃料カラムを含む炉心外側 6 領域、1 燃料カラムを含む炉心外側 6 領域）に分割して、炉心上部の炉心流量調節装置により行う。

各オリフィス領域の流量は、炉心出口冷却材温度がそれぞれの領域でほぼ均一になるように、3.4.5.1に示した出力ピーキング $P_1$ 及び高温ブレンナム部で測定されるオリフィス領域毎の冷却材温度等を考慮して定める。

燃焼とともに変化する出力分布に対しては、対応して流量調節装置を手動で操作する。

### 3.4.5.3 燃料最高温度

燃料最高温度の評価は、局所出力密度、燃料コンパクトの熱伝導率、燃料コンパクト・黒鉛スリーブ間のギャップコンダクタンス、黒鉛スリーブの熱伝導率及び冷却材熱伝達率の変化を考慮して行う。定格出力運転時には100%熱出力とし、また、運転時の異常な過渡変化時には108%過出力状態として評価する。

#### (1) 燃料温度計算

燃料温度の評価は、単チャンネル解析により行う。燃料棒1本を対象とし、黒鉛スリーブとブロックとの間の環状流路を単位流路にとる。この計算においては、流量配分計画により決定されたオリフィス領域の冷却材流量及び燃料棒毎の出力分布を入力する。

#### (i) 燃料コンパクトの熱伝導率

燃料コンパクトの熱伝導率は、温度や高速中性子照射量に依存して変化するが、充分余裕のある一定値 $0.03 \text{ cal/cm}\cdot\text{s}$ とする。

#### (ii) ギャップコンダクタンス

ギャップコンダクタンス $h_{\text{gap}}$ は、ふく射とギャップのガス熱伝達を基に次式を用いて計算する。

$$h_{\text{gap}} = \frac{k_g}{R} + \epsilon \sigma (T_c^2 + T_s^2) (T_c + T_s)$$

$$R = \frac{D_c}{2} \ln (D_s / D_c)$$

$$\epsilon = \frac{1}{\frac{1}{\epsilon_c} + \frac{D_c}{D_s} \left( \frac{1}{\epsilon_s} - 1 \right)}$$

$h_{\text{gap}}$  : ギャップ熱伝達率 (cal/cm<sup>2</sup>·s·°C)

$k_g$  : ヘリウムガスの熱伝導率,  $k_g = k_g \left( \frac{T_c + T_s}{2} \right)$  (cal/cm·s·°C)

$T_c$  : コンパクト温度 (K)

$T_s$  : スリーブ温度 (K)

$\epsilon_c$  : コンパクトふく射率,  $\epsilon_c = 0.8$  (—)

$\epsilon_s$  : スリーブふく射率,  $\epsilon_s = 0.8$  (—)

$D_c$  : コンパクト外径 (cm)

$D_s$  : スリーブ内径 (cm)

$\sigma$  : ステファンボルツマン常数 (=  $1.354 \times 10^{-12} \text{ cal/cm}^2 \cdot \text{s} \cdot \text{K}^4$ )

ギャップコンダクタンスを左右する因子であるギャップの寸法は、燃料コンパクト及び黒鉛スリーブ、それぞれの熱膨張及び高速中性子照射による変形を考慮して定める。なお、



燃料コンパクトと黒鉛スリーブとが接触することのないように初期ギャップは約 0.15 mm である。

(iii) 黒鉛スリーブの熱伝導率

黒鉛スリーブの熱伝導率は、温度及び高速中性子照射量に依存するが、充分余裕のある一定値  $0.06 \text{ cal/cm}\cdot\text{s}\cdot\text{C}$  とする。

(iv) 熱伝達係数

環状流路の熱伝達係数は、内外流路を変えた種々の伝熱実験により得られた次式を用いる。

乱流域 ( $Re \geq 5000$ )

$$\frac{h \cdot De}{k} = 0.018 \left( \frac{d_o}{d_i} \right)^{0.1} Re_b^{0.8} Pr_b^{0.4} \left( \frac{T_b}{T_w} \right)^{0.5}$$

$h$	: 熱伝達率	( $\text{cal/cm}^2 \cdot \text{s} \cdot \text{C}$ )
$De$	: 等価直径	( $\text{cm}$ )
$k$	: 流体の熱伝導率	( $\text{cal/cm}\cdot\text{s}\cdot\text{C}$ )
$Re$	: レイノルズ数	( $-$ )
$Pr$	: プラントル数	( $-$ )
$b$	: 流体平均温度を表わす添字	
$d_i$	: 流路内径	( $\text{cm}$ )
$d_o$	: 流路外径	( $\text{cm}$ )
$T_w$	: 壁温	( $\text{K}$ )
$T_b$	: 流体温度	( $\text{K}$ )

遷移域 ( $Re' \leq Re < 5000$ )

$$\frac{h \cdot De}{k} = F \cdot Nu_H (Re_b) \cdot \left( \frac{T_b}{T_w} \right)^{0.5}$$

$$F = Nu_t (5000) / Nu_H (5000)$$

$$Nu_H = 0.016 (Re^{2/3} - 125) Pr^{1/3}$$

$$Nu_t = 0.018 \left( \frac{d_o}{d_i} \right)^{0.1} Re^{0.8} Pr^{0.4}$$

層流域 ( $Re < Re'$ )

$$\frac{h \cdot De}{k} = C(\alpha) \cdot \left( \frac{T_b}{T_w} \right)^{0.5}$$

$$C(\alpha) = (-4.8268 \alpha^3 + 12.7516 \alpha^2 - 12.2505 \alpha + 9.7170)$$

$$\alpha = \frac{d_i}{d_o}$$

ここで  $Re'$  は  $Nu_H (Re') = C(\alpha)$  とする値

## (2) 燃料最高温度の評価

単チャンネル解析によって得られた温度分布に対して、設計上十分な余裕を見込むため、工学的安全係数を考慮し、燃料最高温度の評価を行う。

工学的安全係数は発熱、除熱条件等各部の温度上昇の算出において最大値を見積るための係数であり、出力分布や流量配分の不確かさ、及び原子炉熱出力の測定誤差等を含む。

工学的安全係数は、第 3.4.1 表に示す通りであり、炉心入口冷却材温度から、単チャンネル解析によって得られた最高温度点までの温度上昇値に対して積の形で適用する。

燃料最高温度は炉心下部に現われ、定格出力時の燃料最高温度（公称値）は約 1300℃ である。工学的安全係数を考慮した定格運転時のシステマティック燃料最高温度は、約 1510℃、また、108% 過出力時のシステマティック燃料最高温度は約 1540℃ であり設計方針を満足する。

## 3.5 動特性

### 3.5.1 概要

#### (1) プラントの特性

運転制御の観点から、本原子炉は次の特性を持っている。

- (i) 炉心の出力密度が低く、炉心の熱容量が大きい。
- (ii) 冷却材のヘリウムは良好な熱伝達特性を持ち、相変化せず炉心出入口温度差を大きくとっている。
- (iii) 冷却材のヘリウムの熱容量は配管や熱交換器に比較し小さい。

#### (2) 制御方式

本プラントでは、出力設定値に原子炉出力を制御し、水蒸気系の運転を原子炉出力に追従させる原子炉主体の制御を行う。

- (i) 出力設定値に原子炉出力を制御棒により制御する。
- (ii) 原子炉入口温度を一定になるよう制御する。

#### (3) 制御特性

原子炉の出力係数は全ての出力範囲で負に保たれており、原子炉出力は自己制御性を持っている。

さらに、適切な原子炉出力制御系動作により、原子炉出力に十分な安定性を持たせている。

ステップ状反応度添加やランプ状の出力変更さらに通常運転時の過渡状態においては、炉心の熱容量が大きいことに加え上述のような制御方式を採用しているため所定の熱平衡状態に保たれる特性をもち、燃料温度等の変動を小さく抑えることができる。

### 3.5.2 設計方針

定格出力の約 30% 以上での、通常運転時における原子炉及び原子炉制御系の設計方針は、次のとおりである。

(1) 運転中の外乱に対して、原子炉制御系を含めた原子炉系の応答が安定で、原子炉出力、1次冷却材圧力、1次冷却材温度等の主要諸変数が十分な減衰性をもって所定の設定値に制御されるように設計する。

(2) 下記の外乱に対しては制御系の適切な動作により、原子炉はトリップすることなく上記(1)の設計方針を満足した運転を継続できるように設計する\*。

(i)  $\pm 3.0 \times 10^{-4} \Delta k/k$  のステップ状反応度添加（定格出力の30%から100%の範囲内の原子炉出力制御の場合）

(ii)  $\pm 5\%$  のステップ状の1次冷却材流量変化（定格出力の30%から100%の範囲内の原子炉出力制御の場合）

(iii)  $\pm 5\%$  のステップ状の2次冷却材流量変化（定格出力の30%から100%の範囲内の原子炉出力制御の場合）

(iv)  $0.2\%/min$  のランプ状の出力上昇

(v)  $0.4\%/min$  のランプ状の出力降下

### 3.5.3 解析方針

応答解析は、計算機によるプラントシミュレーションによって行う。シミュレーションモデルは、原子炉動特性、燃料熱系、1次冷却系、2次冷却系、蒸気発生器及び種々の制御系等プラント全体を含む。すなわち、6群の遅発中性子群及び反応度フィードバックを含む1点近似中性子動特性モデル、燃料棒及び1次冷却材配管、中間熱交換器及び2次冷却材配管を含めた熱流モデル、また蒸気発生器2次側における飽和気水2相系の熱流モデル等詳細な計算モデルを使用し、併せて種々の制御系を忠実に模擬し得るシミュレーションモデルである。シミュレーションモデルの概略を第3.5.1図に示す。

### 3.5.4 過渡応答

(1)  $\pm 3.0 \times 10^{-4} \Delta k/k$  のステップ状反応度添加

第3.5.2図は、定格運転状態から  $3.0 \times 10^{-4} \Delta k/k$  のステップ状反応度添加時の応答を示す。

原子炉出力は反応度添加後上昇するが、ドブラ効果と出力制御系による制御棒の自動挿入により、定格出力に整定する。原子炉出口冷却材温度の上昇が現われるのは、反応度添加後約180秒であり、緩やかに上昇後、約300秒から低下に転じ、定格出力に相当する温度で整定する。第3.5.3図は、定格運転状態から  $-3.0 \times 10^{-4} \Delta k/k$  のステップ状反応度添加時の応答を示す。応答は、第3.5.2図のほぼ逆の応答となる。

これら2つの外乱のいずれの場合も原子炉出力制御系により定格出力に追従するため、原子炉入口冷却材温度の変動はほとんど現われない。

\* 詳細未検討。制御定数や制御系構成等、さらに起動・停止時の運転方法を詳細に決定した後、以下のような外乱に対し解析を行う予定。

① 定格出力運転からの出力変更（90%→100%、100%→90%）

② 30%炉出力から定格出力までの出力上昇及び100%から30%までの出力減少。

③ FMEAに基づく外乱設定による解析

## (2) ±5%のステップ状の1次冷却材流量変化

第3.4.5図は、定格運転状態から5%のステップ状の1次冷却材流量増加時の応答を示す。

原子炉出力は初期に上昇するが、原子炉出力制御系の信号による制御棒の自動挿入により、出力上昇は抑制され、定格出力で整定する。このとき、原子炉出口冷却材温度は、緩やかに低下するが、原子炉入口温度上昇の影響により、約700秒後から上昇に転じ、1次冷却材流量の増加に対応する温度で整定する。この間、原子炉入口温度は1次冷却材流量増加に伴う中間熱交換器1次側出口温度の上昇の影響を受け、緩やかに上昇し、原子炉出口温度の低下と1次冷却材流量増加に対応する温度で整定する。

第3.5.5図は、定格運転状態から5%のステップ状の1次冷却材流量減少時の応答を示す。応答は、第3.5.4図のほぼ逆の応答となる。

## (3) ±5%のステップ状の2次冷却材流量変化

第3.5.6図は、定格運転状態から5%のステップ状の2次冷却材流量増加時の応答を示す。

原子炉入口冷却材温度は緩やかに低下し、2次系冷却材流量増加に対応する温度で整定する。原子炉出力は、この冷却材温度上昇とドブラ効果により初期に上昇するが、原子炉出力制御系の信号による制御棒の自動挿入により、出力上昇は抑制され、定格出力に維持される。この間、原子炉出口冷却材温度は、原子炉入口冷却材温度の影響を受けて緩やかに低下する。

第3.5.7図は、定格運転状態から5%のステップ状の2次冷却材流量減少時の応答を示す。応答は第3.5.6図のほぼ逆の応答となる。

## (4) 0.2%/minのランプ状の出力上昇

第3.5.8図は、原子炉出力制御系の出力設定値を変化率0.2%/minで30%定格出力から定格出力まで上昇させた場合の応答を示す。出力上昇と共に、1次冷却材流量をそれぞれ増加させるために、原子炉出口冷却材温度、1次冷却材圧力及び2次冷却材圧力は、それらの冷却材流量変化の影響を受け緩やかに変動しながら上昇し、定格出力に対応する温度及び圧力にそれぞれ整定する。

## (5) 0.4%/minのランプ状の出力降下

第3.5.9図は、原子炉出力制御系の出力設定値を変化率0.4%/minで定格出力から30%定格出力まで降下させた場合の応答を示す。出力降下とともに、1次冷却材流量及び2次冷却材流量をそれぞれ減少させるために、原子炉出口冷却材温度、1次冷却材圧力及び2次冷却材圧力は、それらの流量変化の影響を受け緩やかに変動しながら低下または降下し、それぞれ30%定格出力に対する温度及び圧力に整定する。

## 3.5.5 評 価

定格出力の30%以上での通常運転時における $\pm 3.0 \times 10^{-4} \Delta k/k$ のステップ状反応度添加、±5%のステップ状の1次冷却材流量変化、±5%のステップ状の2次冷却材流量変化、0.2%/minのランプ状の出力上昇及び0.4%/minのランプ状の出力降下に対し、制御棒による原子炉出力制御、2次冷却材流量による原子炉入口温度制御の適切な動作により、原子炉出力、原子炉出口冷却材温度、1次冷却材圧力及び2次冷却材圧力等の主要諸変数を十分な減衰性を持って設定値に制御し、過渡時のピーク値も制限値以内におさめることができる。

第 3.1.1 表 原子炉及び炉心の設備仕様

炉心熱出力	約 50MW
1次冷却材全流量	約 57.32 t/h
原子炉圧力容器入口1次冷却材温度	約 395 ℃
原子炉圧力容器出口1次冷却材温度	約 1000℃
原子炉運転圧力	約 40 kg/cm <sup>2</sup> G
炉心有効高さ	約 3.99 m
炉心等価直径	約 2.69 m
全ウラン装荷量	約 1.74 t
冷却回路数	2

第3.2.1表 燃料の設計値(1/2)

(1) 被覆燃料粒子			
粒子直径		約 920 $\mu$	
粒子型式		4重被覆型	
燃料核	材 質	2酸化ウラン	
	初期密度	約 95% 理論密度	
	直 径	約 600 $\mu$	
被 覆 層			
	材 質	初期密度	厚さ
第1層	低密度熱分解炭素	約 1.1 g/cm <sup>3</sup>	約 60 $\mu$
第2層	高密度熱分解炭素	約 1.85 g/cm <sup>3</sup>	約 30 $\mu$
第3層	炭化硅素	約 3.2 g/cm <sup>3</sup>	約 25 $\mu$
第4層	高密度熱分解炭素	約 1.85 g/cm <sup>3</sup>	約 45 $\mu$
濃 縮 度			
	炉心平均	約 3.61%	
	領域平均(内側/外側)	約 3.0%/約 3.67%	
	燃料体(最高/最低)	約 4.6%/約 2.5%	
燃 焼 度			
	炉心平均	約 12.3 GWD/T	
	燃料体最高	約 20 GWD/T	
高速中性子積分照射量(最大) 約 $0.7 \times 10^{21}$ n/cm <sup>2</sup> (E > 0.18 MeV)			
最高温度			
	定格出力時(公称値)	約 1300℃	
	(システムティック値)	約 1510℃	
	過渡変化時(システムティック値)	約 1540℃	
(2) 燃 料 棒			
燃料コンパクト			
	材 質	被覆燃料粒子・黒鉛混合焼結材	
	密度	約 2.46 g/cm <sup>3</sup>	
	粒子充填率	約 30%	
	内径/外径	約 18mm/約 36mm	
	長さ	約 36mm	
黒鉛スリーブ			
	材 質	黒 鉛	
	密度	約 1.75 g/cm <sup>3</sup>	
	内径/外径	約 36.3mm/約 46mm	
	長さ	約 568mm	
線出力密度			
	定格時(平均/最高)	約 169W/cm/298W/cm	

第 3.2.1 表 燃料の設計値 (2/2)

(3) 燃料体		
燃料体数		462
1 カラム当り燃料体数		7
燃料体配列ピッチ		約 300mm (三角配列)
燃料体 形状		六角ブロック
対面間距離		約 299mm
高さ		約 570mm (ダウエルピン含まず)
燃料体当り燃料棒数		12
燃料体当りダウエルピン数		3
ブロック材質		黒鉛
ブロック密度		約 1.75 g/cm <sup>3</sup>
燃料棒挿入孔径		約 53mm
制御棒及び後備停止系素子挿入孔径		約 102mm
可燃性毒物挿入孔径		約 13mm
深さ		約 529mm
制御棒及び後備停止系素子挿入孔数 (制御棒案内ブロック)		3
可燃性毒物挿入孔数		6
可燃性毒物 材質		ホウ素入り黒鉛 (ホウ素 2.5 wt%)
外径		約 12mm
長さ		約 500mm
装荷本数 (燃料体当り)		0 ~ 1 本
ダウエルピン 材質		黒鉛
外径		約 46mm または約 55mm
高さ (突出部)		約 23mm

第 3.2.2 表 炉内構造物の設備仕様 (1/2)

(1) 炉心下部支持構造物					
高温プレナムブロック	星形柱状ブロック				約 50mm 窒化ケイ素
形状	星形対面距離				
主要寸法	高さ				星形柱状ブロック 約 899mm 約 200mm
材料					黒鉛
サポートポスト	両端球面円柱				
形状	直径				
主要寸法	高さ				星形板状ブロック 約 899mm 約 100mm
材料					クロム・モリブデン鋼
プレナム下部ブロック	星形柱状ブロック				
形状	星形対面距離				
主要寸法	高さ				菱形格子 約 5210mm 約 1000mm
材料					クロム・モリブデン鋼
炭素ブロック	星形柱状ブロック				
形状	星形対面距離				
主要寸法	高さ				断熱材内挿型円筒 約 475~約 660mm (レジューサ付)
材料					クロム・モリブデン鋼 セニイ質断熱材, 積層金属 ハステロイ X R
窒化ケイ素	六角板				
形状	六角対面距離				
主要寸法					管 断熱材 ライナー



第3.2.2表 炉内構造物の設備仕様(2/2)

(2) 炉心側部支持構造物 コアバレル	自立円筒 約 5740mm 約 36mm 約 10160mm クロム・モリブデン鋼	材 料	ステンレス鋼
形状 主要寸法 外径 厚さ 全長 材 料	約 5740mm 約 36mm 約 10160mm クロム・モリブデン鋼	(4) 固定反射体 形状 主要寸法 厚さ	多角形柱状ブロック 約 733mm (A型) 約 515mm (B型) 約 737mm (C型) 約 855mm, 675mm 950mm 黒鉛
炉心拘束機構 型式	異種金属組合せ 連結バンド方式 約 165mm 約 943mm 396 ステンレス鋼 クロム・モリブデン・バナジウム鋼	(5) 遮蔽体 上部遮蔽体 形状 主要寸法 材 料	六角柱ブロック 約 299mm 約 450mm ホウ素入黒鉛 ステンレス鋼
高温プレナム側部断熱ブロック 形状 主要寸法 厚さ 高さ 材 料	多角形柱状ブロック 約 230mm 約 400mm シリカブロック	六角対面距離 高さ 中性子吸収体 容器	六角柱ブロック 約 299mm 約 450mm ホウ素入黒鉛 ステンレス鋼
(3) 炉心流量調節装置 型式 主要寸法 外径 高さ	二重円筒 オリフィス孔面積可変式 約 400mm 約 660mm	側部遮蔽体 形状 主要寸法 材 料	台形箱 約 93mm 約 855mm ホウ素入黒鉛 クロム・モリブデン鋼

第 3.2.3 表 制御棒の設備仕様

制御棒型式	軸方向 1/4 分割 2 重円筒ペンント型
制御棒本数	38 本 (19 対配置)
制御棒有効長さ	約 4500 mm
中性子吸収体外径	約 85 mm
中性子吸収体内径	約 55 mm
中性子吸収体材料	B <sub>4</sub> C と黒鉛粉末混合焼結体
被覆管材料厚さ	約 2 mm
被覆管材料	ハステロイール XR

第 3.2.6 表 後備停止系の設備仕様

型式	後備停止系素子落下挿入
作動方式	ラプチャードディスク加圧破裂式
基数	19 基
後備停止系素子径	約 10 mm
後備停止系素子材料	B <sub>4</sub> C と黒鉛粉末混合焼結体
ラプチャードディスク材料	インコネル

第 3.2.4 表 可燃性毒物の設備仕様

可燃性毒物装荷本数 (最大)	約 294 本
有効長 (燃料体あたり)	約 500 mm
中性子吸収体外径	約 12 mm
中性子吸収体材料	B <sub>4</sub> C 粒子・黒鉛粉末混合焼結体

第 3.2.7 表 中性子源の設備仕様

中性子源材料	カリフォルニウム-252
線源強度	約 0.1 Ci (1 個当り)
個数	3
被覆管外径	約 20 mm

第 3.2.5 表 制御棒駆動装置の設備仕様

駆動方式	通常運転時 トリップ時	パルスモータ駆動 電磁クラッチによる電動機切離し自由落下
駆動装置数	38	
駆動速度 (最大)	約 10 mm/sec	
挿入時間 (トリップ時, 全ストロークの 80% 挿入までの時間)	3 秒以下	
電動機電源の種類	直流	30 V

第3.3.1表 核設計値 (1/2)

(1) 炉心構成			
(i) 有効高さ	約4.0 m		
(ii) 等価直径	約2.69m		
(iii) 反射体厚さ			
径方向 (平均)	約1.05m		
軸方向 (上下とも)	約1.14m		
(iv) 全カラム数	73	燃 料 体 66 制御棒案内カラム 7	
(v) 燃料チャンネル数	792		
(vi) 炭素とウランの原子数 密度の比 (Nc/Nu)	約380		
(vii) 制御棒本数	38		
炉心/反射体	14/24		
(viii) 後備停止系組数	19		
炉心/反射体	7/12		
(ix) 燃料装荷法			
径方向	2領域 (内側及び外側領域)		
軸方向 内側領域	3.5, 3.5, 3.0, 3.0, 3.0, 2.5, 2.5 wt%		(炉心上部より)
外側領域	4.6, 4.6, 3.5, 3.5, 3.5, 3.0, 3.0 wt%		(燃料体毎)
(x) 燃料濃縮度			
炉心平均	約3.61 wt%		
内側/外側領域	約3.0/3.67 wt%		
(2) 主要核特性			
(i) 反応度バランス ( $\Delta K_{eff}$ )	炉心余剰反応度	可燃性毒物	制 御 棒
温 度 効 果	0.091	0.001	0.090
Xe & Sm 蓄積	0.043	0.008	0.035
燃 焼 補 償	0.157	0.119	0.038
運 転 余 裕	0.01	—	0.01
炉 停 止 余 裕	—	—	0.185
	0.301	0.128	0.358
	但し、低温状態をベースとした表示。		
(ii) 炉停止余裕 ( $\Delta K_{eff}$ )			
全制御棒挿入状態	0.185 (0.120)*		
スタック基準 (1対) 状態	0.112 (0.040)*		
	*以下の誤差を考慮した場合		
① 低温炉心余剰反応度	0.01	$\Delta K_{eff}$	
② 温度効果	10 %		
③ 可燃性毒物反応度	15 %		
④ 制御棒反応度	10 %		

第3.3.1表 核設計値 (2/2)

(iii) 出力密度 (W/cm <sup>3</sup> )		
平均/最高	2.2/4.2	
出力ピーキング		
全/軸/径方向	2.1/1.7/1.2	
(iv) 中性子束 ( $\times 10^{13}$ n/cm <sup>2</sup> sec)		
高速中性子束 (平均/最高)	4.2/9.4	(E $\geq$ 238 eV)
熱中性子束 (平均/最高)	4.0/7.9	(E < 238 eV)
(v) 燃 燒 度 (GWD/T)		
燃料体毎 平均/最大	1.23/20.0	
(vi) 燃料炉内滞在時間	約 4.25	
(EFPD)		
(vii) 温度係数 ( $\times 10^{-6}$ Δk/k/°C)		
燃料温度係数	-3.0 ~ -4.0	
減速材温度係数	+2.0 ~ -6.0	
出力反応度係数		
(viii) 動特性パラメータ		
中性子平均寿命 (秒)	(9.0 ~ 7.8) $\times 10^{-4}$	
実効遅発中性子割合	(6.7 ~ 5.2) $\times 10^{-3}$	

第 3.4.1 表 熱流力設計値

炉心熱出力	約 50MW
燃料コンパクトの熱発生	約 94%
1次冷却材圧力	約 40 kg/cm <sup>2</sup> G
1次冷却材流量	約 15.9 kg/s
実効熱伝達面積	約 420 m <sup>2</sup>
原子炉圧力容器入口1次冷却材温度	約 395℃
原子炉圧力容器出口1次冷却材温度	約 1,000℃
平均出力密度	約 2.2W/cm <sup>3</sup>
熱流束	
定格出力時平均	約 0.95×10 <sup>5</sup> kcal/m <sup>2</sup> h
定格出力時最大	約 1.77×10 <sup>5</sup> kcal/m <sup>2</sup> h
線出力密度	
定格出力時平均	約 169W/cm
定格出力時最大	約 298W/cm
全出力ピーキング係数	約 1.76 (公称燃料温度計算用)
工学的安全係数	約 1.24
過出力係数	1.08
燃料最高温度	
定格出力時公称値	約 1,300℃
定格出力時システマティック値	約 1,510℃
過出力時システマティック値	約 1,540℃

## 4. 1 次冷却設備

### 4.1 概要

1次冷却設備は、原子炉圧力容器、1次冷却材循環系、中間熱交換器等で構成する。

1次冷却設備の系統図を第4.1.1図に示す。

1次冷却材循環系は、冷却材を炉心に強制循環させ炉心から熱を除去する。

炉心で加熱された1次冷却材は、原子炉圧力容器に接続する2重配管の内管を通して中間熱交換器に送られ、ここで2次冷却材と熱交換して低温ガスとなり、2重配管の環状部を通して炉心に戻される。

原子炉圧力容器、1次冷却材循環系及び中間熱交換器は、補助冷却設備並びに関連する補助系統の配管との接続部を含めて原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する。

原子炉冷却材圧力バウンダリの概略図を第4.1.2図に示す。

### 4.2 設計方針

1次冷却設備は、次の方針で設計する。

#### (1) 原子炉圧力容器

予想されるあらゆる運転状態において生じる荷重の必要な組合せにも十分耐える容器であるようにする。

#### (2) 1次冷却材循環系

a. 通常運転時に炉内を通常運転温度に保つために炉心へ十分な流量の冷却材を循環する能力を持つようにする。

b. 1次冷却材流量、又は2次冷却材流量を調整することにより原子炉入口温度を一定に保つようにする。

c. 1次冷却系循環機の1台が急速停止、又は電源喪失の場合にも、燃料が十分な熱的余裕を有するようにする。

d. 原子炉から中間熱交換器に至る配管は内部断熱2重管構造とし、内管内を高温冷却材、環状部を戻りの低温冷却材が流れるようにし、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度を下げ健全性を確保する。

#### (3) 中間熱交換器

i. 高温における破壊様式に関し、十分な健全性を有するようにする。

ii. 高温における構造材料の熱膨張差を十分吸収しうる構造とする。

iii. 寿命期間を通じて断熱構造の健全性が維持されるように配慮する。

iv. 1次冷却材が2次冷却材側に漏洩することのないよう、通常運転中は2次冷却材圧力を1次冷却材圧力よりも1～3 kg/cm<sup>2</sup>高くするものとする。

## (4) その他

- i. 原子炉冷却材圧力バウンダリに使用する材料については、脆性破壊を防止できるものを使用する。
- ii. 1次冷却系の圧力は、安全弁の設置により、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の1.1倍以下となるように設計する。
- iii. 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏洩の早期検知と漏洩量の推定のために漏洩監視設備を設ける。
- iv. 1次冷却系には1次冷却材純化系を接続し、冷却材中の不純物及び核分裂生成物を除去することにより、炉心黒鉛の酸化防止、構造材料の健全性維持を図るものとする。
- v. 原子炉冷却材圧力バウンダリとなる系統及び機器は、「多目的高温ガス実験炉の供用期間中検査指針」を満足するように、定期的に供用期間中検査ができるようにする。

## 4.3 主要設備の仕様

前記4.2の設計方針に適合する1次冷却設備の設備仕様を第4.3.1表に示す。また、構成機器の設備仕様を第4.3.2表より第4.3.7表に示す。

## 4.4 主要設備

## 4.4.1 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器は、第4.4.1図に示すように上部及び底部が半球状のたて置円筒形で、上部ふたはフランジで容器胴にボルト締めする。原子炉圧力容器内には、燃料体、反射体、炉内構造物、制御棒、その他炉心付属部品を收容する。上部の上鏡には制御棒駆動装置を收容する19本のスタンドパイプ、下部の下鏡には2個の主冷却ノズル等を設ける。なお、スタンドパイプには制御棒アセンブリー（駆動装置、案内管、制御棒等）の交換及び燃料体・可動反射体等の搬出入用にスタンドパイプクローザを設ける。

上部ふたのフランジ当り面は、同心円状に二重に溝を設け、ここにニッケル・クロム・鉄合金製Oリングを取付けシールを行う。更にこの外周にオメガシールリングを設け、シール溶接する。シール部分からの漏洩を検出するために、内側Oリングと外側Oリングとの間及び外側のOリングとオメガシールリングとの間に胴部フランジタップを設ける。原子炉圧力容器フランジシール部構造の概略を第4.4.2図に示す。

原子炉圧力容器の実際の運転条件下で放射線損傷の程度を知るため日本電気協会電気技術規程（原子力編）JEAC4201-1970「原子力構造材の監視試験方法」に準拠した照射試験を実施する。カプセルに收容した試験片を上鏡に設けた材料監視用スタンドパイプから原子炉圧力容器内に挿入して照射し、計画的に取出して破壊試験を行い、供用期間中の材質の変化を監視する。

原子炉圧力容器の材料は低合金鋼とする。

原子炉圧力容器外面は、後備冷却設備の水冷管パネルを介して多層アルミ合金製の保温材で

おおう。

#### 4.4.2 スタンドパイプクロージャー

スタンドパイプクロージャーは、第4.4.3図に示す様にスタンドパイプの上部に設けられているメカニカルロック機構のクロージャーで、原子炉冷却材圧力バウンダリーを構成する。また、制御棒アセンブリーを支持し、これと一体となって燃料交換機によりハンドリングが可能な構造となっている。

クロージャー本体下部には、一次冷却材シールのため2重に合成ゴムのDリングが取り付けられており、その間から漏洩検出を行う構造となっている。

制御棒駆動装置等への電源・計装ケーブルは、クロージャーの貫通プラグを通して接続される。なお、スタンドパイプ上部にはクロージャーの逸脱防止のためにバックアップリングを設けている。

#### 4.4.3 1次冷却系循環機

1次冷却系循環機は各ループに1基ずつ設置され、横形2段遠心式圧縮機で電動機駆動であり、回転数制御により、所定の流量に設定が可能である。

材料は、ケーシングがクロムモリブデン鋼、軸がニッケルモリブデン鋼、インペラはステンレス鋼である。

ケーシングは、輪切り型構造であり、使用温度及び圧力に十分耐え、組立・分解の容易な構造である。

軸受は水潤滑軸受で、軸シールシステムには、パuffアガス/水シールシステム及び停止時のシャットダウンシールシステムを採用している。

軸封機構は、1次冷却系の圧力より少し高く調整されたパuffアヘリウムが、常時1次系内へ流入することで行われる。

1次冷却系循環機の駆動は、かご型可変速誘導電動機に直結した増速機を介して行う。

1次冷却系循環機は電動機電源が喪失した場合でも、循環機、電動機及び増速機の回転慣性モーメントにより1次冷却材流量の急速な減少を防ぎ、熱除去能力が急速に失われるのを防止できる。

1次冷却系循環機の構造を第4.4.4図に示す。

#### 4.4.4 中間熱交換器

中間熱交換器は、たて置胴管型熱交換器である。伝熱管はヘリカルコイル形式であり、管内を2次冷却材、胴側を1次冷却材が流れる。原子炉からの高温の1次冷却材は、下部ノズルより入り、ヘリカルコイル伝熱管の外側を上昇する。低温となった1次冷却材は、Aループの中間熱交換器においては、上部ノズルより循環機に至り、昇圧されて再度上部の1次冷却材入口ノズルより内胴と外胴の間に流入して胴部を冷却した後、下部の2重管1次冷却材出口ノズルより流出する。Bループにおいては、低温の1次冷却材は胴上方で方向を変え、内部ダクトと



胴内面の間に形成された円環状の流路を下降し、下部の2重管の内管と外管との間を通り、器外の循環機へと至る。

低温の2次冷却材は、上部のノズルから流入して、低温管板を通過してヘリカルコイル形伝熱管の内部を下降し、加熱されて下部のヘリウム気室に入る。この高温2次冷却材は、センターパイプ内を通過して上昇して上部のノズルより器外へ導びかれる。

高温構造である伝熱管や高温2次冷却材の通路となるセンターパイプは、すべて上部より吊り下げており、下方に自由に熱膨張させる構造としている。伝熱管は管束支持装置により支持され、防振装置として内胴内側にストッパを設ける。また、センターパイプの防振装置として下部及び中間部を側方から支えるストッパを設ける。センターパイプと高温管板は一体構造で、高温管板と伝熱管出口連絡管の伸び差は、伝熱管出口連絡管の曲げにより吸収するようになっている。

中間熱交換器の構造を第4.4.5図に示す。

#### 4.4.5 1次冷却系主配管

1次冷却系主配管は、原子炉圧力容器と中間熱交換器を結ぶ二重配管及び中間熱交換器と1次冷却系循環機を結ぶ単管より構成され、原子炉で発生した熱を中間熱交換器に移送する機能を有する。

二重配管は、内部断熱構造で、2重の断熱層とライナより成り、構造健全性、断熱性能が十分確保されるように配慮されている。内部を原子炉より流出する高温冷却材が流れ、外側を原子炉へ流入する低温冷却材が流れる。このように圧力バウンダリと温度バウンダリの機能を、外管と内管に分離して持たせることにより、信頼性の高い構造となっている。単管には、低温冷却材が流れる。

配管の熱膨張は、配管自身のフレキシビリティで吸収する構造としている。また、二重配管の外管と内管に熱膨張差が生じないように断熱材の厚みを考慮しており、さらに外管と内管の間に設置したスペーサにより、相互の熱膨張を拘束しないよう配慮している。内管とライナの熱膨張差は、ライナを分割し、分割部にスライドジョイントを設けることにより吸収する構造としている。

二重配管の構造を第4.4.6図に示す。

#### 4.4.6 弁類

1次冷却設備の弁類として、止弁、逆止弁、安全弁を設ける。

これらの弁類は、1次冷却材圧力バウンダリの機能を満たし、事故時にも作動させる必要のある弁については、電源喪失時にも作動出来る設計となっている。

止弁には、閉止時の気密保持が確実で軸封部の漏洩のないベローシール玉形弁を採用した。逆止弁には、大口徑に適し、圧力損失の少ないスイングチェック弁を採用した。

安全弁は、破壊板付きのパネ式安全弁であり、安全弁の容量の合計は、1次冷却系の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を有する設計となっている。

#### 4.4.7 支持構造物

前記4.2の「設計方針」に基づき支持構造物は次のとおりとする。

##### (1) 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器支持構造の概略を第4.4.7図に示す。

原子炉圧力容器は、下鏡に溶接したサポートスカートによって支持する。サポートスカートは、原子炉格納容器内の原子炉圧力容器収容室下部のコンクリートベデスタルに置く。地震時の水平荷重は、サポートスカート及び円筒胴上部に取り付けたスタビライザを通して原子炉圧力容器収容室のコンクリート壁に伝達される。

温度変化による原子炉圧力容器の膨張収縮に伴う半径方向の動きは、サポートスカートの変形及びスタビライザの滑りにより吸収し、また、軸方向の動きは、サポートスカート下部を基準に伸び、スタビライザの滑りにより吸収できる。

##### (2) 1次冷却系循環機

1次冷却系循環機は横置型で、下部支持構造であり、1次冷却材配管の熱膨張反力及び耐震性を考慮した設計とする。

##### (3) 中間熱交換器

中間熱交換器は、胴部に設けられたサポートスカートを介して中間熱交換器室床面に設置する。胴部の上部及び下部にはスタビライザを取り付け、耐震性を十分考慮した設計としている。なお、取り付け位置は、1次系配管の熱膨張も考慮して定めている。

温度変化による胴部の膨張収縮に伴う半径方向の動きは、サポートスカートの変形及びスタビライザの滑りにより吸収し、また、軸方向の動きは、サポートスカート下部を基準に伸び、スタビライザの滑りにより吸収できる。

### 4.5 試験検査

#### 4.5.1 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器の製作にあたっては、素材の段階で化学的、機械的試験検査を、また製作中には、非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。主要な非破壊試験項目を第4.5.1表に示す。

原子炉圧力容器の供用期間中検査が可能なように、後備冷却設備の水冷管パネル及び保温材は一部取り外し可能な構造とする。

原子炉圧力容器の実際の運転条件下における中性子照射脆化の程度を知るために、原子炉圧力容器構造材の監視試験計画を実施する。この計画は、試験片ホルダーに収容した試験片を原子炉圧力容器内の上鏡付近に挿入して照射し、計画的に取り出して破壊試験を行うことにより、使用中の材質の変化を監視する。

試験片ホルダーには、母材、溶接部等から採取した衝撃試験片、引張試験片を収容する。

原子炉圧力容器を含む原子炉冷却材圧力バウンダリとなる系統及び機器については日本電気協会が規定する電気技術規定(原子力編)JEAC-4205-1974「原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中検査」に準じて検査を実施し、その健全性等を確認する。

#### 4.5.2 1次冷却系循環機

1次冷却系循環機の製作にあたっては、素材の段階で化学的、機械的試験検査を、また製作中には、非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。供用期間中に「多目的高温ガス実験炉供用期間中検査指針」に基づく検査を実施し、その健全性を確認する。

#### 4.5.3 中間熱交換器

中間熱交換器の製作にあたっては、素材の段階で化学的、機械的試験検査を、また製作中には、非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。供用期間中に「多目的高温ガス実験炉供用期間中検査指針」に基づいて、原子炉冷却材圧力バウンダリの溶接部及び中間熱交換器支持部等の検査を実施し、その健全性を確認する。

#### 4.5.4 1次冷却系主配管

1次冷却系主配管の製作にあたっては、素材の段階で化学的、機械的試験検査を、また製作中には、非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。供用期間中に「多目的高温ガス実験炉供用期間中検査指針」に基づいて、圧力管耐圧溶接部等の検査を実施し、その健全性を確認する。

第4.3.1表 1次冷却設備の設備仕様

1次冷却材	ヘリウム
1次冷却系ループ数	2
1次冷却材流量(定格出力時)	約29 t/h
1次冷却材温度(定格出力時)	
原子炉圧力容器入口	395 ℃
原子炉圧力容器出口	1,000 ℃
運転圧力(定格出力時)	40 kg/cm <sup>2</sup> G

第4.3.2表 原子炉圧力容器仕様

形 式	たて置円筒型
最高使用圧力	44.4 kg/cm <sup>2</sup> G
最高使用温度	440 ℃
運 転 圧 力	約40 kg/cm <sup>2</sup> G
原子炉圧力容器入口冷却材温度	約395 ℃(定格出力時)
主 要 寸 法	
内 径	約 5.95m
全高(内のり)	約16.11m
胴 部 肉 厚	約 136mm
材 料	
母 材	低合金鋼及び低合金鍛鋼 (ASME SA 387Gr22相当)
ス タ ッ ド	低合金高張力鋼

第4.3.3表 スタンドパイプクロージャースタンド仕様

形 式	ローラー・ラッチ式
個 数	23
最高使用圧力	44.4 kg/cm <sup>2</sup> G
最高使用温度	65 ℃
主 要 寸 法	
クロージャー本体外径	約500mm(19個) 約120mm(4個)
シール方式	合成ゴム2重Dリング
主 要 材 料	0.06V鋼

第4.3.4表 1次冷却系循環機仕様

形 式	横型遠心式水潤滑軸受駆動部分離形
基 数	2
シール方式	
運転時	バッファヘリウム，水シール方式
停止時	シャットダウンシール方式
容 量	約29 t/h/基
揚 程	約0.9 kg/cm <sup>2</sup>
最高使用圧力	44.4 kg/cm <sup>2</sup> G
最高使用温度	425℃
主 要 寸 法	
全長(本体のみ)	約1.6m
ケーシング外径	約1.3m
材 料	
ケーシング	SCPH32
軸	SNCM
インペラ	17-4PH(SCS24相当)
電 動 機	
形 式	かご型誘導電動機
電 圧	6.9KV
出 力	550KW
回 転 数	3,000 rpm (定格) (定格の10~110%の範囲で可変)
増 速 機	
形 式	単段増速シングルヘリカル型
増 速 比	2.04
伝 達 動 力	550KW

第 4.3.5(a)表 中間熱交換器仕様 (A ループ)

形 式	へリカルコイル胴管型
基 数	1 基 / ループ
胴側最高使用圧力	44.4 kg/cm <sup>2</sup> G
管側最高使用圧力	52.0 kg/cm <sup>2</sup> G
1 次冷却材流量	約 28 t/h
入 口 温 度	約 988 ℃
出 口 温 度	約 376 ℃
2 次冷却材流量	
入 口 温 度	約 310 ℃
出 口 温 度	約 930 ℃
伝 熱 量	約 25 MW
伝 熱 面 積	約 1,495 m <sup>2</sup>
伝 熱 管 本 数	270 本
伝 熱 管 外 径	約 32 mm
厚 さ	約 4 mm
胴 部 外 径	約 2.6 m
全 高	約 20.9 m
材 料	
胴 部	SCMV4
伝 熱 管	ハステロイ XR
高 温 管 板	ハステロイ XR
断 熱 材	カオウール相当

第 4.3.5 (b) 表 中間熱交換器仕様 ( B ループ )

形 式	ヘリカルコイル胴管型
基 数	1 基 / ループ
胴側最高使用圧力	44.4 kg/cm <sup>2</sup> G
管側最高使用圧力	52.0 kg/cm <sup>2</sup> G
1 次冷却材流量	約 28 t/h
入 口 温 度	約 987 ℃
出 口 温 度	約 379 ℃
2 次冷却材流量	約 28 t/h
入 口 温 度	約 310 ℃
出 口 温 度	約 930 ℃
伝 熱 量	約 25 MW
伝 熱 面 積	約 1,190 m <sup>2</sup>
伝 熱 管 本 数	474 本
伝 熱 管 外 径	約 25 mm
厚 さ	約 4 mm
胴 部 外 径	約 2.7 m
全 高	約 16.8 m
材 料	
胴 部	SCMV4
伝 熱 管	ハステロイ XR
高 温 管 板	ハステロイ XR
断 熱 材	カオウール相当

第4.3.6表 1次冷却系配管仕様

(1) 高温2重配管		
最高使用圧力	外管	44.4 kg/cm <sup>2</sup> G
	内管	4 kg/cm <sup>2</sup> G (最大差圧)
最高使用温度	外管	425℃
	内管	
内管寸法	外径	約 660 mm
	管厚	約 15 mm
外管寸法	外径	約 813 mm
	管厚	約 28 mm
断熱材厚さ		約 76 mm
断熱材 料	外管	STPA24
	内管	STPA24相当
	断熱材	積層金属断熱材及びカオウール相当
	ライナ	ハステロイXR
(2) 低温配管		
最高使用圧力		44.4 kg/cm <sup>2</sup> G
最高使用温度		378℃
管 外 径		約 406 mm
管 厚		約 21 mm
材 料		STPA24



第4.3.7表 弁類仕様

番号	名称	形式	口径	材質(本体)	個数	操作
1	中間熱交換器出口弁	ベローシール 玉形弁	400A	SCPH32	1/ループ	電動
2	1次系冷却系循環機 出口止弁	ベローシール 玉形弁	400A	SCPH32	1/ループ	電動
3	中間熱交換器入口弁	ベローシール 玉形弁	400A	SCPH32		手動
4	1次系冷却系循環機 出口逆止弁	スイングチェ ック弁	400A	SCPH32		—
5	1次冷却系用安全弁	バネ式安全弁	40A	SCPH32		—

第4.5.1表 原子炉圧力容器の製作中の主な非破壊試験

		RT	UT	PT	MT
鍛 鋼	フランジ				
	スタッド				
	スタンドパイプ				
	ノズル				
板	上下鏡, 胴				
溶 接 部	主溶接線	○	○		○
	スタンドパイプ用ノズルと上鏡の溶接部	○	○		○
	スタンドパイプとスタンドパイプ用ノズルの溶接部	○	○		○
	主ノズルと下鏡の溶接部	○	○		○
	ブランケット取付け部				○
	サポートラグ取付け部				○
	サポートスカート取付け部				○
	コアバレルサポート取付け部				○
	主フランジシート面肉盛部		○	○	

- 1) RT 放射線透過試験  
UT 超音波探傷試験  
PT 液体浸透探傷試験  
MT 磁粉探傷試験
- 2) 実施する非破壊検査項目を○印で示す。
- 3) 鍛鋼の検査法については検討中。

## 5. 2次冷却設備

### 5.1 概要

2次冷却設備は、2次冷却材循環機、蒸気発生器、隔離弁等で構成し、通常運転時において適切な冷却能力を有している。

2次冷却設備の系統図を第4.1.1図に示す。

2次冷却材循環系は、冷却材を中間熱交換器に強制循環させ中間熱交換器から熱を除去する。中間熱交換器で加熱された2次冷却材は、中間熱交換器に接続する2重配管の内管を通じて蒸気発生器に送られ、ここで水と熱交換して蒸気を発生し、低温ガスとなって2重配管の環状部を通り、中間熱交換器に戻される。

### 5.2 設計方針

2次冷却設備は、次の方針で設計する。

#### (1) 2次冷却材循環機

- i. 中間熱交換器へ十分な流量の冷却材を循環する能力を持つようにする。
- ii. 出力運転時においては2次冷却材流量は一定とする。
- iii. 2次冷却系循環機の1台が急速停止、又は電源喪失の場合にも、重要機器の健全性が維持されるようにする。
- iv. 中間熱交換器から蒸気発生器に至る配管は内部断熱2重管構造とし、内管内を高温冷却材、環状部を戻りの低温冷却材が流れるようにし、2次冷却材圧力バウンダリの温度を下げ、構造健全性を確保する。

#### (2) 蒸気発生器

- i. 高温における破壊様式に関し、十分な健全性を有するようにする。
- ii. 高温における構造材料の熱膨張差を十分吸収しうる構造とする。
- iii. 寿命期間を通じて断熱構造の健全性が維持されるように配慮する。

#### (3) 隔離弁

- i. 1次冷却材循環系主配管、又は2次冷却材循環系主配管が破断した場合、原子炉冷却材及び放射性物質の放出を制限するため、できるだけ速く閉鎖するように設計する。
- ii. 2次冷却材循環系主配管には、それぞれ2個の隔離弁を設置する。
- iii. 原子炉通常運転中、2次冷却系主配管隔離弁の作動性を確認するための試験ができるようにする。

#### (4) その他

- i. 2次冷却設備の圧力は、安全弁の設置により、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の1.1倍以下となるように設計する。
- ii. 2次冷却材循環系には2次ヘリウム純化系を接続して2次冷却材の純度を管理し、構

造材料の健全性維持を図るものとする。

### 5.3 主要設備の仕様

2次冷却設備の主要設備の設備仕様を第5.3.1表から第5.3.5表に示す。

### 5.4 主要設備

#### 5.4.1 2次冷却系循環機

2次冷却系循環機は、横置2段遠心式圧縮機で電動機駆動であり、回転数を変えることにより所定の流量に設定が可能である。

ケーシングは垂直分割型であり、ヘリウムガスと接する耐圧部はシール溶接構造である。また、軸封装置部への伝熱を防ぐために水ジャケットを設けている。

軸受はシュラウデッドステップ型静圧水潤滑軸受であり、軸シールシステムには、バッファガス水シールシステムを採用し、2次冷却材の系外漏洩を防止している。バッファヘリウムは機内圧より $0.2 \sim 0.4 \text{ kg/cm}^2$ 高い圧力で供給され、シール水とともに回収される。シール水はヘリウム/水ドレン室の圧力より $0.2 \sim 0.4 \text{ kg/cm}^2$ 高い圧力で供給される。

全循環機動力が喪失した場合でも、循環機及び電動機の慣性時定数が30秒以上になるように設計し、流量のコーストダウンを十分ゆるやかにする。

2次冷却系循環機の構造を第5.4.1図に示す。

#### 5.4.2 配管

配管は内部断熱2重管構造であり、内部を高温ガスが流れ、環状部を戻りの低温ガスが流れる。

内部断熱構造は、2重の断熱層とライナより成り、構造健全性、断熱性能の確保が十分可能をように配慮されている。

#### 5.4.3 蒸気発生器

蒸気発生器は、たて置胴管型循環方式である。伝熱管は直管形式であり、管内を水及び水蒸気が、胴側を2次冷却材が流れる。胴は2重構造であり、内胴の内側には断熱材を設置している。

蒸気発生器の構造を第5.4.2図に示す。

2重管内管から胴内に流入した2次冷却材は切り欠きバッフル板によりその方向を反転しながら胴内を下降し、管内流体と熱交換を行う。中間熱交換器の伝熱面積余裕吸収等のため、下降の途中でバイパスノズルより最大約30%の2次冷却材を胴外に導く（取り出し冷却材最高温度約 $500^\circ\text{C}$ ）。残りの冷却材は更に胴内を下降し、下部出口ノズルより流出する。下部ノズルより流入した水は伝熱管内を上昇しながら加熱され、一部は蒸気となり、上部ノズルより流出する。胴は2重構造となっており、外胴と内胴の間に2次冷却材を流す。

伝熱管及びバッフル板の重量は高温管板に伝えられ、高温管板は直接外胴で支持される。

高温管板の温度は約250℃程度であり、強度的に十分である。バッフル板を支えるタイロッドと伝熱管の熱膨張差は、バッフル板と伝熱管がスライドすることにより吸収する。また、伝熱管と外胴との熱膨張差は、伝熱管の低温部の曲りで吸収する構造である。

#### 5.4.4 隔離弁

隔離弁は、約930℃の高温ガスを遮断する高温隔離弁と約310℃の低温ガスを遮断する低温隔離弁より成る。高温隔離弁には内部断熱材を施している。これらの隔離弁は空気圧及びスプリング駆動で、空気圧が喪失すれば閉鎖するようにする。

高温隔離弁の構造を第5.4.3図に示す。

#### 5.4.5 支持構造物

蒸気発生器は第5.4.2図に示すスカートにより支持される。

#### 5.4.6 弁類

2次冷却設備の弁類として、上記の隔離弁以外に、仕切弁、流量調節弁、安全弁を設ける。

### 5.5 試験検査

2次冷却設備の製作にあたっては、素材の段階で化学的、機械的検査を、また、製作中には非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。供用期間中に「多目的高温ガス実験炉供用期間中検査指針」に基づく検査を実施し、その健全性を確認する。

第 5.3.1 表 2 次冷却系循環機の設備仕様

形 式	横型 2 段遠心式，水潤滑軸受分離型
基 数	2 基
容 量	約 30 t/h/基
揚 程	約 2.4 kg/cm <sup>2</sup> (最大流量時)
入 口 圧 力	約 4.2 kg/cm <sup>2</sup> G
入 口 温 度	約 285℃
最高使用圧力 (内圧)	5.2 kg/cm <sup>2</sup> G
(外圧)	1 kg/cm <sup>2</sup> G
主 要 寸 法	
全 長	約 5.1 m
ケーシング外径	約 1.0 m
材 料	
インペラ	SCS24 相当
ケーシング	高温高圧用鋳鋼品 (SCPH)
シャフト	SNCM
電 動 機	
形 式	全閉外扇かご型三相誘導機
電 圧	3300V
出 力	約 850 kW
回 転 数	約 3000 rpm (定格, 可変)

第 5.3.2 表 2 次冷却設備主要配管の設備仕様

(1) 高温 2 重配管		
外 管	最高使用圧力 (内圧)	5.20 kg/cm <sup>2</sup> G
	(外圧)	1.0 kg/cm <sup>2</sup> G
	最高使用温度	350℃
	外 径	約 813 mm
	管 厚	約 28 mm
	材 料	STPA 24 相当
内 管	最高使用圧力 (外圧)	2.0 kg/cm <sup>2</sup> G
	最高使用温度	360℃
	外 径	約 660 mm
	管 厚	約 15 mm
	材 料	STPA 24 相当
内部断熱材	厚 さ	約 127 mm
	材 料	カオウール相当
ライナー	外 径	約 377 mm
	厚 さ	約 6 mm
	材 料	ハステロイ XR
(2) 高温単管		
	最高使用圧力 (内圧)	5.20 kg/cm <sup>2</sup> G
	(外圧)	1.0 kg/cm <sup>2</sup> G
	最高使用温度	350℃
	管 外 径	約 660 mm
	管 厚	約 15 mm
	材 料	STPA 24 相当
(3) 低温単管		
	最高使用圧力 (内圧)	5.20 kg/cm <sup>2</sup> G
	(外圧)	1.0 kg/cm <sup>2</sup> G
	最高使用温度	350℃
	管 外 径	約 356 mm
	管 厚	約 11 mm
	材 料	STPA 24 相当
(4) 蒸気発生器バイパス配管		
	最高使用圧力 (内圧)	5.20 kg/cm <sup>2</sup> G
	(外圧)	1.0 kg/cm <sup>2</sup> G
	最高使用温度	532℃
	管 外 径	約 267 mm
	管 厚	約 9 mm
	材 料	STPA 24 相当

第 5.3.3 表 蒸気発生器の設備仕様

形 式		直管切欠きバツフル胴管形
基 数		2 基
最高使用圧力		
胴	側	5 2 kg/cm <sup>2</sup> G
管	側	3 2 kg/cm <sup>2</sup> G
最高使用温度		
内	胴	3 5 0 ℃
外	胴	3 5 0 ℃
伝 熱 管		2 5 0 ℃
2次冷却材流量		約 2 8 t/h/loop
蒸気運転圧力(定格出力時)		約 3 1.0 kg/cm <sup>2</sup> G
蒸気運転温度(定格出力時)		約 2 3 3 ℃
水蒸気流量		約 3 7 3 t/h/loop
蒸気発生量(定格出力時)		約 4 1.0 t/h/loop
伝 熱 面 積		約 1 2 7 m <sup>2</sup>
伝 熱 管 本 数		2 6 5 本
伝 熱 管 外 径		約 2 5.4 mm
厚 　　さ		約 2.3 mm
胴 部 外 径		約 1.2 m
全 　　高		約 1 2 m
材 　　料		
本 　　体		SCMV 4
伝 熱 管		STBA 2 4
2次冷却材出入口管管台		SFHV 2 4 B
水蒸気系出入口管管台		SFHV 2 4 B
タイロッド, バツフル板		ハステロイ XR
高温・低温管板		SCMV 4

第 5.3.4 表 隔離弁の設備仕様

(1) 高温隔離弁		
形 式		単管形内部断熱方式アングル弁
個 数		4
設 計 温 度		9 6 0 ℃
設 計 圧 力		5 2 kg/cm <sup>2</sup> G
接 続 配 管 径		2 6 B
シ ー ル 構 造		ベローズ及びグランドパッキング
駆 動 方 式		空気圧及びスプリング力 (フェイルクローズ用)
(2) 低温隔離弁		
形 式		アングル弁
個 数		4
設 計 温 度		4 0 0 ℃
設 計 圧 力		5 2 kg/cm <sup>2</sup> G
接 続 配 管 径		1 4 B ( 外径 3 5 5. 6 mm )
シ ー ル 構 造		ベローズ及びグランドパッキング
駆 動 方 式		空気圧及びスプリング力 (フェイルクローズ用)



第 5.3.5 表 弁類の設備仕様

(1) 蒸気発生器バイパス量調節弁		
形 式		空気作動式玉形弁
個 数		2
呼 び 径		1 4 B
設 計 温 度		4 0 0 ℃
設 計 圧 力		5 2 kg/cm <sup>2</sup> G
(2) 蒸気発生器出口流量調節弁		
形 式		空気作動式玉形弁
個 数		2
呼 び 径		1 4 B
設 計 温 度		4 0 0 ℃
設 計 圧 力		5 2 kg/cm <sup>2</sup> G
(3) 中間熱交換器 2 次冷却材入口安全弁		
形 式		バネ式ラブチャードイスク付
個 数		4
設 計 温 度		4 0 0 ℃
設 計 圧 力		5 2 kg/cm <sup>2</sup> G
(4) 2 次ヘリウム循環機入口安全弁		
形 式		バネ式ラブチャードイスク付
個 数		4
設 計 温 度		4 0 0 ℃
設 計 圧 力		5 2 kg/cm <sup>2</sup> G

## 6. 工学的安全施設

### 6.1 概 要

工学的安全施設は1次冷却設備及び2次冷却設備等の原子炉施設の破損，故障等に起因して原子炉内の燃料の著しい破損による大量の放射性物質の放散の可能性がある場合，これらを抑制又は，防止する。

工学的安全施設については，次に示す様な設計方針に適合するように設計する。

(1) 工学的安全施設は，動的機器の単一故障を想定した場合でも，当該施設の所定の安全機能を果し得るように多重性を有する設計であること。

(2) 工学的安全施設の重要部分は検査が可能で，また系統の性能試験が定期的に行えるような設計であること。

(3) 工学的安全施設は外部電源喪失時にも所定の安全機能を果せるように，非常用電源にて駆動できる設計であること。

(4) 工学的安全施設は，耐震Aクラスとする。

工学的安全施設は，非常用原子炉冷却設備，黒鉛酸化防止設備，原子炉格納施設，アニュラス循環排気設備，原子炉格納容器内空気再循環浄化設備及び1次冷却ヘリウムダンプ設備で構成し，次の機能を持つ。

#### (1) 非常用原子炉冷却設備

非常用原子炉冷却設備は事故時に圧力容器，炉内構造物及び炉心構成要素の健全性を維持し燃料に重大な損傷を生じないように，炉心部の残留熱と崩壊熱を除去する。本設備は後備冷却設備と補助冷却設備からなる。

#### (2) 黒鉛酸化防止設備

黒鉛酸化防止設備は1次系配管破断事故等，原子炉冷却系統が減圧し，破断部から大量の雰囲気空気が炉心部へ侵入する可能性のある事故に対して，炉心部雰囲気を低酸素濃度に維持することによって炉心構成黒鉛の酸化を防止する。必要に応じて格納容器内雰囲気をアニュラスに排出する。

#### (3) 原子炉格納施設

格納施設は，事故時に原子炉外部へ放出される放射能を閉じ込め，放射能放出の最終障壁を形成する。

#### (4) アニュラス循環排気設備

アニュラス循環排気設備は，格納容器内への放射能放出事故時にアニュラス部を負圧に維持し，格納容器からアニュラス部へ漏洩した放射性物質を除去し，排気を排気筒より排出する。

#### (5) 原子炉格納容器内空気再循環浄化設備

原子炉格納容器内空気再循環浄化設備は，1次冷却系減圧事故時に格納容器内の空気を循

環浄化する。

#### (6) 1次冷却ヘリウムダンプ設備

1次冷却ヘリウムダンプ設備は、2次冷却系減圧事故時等に1次冷却ヘリウムをダンプタンクに移送する。

## 6.2 非常用原子炉冷却設備

### 6.2.1 後備冷却設備

#### 6.2.1.1 概要

後備冷却設備は強制循環による炉心冷却が困難となる1次冷却系配管破断事故等による事故時に圧力容器、炉内構造物及び炉心構成要素の健全性を維持し燃料に重大な損傷を生じせしめないように炉心部の残留熱と崩壊熱を除去するために設けるものである。

後備冷却設備は、コンパートメント圧力高と1次系圧力低々又は2次系圧力低々の信号によって自動起動される。また、制御室から遠隔手動で起動することもできる。

本設備は独立2系統の外部電源母線及び非常用電源母線に接続され給電される。

後備冷却設備の概略系統図を第6.2.1図に示す。

本系統は冷却水管をとりつけた水冷管パネルを原子炉圧力容器の周囲及び上部に設け、輻射及び自然対流熱伝達によって圧力容器を外側から冷却する。また、コアパネルと圧力容器内面間の輻射伝熱及び炉心構成要素の熱伝導によって炉心を冷却する設備である。

#### 6.2.1.2 設計方針

後備冷却設備は、燃料の重大な損傷を防止し、原子炉圧力容器の健全性と炉心冷却形状を維持するように次の方針で設計する。

(1) 強制循環による炉心冷却が困難となる事故時にも原子炉圧力容器、炉内構造物及び炉心構成要素の健全性を維持し、燃料に重大な損傷を生じせしめないようにする。

(2) 注水起動時の熱衝撃を考慮した設計とする。

(3) 原子炉圧力容器の供用期間中検査を考慮して設計する。

#### 6.2.1.3 主要設備の仕様

後備冷却設備の機器仕様の概略を第6.2.1表に示す。

#### 6.2.1.4 主要設備

本設備は独立2系統を有し、水冷管パネル、循環ポンプ、冷却器、ホールドアップタンク、補給水ポンプ、保有水タンク、及び配管・弁等により構成される。

本設備は閉ループであり、循環ポンプによりホールドアップタンク内冷却水を水冷管パネルへ供給し、水冷管パネルにて圧力容器の冷却を行った後に、冷却水を冷却器により冷却し再びホールドアップタンクへ戻す。

炉内からの発生熱は炉容器鋼壁表面より輻射及び自然対流伝熱によって水冷管パネルへ伝達される。所定の伝熱量を確保するため水冷管パネル温度を60℃前後に維持する。通常運転時には水冷管パネルは約400℃の空だき状態にあり、注水時の熱衝撃を緩和させるため起動の初期において冷却水流量を小さく抑える。水冷管パネルは上鏡パネル、側部可動パネル、側部固

定パネル(1)、側部固定パネル(2)の4つに分けられる。

パネルから戻る冷却水を冷却するために冷却器を設置し、冷却器管側には原子炉冷却水系の冷却水が供給される。冷却器からの戻り配管はホールドアップタンク水面下に挿入されており、万一蒸気がホールドアップタンクに到達した場合にも水面下で水に戻される。ホールドアップタンクはタンク内圧力の上昇を防止するため、ベントラインを通じて大気解放されている。

補給水ポンプは保有水をホールドアップタンクへ補給する。補給水量は一定とし、ホールドアップタンク液位「低」で補給水ポンプが作動して補給を開始し、同液位「高」で補給水ポンプが停止して補給を終了する。なお、ホールドアップタンクはオーバフローラインを有しており系統外への水の損失を極力少くするような設計となっている。

保有水タンク容量は、30日間に系外へ放散される量等に余裕を見込んだ容量としている。

本系統にはテストラインが設置されており、プラント通常運転時に定期的に動的機器の作動確認を行う。

#### 6.2.1.5 評価

原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の破断事故等を仮定する最も厳しい事故状態にも、後備冷却設備はその動的機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも圧力容器、炉内構造物及び炉心構成要素の健全性を維持し、燃料の重大な損傷を防止する機能を有することを解析によって確認している。

#### 6.2.1.6 試験検査

後備冷却設備の機器は、製作中において厳重な試験検査を行い、性能試験においてその性能を確認する。

現地据付後、後備冷却設備の各系統は個々の動的機器の作動試験を行い、それぞれに要求される機能が十分に発揮できることを確認する。また後備冷却設備はその運転可能性を確認するため、プラント通常運転時に各系統に設置されたテストラインを用いて定期的に動的機器の作動確認を行う。また、プラント停止時に静的機器の健全性の確認を行う。

### 6.2.2 補助冷却設備

#### 6.2.2.1 概要

工学的安全施設としての補助冷却設備の機能は、1次冷却系の長期間強制循環冷却能力喪失又は、2次系冷却能力喪失等の事故に対して原子炉の残留熱及び崩壊熱を除去することである。

補助冷却設備は、独立した2系統が設置される。各系統は1次冷却系2重管より分岐し、補助冷却器、フィルタ、補助循環機、配管、弁等から構成される1次ヘリウム側系統並びに補助冷却器においてヘリウム側の除熱を行う補助冷却水系とからなる。補助冷却水系の主な機器は補助冷却水熱交換器、補助冷却水循環ポンプ、加圧器、配管、弁等から構成される。なお、補助冷却器の熱衝撃をやわらげるため常時少量の1次冷却材を流している本系統は1次冷却材流量低、又は2次冷却材流量低の信号により自動起動される。また、制御室から遠隔手で起動することができる。補助冷却系の1次冷却系との関係を第4.1.1図に、補助冷却設備水系系統図を第6.2.2図に示す。

### 6.2.2.2 設計方針

工学的安全施設としての補助冷却設備は、次の方針で設計する。

(1) 想定される加圧状態の事故に対して、燃料の重大な損傷を防止し、原子炉圧力容器の健全性と炉心冷却形状を維持できる性能を有する設計とする。

(2) 供用期間中検査を考慮した設計とする。

### 6.2.2.3 主要設備の仕様

補助冷却設備の主要な機器仕様の概略を第 6.2.2 表に示す。

### 6.2.2.4 主要設備

#### (1) 補助冷却器

補助冷却器は、補助冷却設備のヘリウム側と補助冷却水側の境界を形成する機器でヘリウム側の熱を補助冷却水側に伝える堅置シェルアンドチューブ型熱交換器である。

#### (2) 補助循環機

補助循環機は、インペラ、軸受及び駆動用モータ等の回転部品をすべてケーシング内に収めたサブマージドタイプの堅型遠心式である。

#### (3) 補助冷却水熱交換器

補助冷却水熱交換器は、補助冷却水系と原子炉冷却水系の境界を形成する機器で、補助冷却器で除去した熱を冷却水系に伝えるために設置されており、横型無液面多管円筒式熱交換器である。

#### (4) 補助冷却水循環ポンプ

補助冷却水循環ポンプは、補助冷却系ループ内の補助冷却水を循環させるため設置された横型遠心式渦巻ポンプである。

#### (5) 加圧器

加圧器は、補助冷却水系内の水を沸騰させずにサブクール状態にし、系統内圧力を  $15 \text{ kg/cm}^2\text{G}$  に保つために設けられた鋼製円筒型加圧器である。

### 6.2.2.5 評価

1次冷却系の強制循環冷却能力喪失又は、2次系冷却能力喪失等を仮定する最も厳しい事故状態にも、補助冷却設備はその動的機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも圧力容器、炉内構造物及び炉心構成要素の健全性を維持し、燃料の重大な損傷を防止する機能を有することを解析によって確認している。

### 6.2.2.6 試験検査

補助冷却設備の機器は、製作中において厳重な試験検査を行い、性能試験においてその性能を確認する。

現地据付後、補助冷却設備の各系統は個々の動的機器の作動試験を行い、それぞれに要求される機能が十分発揮できることを確認する。また、補助冷却設備が運転可能であることを確認するための定期試験を実施する。

## 6.3 黒鉛酸化防止設備

### 6.3.1 概要

黒鉛酸化防止設備は、配管破断事故等で原子炉冷却系が減圧し、系外雰囲気より系内への酸素混入が予想される事故に対して、炉心黒鉛構造物の酸化、強度低下及び燃料体の重大な損傷をひき起さないよう、事故後に高温プレナム部に窒素ガスを連続供給し、炉内を低酸素濃度に維持するものである。本設備は、窒素ガス供給系と窒素ガスの供給による格納容器内圧力の過度の上昇を防止するための管理排出系とからなる。

黒鉛酸化防止設備の系統構成を第 6.3.1 図に示す。

本設備は、コンパートメント圧力高と 1 次系圧力低の信号により自動起動される。また、制御室から遠隔手動で起動される。

### 6.3.2 設計方針

1 次冷却材ヘリウムが窒素ガス供給配管を逆流して格納容器外へ放出されることを防止する。

### 6.3.3 主要設備の仕様

第 6.3.1 表に主要設備の機器仕様を示す。

### 6.3.4 主要設備

#### 6.3.4.1 窒素ガス供給系

窒素ガス供給系は、液体窒素貯蔵タンク、窒素蒸発器、窒素ガス供給タンク及び配管・弁等で構成される。本系統は 1 次冷却系が破断によって減圧し、破断口から炉内へ空気が侵入することを防止するため炉内高温プレナム部へ窒素ガスを供給する。供給窒素ガスは、液体窒素貯蔵タンク内に貯蔵された液体窒素を窒素蒸発器にて気化させた後、窒素ガス供給タンクを經由して高温プレナムへ注入する。

##### (1) 液体窒素貯蔵タンク

液体窒素貯蔵タンクは、事故後 7 日間の窒素ガス供給量分を常時貯蔵している。蒸発による損失量を極力少なくするために真空断熱方式を採用しているが、約 0.5%/day の割合で蒸発、放散するので、1 週間に 1 回程度補給する。

液体窒素貯蔵タンク内圧力は二種類の弁により常に一定圧力になるよう自動調整される。

##### (2) 窒素ガス供給タンク

窒素ガス供給タンクは窒素ガスの安定した供給を行うために設置する。

窒素ガス供給タンクには圧力スイッチが付いており、圧力が下がると窒素蒸発器入口締切り弁が開き、かつ窒素蒸発器の加熱用空気供給ファンが作動して液体窒素を気化してタンクへ供給する。タンク圧力が設定値に達すると弁が閉止し、ファンが停止する。

#### 6.3.4.2 管理排出系

管理排出系は、長期間の窒素ガス注入により格納容器内圧が上昇するので、内圧を所定圧力以下に抑えるために格納容器内空気の一部をアニュラス部へ管理排出する。管理排出流量は格

納容器内圧によって制御するが、その流量は窒素ガス注入量と同程度であり、管理排出によってアンユラス部圧力が過度に上昇することはない。なお、管理排出開始時点は格納容器内放射能濃度が十分低下した後とし、事故後ほゞ一ヶ月とする。

### 6.3.5 評 価

配管破断事故等においては、本設備の作動により炉内黒鉛構造物の酸化は防止され、燃料体の重大な損傷は生じないことが解析によって確認された。

### 6.3.6 試験検査

定期的の下記試験検査を行う。

- (1) プラント運転中に、定期的各系統毎に動的機器の作動確認を行う。
  - i. 窒素ガス供給タンク圧カスイッチの模擬信号により、窒素蒸発器入口締切り弁と窒素蒸発器付属のファンの作動確認。
  - ii. 窒素ガス供給系及び管理排出系の格納容器隔離弁の作動確認。
  - iii. 1次ヘリウムバウンダリの弁の作動確認。
- (2) プラント停止時に、機器、配管等の静的機器の健全性を確認する。
- (3) 据付完了後を含め、必要に応じて系統の性能確認試験を行う。

## 6.4 原子炉格納施設

### 6.4.1 概 要

原子炉格納施設は、原子炉格納容器、原子炉遮蔽建屋及びその付属設備で構成し、1次冷却系減圧事故等においても放射性物質の外部への放散を抑制し、原子炉施設周辺の一般公衆及び実験炉施設従業員の安全を確保するためのものである。

この施設は、第6.4.1図に示すように、鋼製円筒容器本体と底部コンクリートとを組合せたハイブリッド型格納容器である。

原子炉格納容器の外側は原子炉遮蔽建屋で囲み、原子炉格納容器と遮蔽建屋の間に密閉された空間（アンユラス部）を形成し、完全二重格納の機能をもたせる。原子炉遮蔽建屋は、飛来物爆風防御も兼ねた鉄筋コンクリート構造容器である。

1次冷却系減圧事故時等に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する障壁（格納容器バウンダリ）を形成するため、原子炉格納容器を貫通する配管には隔壁弁等を設ける。

原子炉格納容器への出入は通常用エアロックを通して行い、補修等における機器の搬出入は機器搬入口によって行う。また、緊急時の出入用として非常用エアロックを設ける。

### 6.4.2 設計方針

- (1) 原子炉及び1次冷却系設備等を格納する。
- (2) 設計圧力及び温度は、原子炉冷却材圧力バウンダリ又は2次冷却系圧力バウンダリの破損が起因事象となって事故後短時間に1次冷却材と2次冷却材の全量が格納容器へ放出され

たと想定した場合に生ずる最高内圧及び温度を考慮して決める。

(3) 格納容器 バウンダリを構成する機器は、脆性破壊防止のため最低使用温度より17℃以上低い温度で衝撃試験又は落重試験を行い規定値を満足する材料で製作する。

(4) 配管、電線等のすべての格納容器貫通部は、漏えいが十分小さい構造とする。原子炉格納容器は、常温空気、設計圧力において原子炉格納容器内空気重量の0.1%/day以下の漏えい率となるように設計する。

(5) 原子炉格納容器を貫通する配管で事故時に閉鎖が要求されるものには、隔離弁又は盲ぶたを設けて原子炉格納容器内部と外気との間に隔壁を構成し、事故時に原子炉格納容器の機能を保持できる構造とする。

(6) 原子炉格納容器は、事故時の圧力において設計地震に耐え、その機能を保持出来るように設計する。

(7) 原子炉しゃへい建家は、配管、電線、ダクト、エアロック等の格納容器貫通部を取り囲み、事故時に原子炉格納容器から漏えいした空気等をアニュラス循環排気装置で処理できるよう、気密性を有す設計とする。

(8) 漏えい率が設計値以下に保たれることを確認するため、必要な時に原子炉格納容器の漏えい率試験を行えるように設計する。また、電線、エアロック等の格納容器貫通部も、個々にあるいは小群にまとめて漏えい又は漏えい率試験を行えるように設計する。

#### 6.4.3 主要設備の仕様

原子炉格納容器及びアニュラス部の設備仕様を第6.4.1表に示す。

#### 6.4.4 主要設備

##### 6.4.4.1 原子炉格納容器

本容器は鋼製円筒容器本体と底部コンクリートとを組合せたハイブリッド型格納容器であり、底部コンクリート部の気密性を保持するため、コンクリート部には鋼板ライナを施工している。

鋼製格納容器の形状を第6.4.1図に示す。また、原子炉格納容器バウンダリを第6.4.2図に示す。本体部は円筒胴部と上鏡板より成り、鏡板は格納容器高さを低くするため皿形とする。胴部には機器搬入口、エアロック等の主要付属設備が取付けられており外圧等に対する強度を増すため強め輪を設けている。また、胴部板厚は三段に分け上部板厚を薄くする合理的設計とする。

格納容器は自立型であるため、胴部下端にはアンカを設け、内圧力による引抜、地震時等の転倒を防止している。

本容器は最も厳しい想定事故のもとでの圧力、温度に耐え、格納容器バウンダリの健全性を保つよう設計され、この圧力、温度条件においても格納容器の漏洩率を許容値以下に保つよう設計されている。

格納容器バウンダリの脆性破壊を防止するため、格納容器バウンダリを構成する機器等は、敷地付近での気象条件を基に決定した最低使用温度(-10℃)より17℃以上低い温度で衝撃試験又は落重試験を行い規定値を満足する材料を使用する。



#### 6.4.4.2 原子炉しゃへい建家

原子炉格納容器を完全に囲う、円筒殻と球殻の頂部から成り、放射線遮へいと飛来物爆風防御壁を兼ねた鉄筋コンクリート構造容器である。原子炉格納容器と原子炉遮へい建家との間の区画をアニュラスとし、気密性を有する完全二重格納設備の機能をもたせる。

#### 6.4.4.3 原子炉格納容器付属設備

##### (1) 配管，ダクト，電気配線貫通部

配管及び電線の格納容器貫通部は、鋼製容器壁に溶接したスリーブ中に配管及び電線を通し、また、ダクト及び一部の配管は直接鋼製容器壁に溶接し、格納容器バウンダリとしての機能を十分満足できる構造とする。なお、電線及びベローズを用いてシールする配管の貫通部は、個々にあるいは小群にわけて原子炉格納容器の設計圧力における漏えい又は漏えい率試験を行うことが出来るようにする。

格納容器貫通部の設計に際しては、内圧、熱膨張及び地震による荷重を考慮する。

##### (2) エアロック，機器搬入口

原子炉格納容器への出入口として、通常用エアロック、非常用エアロック及び機器搬入口の3つを設ける。通常用エアロックは、原子炉格納容器内機器の点検及び保守作業の際に使用し、非常用エアロックは緊急時の出入を容易にするためのもので、通常用エアロックと離れた位置に設ける。

通常用エアロック及び非常用エアロックの扉は、二重構造になっており手動で開閉でき、原子炉格納容器の設計圧力に対して気密性を保つ。内外の両扉は原子炉格納容器の内側に開くようにし、内圧が扉を閉じる方向に働く。エアロックにはプラント運転中の扉の開閉を管理するために警報器を設け、また、両方の扉が同時に開かないようにインターロックを設ける。

機器搬入口のふたは、ボルト締めとしシール部は二重ガスケットによる気密構造とする。機器搬入口は原子炉格納容器内の補修点検における機器の搬出入に使用する。

##### (3) 隔離弁

(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、事故時に必要とする配管及び計測配管のような特殊な細管を除いて、次の事項を満足する隔離弁を有する設計とする。

(a) 原則として原子炉格納容器の内側に1個、外側に1個の隔離弁を設ける。この隔離弁は原則として自動隔離弁、ロック付閉鎖弁、事故時に十分な隔離機能を発揮できる逆止弁とする。

(b) 原子炉格納容器の隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に接近して設ける。

(c) 自動隔離弁の駆動動力源は、その多重性を十分考慮し、駆動動力源の単一故障を想定しても隔離機能が失われないようにする。

(ii) 原子炉格納容器内側又は外側において閉じた系は、少なくとも1個の自動隔離弁を実用上可能な限り原子炉格納容器に接近して設ける設計とする。

(iii) 下記に該当する配管には原則として隔離弁を設置しないものとする。

(a) それ自体が原子炉格納容器バウンダリを形成する配置

(b) 計装配管のような特殊な配管で、その配管を通じての漏えいが十分許容できるほど

に少ないもの。

- (iv) 自動隔離弁は1次/2次系間差圧低々の信号で自動閉鎖する。また、手動信号でも閉鎖できる。
- (v) 隔離弁，検出器，制御回路等は，定期的にその機能を試験できる構造とする。

#### 6.4.5 評価

原子炉格納容器は工学的安全施設の単一動的機器の故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも1次冷却系減圧事故により生ずる最高圧力，温度に耐えることができる。更に，漏洩率を許容値以下に保ち得ることを確認している。水冷管パネル及び格納容器壁への熱伝達により事故後約10日で格納容器内雰囲気温度を十分低くすることが出来る。

格納容器バウンダリを構成する機器等は，最低使用温度より17℃以上低い温度で衝撃試験又は落重試験を行い規定値を満足する材料を使用するので，脆性破壊のおそれはない。

#### 6.4.6 試験検査

##### 6.4.6.1 原子炉格納容器漏洩試験

原子炉格納容器は据付時及び運転開始後も定期的にその漏洩率を測定し，0.1%/dayを十分下回ることを確認する。

##### 6.4.6.2 原子炉格納容器貫通部漏洩試験

電気配線貫通部，エア・ロック，ベローズを使用している主要配管貫通部等の格納容器貫通部については，必要に応じて個々にあるいは小群に分けて漏洩試験を行う。

##### 6.4.6.3 原子炉格納容器隔離弁試験

格納容器バウンダリの健全性を確認するため，格納容器隔離に用いられる隔離弁，弁位置検出装置，その他の自動装置は定期的にその機能試験が行われる。

### 6.5 アニュラス循環排気設備

#### 6.5.1 概要

アニュラス循環排気設備は，アニュラス循環排気ファンとアニュラス循環排気フィルタユニットで構成し，100%容量のものを2系統設置する。設備の概略を第6.5.1図に示す。

本設備の機能は次のとおりである。

- (1) 冷却材放出事故時にアニュラス部を負圧に保ちながら，原子炉格納容器から漏洩した空気を再循環浄化し，一部を排気筒より高所放出する。
- (2) 黒鉛酸化防止設備作動時の格納容器内空気のアニュラス部への管理放出に対しても負圧度を十分維持出来る。
- (3) アニュラス循環排気設備は，コンパートメント圧力高，格納容器内の放射能濃度異常“高”信号及び手動によりアニュラス排気ファンが起動し，同時にアニュラス全量排気弁が開となり，全量を排気筒より高所放出し，アニュラス部の負圧達成をはかる。負圧達成後はアニュラス戻り弁を開とし，全量排気弁を閉じ，少量放出弁のみからの放出とし，残りをアニュラス部に戻す。

### 6.5.2 設計方針

(1) 1次冷却系減圧事故時に動的機器の単一故障及び外部電源喪失を想定した場合でも、アニュラス部の負圧を8分以内に達成し維持できる設計とする。

(2) アニュラス循環排気フィルタユニットによるよう素除去効率は、95%以上となるように設計する。

### 6.5.3 主要設備の仕様

アニュラス循環排気設備の主要設備の仕様を第6.5.1表に示す。

### 6.5.4 主要設備

#### 6.5.4.1 アニュラス循環排気ファン

アニュラス循環排気ファンは電動機直結型である。電動機は、おのおの独立した非常用母線に接続しており、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により電力を供給する。

#### 6.5.4.2 アニュラス循環排気用フィルタユニット

アニュラス循環排気用フィルタユニットは、よう素除去用としてのよう素除去フィルタ及びじんあい除去用としての微粒子除去フィルタを内蔵しており、事故時に排気中のよう素及びじんあいを除去して、アニュラス内空气中及び排出空气中的よう素及びじんあい濃度を低減する。

### 6.5.5 評価

アニュラス循環排気設備は、1次冷却系減圧事故時に動的機器の単一故障及び外部電源喪失を想定した場合でも、アニュラス部の負圧を8分以内に達成できるが、安全評価ではこれをきびしく評価して10分としている。

### 6.5.6 試験検査

本設備の作動及び運転性能を確認するため、定期的に作動試験及びフィルタ効率試験を行う。

## 6.6 格納容器内空気再循環浄化設備

### 6.6.1 概要

本設備は、空気再循環浄化ファン、空気再循環浄化フィルタユニット、循環ダクトで構成する。設備の概略を第6.6.1図に示す。

格納容器内は通常、格納容器換気系により換気されているが、1次冷却系減圧事故が生じた場合には、通常換気系を隔離する。そして事故後、格納容器内雰囲気温度が50℃以下となった時点で空気再循環浄化ファンが起動する。本設備は、1次冷却系減圧事故時に、格納容器内の空気を浄化し、格納容器外へ放出される核分裂生成物の濃度を減少させる。起動信号は、アニュラス循環排気設備のそれと同じである。

### 6.6.2 設計方針

格納容器内空気再循環浄化フィルタユニットによるよう素除去効率 $\geq 95\%$ となるように設計する。

### 6.6.3 主要設備の仕様

格納容器内空気再循環浄化設備の仕様を第6.6.1表に示す。

### 6.6.4 主要設備

#### 6.6.4.1 空気再循環浄化ファン

空気再循環浄化ファンは、電動機直結型とする。電動機は、おのおの独立した非常用母線に接続しており、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により電力を供給する。

#### 6.6.4.2 空気再循環浄化フィルタユニット

空気再循環浄化フィルタユニットは、よう素除去用としてのよう素除去フィルタ及びじんあい除去用としての微粒子除去フィルタを内蔵しており、事故時に原子炉格納容器内空気のようなよう素及びじんあい濃度を低減する。

### 6.6.5 評価

格納容器空気再循環浄化設備は、1次冷却系減圧事故時に動的機器の単一故障及び外部電源喪失を想定しても、所定の安全機能を果たす。

### 6.6.6 試験検査

本設備の作動及び運転性能を確認するため、定期的に作動試験及びフィルタ効率試験を行う。

## 6.7 1次ヘリウムダンプ設備

### 6.7.1 概要

1次ヘリウムダンプ設備は、2次系減圧事故あるいは2重管内管破断事故時等に、1次系を減圧する機能をもつ。1次ヘリウムダンプ設備は、1次系ダンプタンク、ダンプクーラー、ヘリウム移送用圧縮機から構成され、その設備は1次ヘリウム貯蔵、供給及び圧力調整系と共用になっている。設備の概略を第6.7.1図に示す。本設備は1次2次系差圧低低で自動起動する。また、手動信号でも起動される。

### 6.7.2 設計方針

1次系ダンプタンクの容量は、1次冷却系の全ヘリウムインベントリが貯蔵できる容量をもち、10時間以内で移送を完了するように設計する。

### 6.7.3 主要設備の仕様

7.3.3に記述する。

6.7.4 主要設備

7.3.4 に記述する。

6.7.5 評 価

事故時において、1次ヘリウムダンプ設備は10時間以内に移送を完了するが、その間の1次冷却系漏えい率としては通常運転時の10倍（1%/day）と厳しい値を用いて安全評価を行っている。

6.7.6 試験検査

定期的に作動確認試験を行う。

第 6.2.1 表 後備冷却設備の機器仕様

系	統	仕	様	機	器	仕	様
系統数 冷却容量	2系統 (各100%容量) 4.8×10 <sup>6</sup> kcal/h			水冷管パネル 設計温度 設計圧力	400°C 10kg/cm <sup>2</sup> G	補給水ポンプ 基数 形式	2基 (各100%容量) 渦巻式
冷却水流量	44 t/h			流量	水/蒸気 44 t/h/系統	形体	5 t/h/基
補給水流量	5 t/h			流材	STPA24	流場	35m
保有水タンク保有水量	40 m <sup>3</sup>			循環ポンプ 基数	2基 (各100%容量)	電動機容量	2.2kW/基
原子炉冷却水冷却水流量	60 t/h			形式	渦巻式	形式	2基 (各100%容量) コンクリート製鋼板内張開放型
配管口径	4 B			流量	44 t/h/基	容量	40 m <sup>3</sup> /基
冷却水供給系配管	5 B			電動機容量	60m 15kW/基	設計圧力	大気圧
冷却水戻り配管	1½ B			ホールドアップタンク 基数		設計温度	40°C
補給水供給配管	4 B			形式	2基 (各100%容量)		
原子炉冷却水系との接続配管				横置円筒型			
				容量	18.4m <sup>3</sup> /基		
				設計圧力	2kg/cm <sup>2</sup> G		
				設計温度	60°C		
				冷却器 基数	2基 (各100%容量)		
				形式	シェルアンドチューブ切欠きバツフル形		
				冷却容量	5.8×10 <sup>6</sup> kcal/h/基		
				原子炉冷却水流量	60 t/h/基		
				原子炉冷却水温度	32°C(入口)/41.7°C(出口)		
				伝熱面積	59m <sup>2</sup>		
				設計圧力	10kg/cm <sup>2</sup> G		
				設計温度	200°C		

表6.2.2 補助冷却系主要機器の仕様(1/3)

(1) 補助冷却器	
形 式	堅置シエルアンドチューブ切欠きバッフル型
基 数	1基/ループ (伝熱管; U字管)
管側流体	水
胴側流体	ヘリウム
伝熱面積	20.5m <sup>2</sup> (外面基準)
全体寸法	810 OD×4700L
全体重量	約7 ton
圧 損	ヘリウム側 0.0085 kg/cm <sup>2</sup> (事故時)
	水 側 0.12 kg/cm <sup>2</sup>
除 熱 量	最大(事故時) 3.29 MW
	燃料交換時 0.288 MW
胴	材 料 ASTM A387 Gr. 22
	寸 法 圧力胴 810 OD×25 tmm
	内 胴 635 OD×12 tmm
伝 熱 管	材 質 STBA24
	寸 法 15.9 OD×2 t
	本 数 108本(ブラギング余裕5%含む)
	管 配 列 30mm 3角ピッチ
(2) 補助循環機	
型 式	縦型遠心式
台数(炉1基当り)	2
回転数制御方式	一定回転式
定格回転数(rpm)	2970
ケーシング	
形 式	サブマージド型
材 質	Cr-Mo鋼
インペラ	
形 式	遠 心 式
段 数	1
外 径(mm)	390
軸 受	
形 式	動圧型ガス軸受方式
種 類	テイルティングパット式ラディアル軸受
	テイルティングパット式スラスト軸受
効 率(%)	76
駆 動 電 動 機	
形 式	かご型誘導電動機
定 格 出 力(kW)	3.7
極 数	2
電 圧(V)	440
相 数	3
周 波 数(Hz)	50
出入口ノズル口径	100
冷 却 方 式	胴部ジャケット式冷却水冷却方式

第 6.2.2 表 補助冷却系主要機器の仕様 (2/3)

## (3) 補助冷却水熱交換器

伝熱管	管外径	15.9mm	(肉厚 2 mm)
	本数	596本	(ブラッキング余裕 5%含む)
	管長	1830mm	
	管配列	25mm	3角ピッチ
胴材	外径	710mm	(肉厚 15 mm)
質	胴	SB42	
	伝熱管	STB42	
概略重量		3000 kg	
形式		横型無液面多管円筒式	
数量		1基/ループ	
流体	胴側	補助冷却水	
	管側	原子炉冷却水	
除熱量(最大)		3.29MW	
流量	胴側	48.4 t/h	
	管側	300 t/h	
伝熱面積		38.7 m <sup>2</sup>	(外面基準)

## (4) 補助冷却水循環ポンプ

型式	横型遠心式渦巻ポンプ
数量	4基(2基/ループ, 1台予備機)
定格流量	48.4 t/h
定格揚程	5 kg/cm <sup>2</sup>
定格所要軸動力	10.1 kW
定格運転圧力	15 kg/cm <sup>2</sup>
定格運転温度	66℃
駆動方式	カップリング直結
電動機	形式 三相誘導電動機 容量 22 kW
概略寸法	1500L×500W×500H

## (5) 補助冷却水加圧器

形式	縦置円筒型
基数	1基/ループ
加圧器内流体	窒素ガス/水
材質	SB42
寸法	620ODmm×10 tmm
全高	1500mm
水位測定範囲(0~100%)	700mm
通常時からプラント事故時への水位変動幅	約300mm
重量	0.5 ton



第 6.2.2 表 補助冷却系主要機器の仕様 (3/3)

## (6) 補助冷却系主要配管

ヘリウムガス配管

2 重 管

圧 力 管	寸 法	660.4 ODmm×2.2 tmm
	材 料	STPA-24
内 管	寸 法	508 ODmm×9.5 tmm
	材 料	STPA-24

その他の構造主要目は，1次冷却系2重管と同じである。

単 管	寸 法	216.3 ODmm×8.2 tmm
	及び	101.6 ODmm×5.7 tmm
	材 料	STPA-24

補助冷却水系配管

主 系 統

寸 法	114.3 ODmm×6 tmm
材 料	STPT-42

補助冷却水熱交換器～原子炉冷却水系

寸 法	216.3 ODmm×8.2 tmm
材 料	STPG

## (7) 補助冷却系弁類仕様

1次ヘリウム側開閉弁

形 式	ベローシール玉形弁
口 径	8B
弁箱材質	SCPH32

1次ヘリウム側止弁

形 式	スイングチェッキ弁
口 径	8B
弁箱材質	SCPH32

補助冷却水側開閉弁

形 式	グランドシール玉形弁
口 径	4B
弁箱材質	SC46

補助冷却水側逆止弁

形 式	スイングチェッキ弁
口 径	4B
弁箱材質	SC46

第 6.3.1 表 黒鉛酸化防止設備の機器仕様

系 統 仕 様	主 要 機 器 仕 様
<p>系 統 数 2 系統 (各 100% 容量)</p> <p>窒素ガス供給量 25 Nm<sup>3</sup>/h</p> <p>管 理 排 出 量 約 25 Nm<sup>3</sup>/h 以上</p> <p>液 体 窒 素 貯 蔵 量 7 m<sup>3</sup></p> <p>配 管 口 径 1 B</p> <p>窒素ガス供給系配管 1 B</p> <p>管 理 排 出 系 配 管 2 B</p> <p>液 体 窒 素 系 配 管 1 B</p> <p>作 動 開 始 時 期 事故後 1 時間以内</p> <p>作 動 繼 続 時 期 事故後 2,000 ~ 3,000 時間</p> <p>作 動 回 数 2 回以下 (プラント寿命中)</p>	<p>液 体 窒 素 貯 蔵 タ ン ク 数 ; 2 基 (各 100% 容量)</p> <p>形 式 ; 横 置 円 筒 型 , 真 空 断 熱 方 式</p> <p>容 積 ; 7 m<sup>3</sup>/基</p> <p>設 計 圧 力 ; 16 kg/cm<sup>2</sup>g (内 圧) , 1 kg/cm<sup>2</sup>a (外 圧)</p> <p>設 計 温 度 ; -196℃</p> <p>材 質 ;</p> <p>真 空 ポ ン プ 数 ; 2 基 (各 100% 容量)</p> <p>形 式 ; 回 転 式</p> <p>排 気 容 積 ; 500 L/min/基</p> <p>到 達 真 空 度 ; 5 × 10<sup>-4</sup> Torr</p> <p>電 動 機 容 量 ; 0.75 kW/基</p> <p>窒 素 蒸 発 器 数 ; 2 基 (各 100% 容量)</p> <p>形 式 ; 空 気 加 熱 式</p> <p>加 熱 容 積 ; 6.2 × 10<sup>3</sup> kcal/h/基</p> <p>加 熱 用 空 気 量 ; 4,300 m<sup>3</sup>/h/基</p> <p>設 計 圧 力 ; 16 kg/cm<sup>2</sup>g (内 圧) , 1 kg/cm<sup>2</sup>a (外 圧)</p> <p>設 計 温 度 ; -196℃</p> <p>材 質 ;</p> <p>窒 素 ガ ス 供 給 タ ン ク 数 ; 2 基 (各 100% 容量)</p> <p>形 式 ; 横 置 円 筒 型</p> <p>容 積 ; 4 m<sup>3</sup>/基</p> <p>設 計 圧 力 ; 内 圧 12 kg/cm<sup>2</sup>g</p> <p>設 計 温 度 ; 外 圧 1 kg/cm<sup>2</sup>a</p> <p>60℃</p>

第 6.4.1 表 原子炉格納容器及びアニュラス部の設備仕様

(1) 格納容器			
形 式	鋼製ハイブリッド型		
設 計 圧 力	内 圧    1.0 kg/cm <sup>2</sup> G		
	外 圧    0.01 kg/cm <sup>2</sup> G		
設 計 温 度	最 高    120℃		
主 要 寸 法	胴部内径	約 34 m	
	上部皿形球内半径	約 22 m	
	上部皿形ナックル部半径	約 4 m	
	板 厚	胴 部	34 mm
			30 mm
			25 mm
		皿 形 部	25 mm
		底部ライナ	6 mm
	全 高	約 64 m	
材 質	鋼製容器	JIS SGV49	
	底 部	鉄筋コンクリート	
	ライナー		
許容漏洩率	0.1%/day (常温空気, 設計圧力にて)		
(2) アニュラス部			
アニュラス部容積	約 8,000 m <sup>3</sup>		

第 6.5.1 表 アニユラス循環排気設備の設備仕様

(1) フィルタユニット	
基 数	; 2基 (各100%容量)
HEPA フィルタ	
形 式	; アストロセル (相当)
機 能	; 微粒子除去
枚 数	; 4枚/基
濾 材	; グラスウール
効 率	; 99.97%以上
チャコールフィルタ	
充 填 材	; KI含浸活性炭
機 能	; ガス状F.Pの除去
枚 数	; 2バンク/基
効 率	; 95%以上
電気ヒータ	
形 式	; 電気加熱式
機 能	; 加熱による通過空気の相対湿度低減, 維持
通 過 風 量	; 2,000 m <sup>3</sup> /h/基
加 熱 容 量	; 7 kW/基
(2) 排気ファン	
基 数	; 2基 (各100%容量)
形 式	; ターボ型
流 体	; 空 気
風 量	; 2,000 m <sup>3</sup> /h/基
静 圧	; 350mmAq
電動機容量	; 3.7 kW/基

第 6.6.1 表 格納容器空気再循環浄化設備の設備仕様

循環風量	17500 m <sup>3</sup> /h
冷却水負荷	原子炉冷却水系 6.0 m <sup>3</sup> /h
主要機器の主要目	
(1) 送風機	
型式	遠心式片吸込型
台数	2台
風量	17500 m <sup>3</sup> /h
静圧	400 mmAq
電動機	AC440V, 3相, 50Hz, 37kW
(2) 非常用フィルタ装置	
型式	堅形密閉交換型
台数	2台
処理風量	17500 m <sup>3</sup> /h
冷却水冷却コイル	正面面積 2.0 m <sup>2</sup> , 4列
電気加熱コイル	正面面積 2.0 m <sup>2</sup> AC440V, 3相, 50Hz, 30kW
プレフィルタ	610×610×50 t×12枚 効率80%以上(重量法)
高性能フィルタ	610×610×290 t×12枚 効率99.97%以上(DOPテスト0.3 μ)
活性炭フィルタ	610×610×290 t×12枚 効率95%以上(放射性よう素, 温度50℃, 相対湿度80%)
高性能フィルタ	610×610×290 t×12枚 効率99.97%以上(DOPテスト0.3 μ)
ケーシング	鋼板製
(3) ダクト設備	
	鋼板溶接製

## 7. 原子炉補助施設

### 7.1 概 要

原子炉補助施設は、原子炉の運転及び安全を保持するための施設であり、次の各設備で構成される。

- (1) 残留熱除去設備
- (2) 1次ヘリウム純化設備及び貯蔵・供給・圧力調整設備
- (3) 2次ヘリウム純化設備及び貯蔵・供給・圧力調整設備
- (4) 原子炉補機冷却水設備
- (5) 燃料取扱及び貯蔵設備
- (6) 試料採取設備
- (7) 炉体補助設備

### 7.2 残留熱除去設備

#### 7.2.1 概 要

本設備は、原子炉の崩壊熱、残留熱の除去を行う設備であり、工学的安全施設の非常用原子炉冷却設備補助冷却系の補助循環機を除き、同系の各機器配管を共用する。

残留熱除去設備系統図を第7.2.1図及び第7.2.2図に示す。

#### 7.2.2 設計方針

本設備の機能は、燃料交換状態、待機運転状態及び低温停止状態での各残留熱・崩壊熱除去を行うことである。以下の方針で設計する。

- (1) 本設備は、出力運転状態で常時少量の1次冷却材を流し、切替時の熱衝撃を緩和する。
- (2) 本設備水系統は、加圧器による圧力制御を行ってサブクール状態を維持する。
- (3) 本設備は、原子炉冷却水系にて熱除去を行う。
- (4) 補助冷却器伝熱管におけるヘリウムあるいは水の漏洩検知を行う設計とする。

#### 7.2.3 主要設備の仕様

残留熱除去設備の主要設備の仕様を第6.2.2表(1)、(3)、(4)及び(5)に示す。

#### 7.2.4 主要設備

残留熱除去設備の主要設備を6.2.2.4(1)、(3)、(4)及び(5)に示す。

### 7.3 1次ヘリウム純化設備

#### 7.3.1 概要

1次ヘリウム純化設備は、1次冷却材中の核分裂生成物及び化学的不純物濃度を許容値以下に維持するため、プレチャコールトラップ、MSトラップ、コールドトラップ、チタンスポンジトラップ等より構成される。本設備は1次冷却系主循環機出口より1次冷却材の一部を導き、各トラップにより不純物濃度を低下させた後、主循環機入口に戻される。各トラップは2系列とし、トラップ出口不純物濃度が所定の濃度を上回った場合、トラップの切替えを行い交互に使用する。1次ヘリウム純化設備系統図を第7.3.1図に示す。

#### 7.3.2 設計方針

- (1) 1次冷却系2ループに対し共通の1系統を設ける。
- (2) 補助冷却器伝熱管破損時における1次冷却材中に侵入する水を除去する設計とする。
- (3) 通常ダンプ時における1次ヘリウム純化機能を有する設計とする。

#### 7.3.3 主要設備の仕様

1次ヘリウム純化設備の主要設備の仕様を第7.3.1表に示す。

#### 7.3.4 主要設備

- (1) ダストセパレータ  
ダストセパレータはサイクロン型である。
- (2) プレチャコールトラップ  
プレチャコールトラップは活性炭を充填材とし、再生は行わない。
- (3) MSトラップ  
MSトラップはモレキュラーシーブを充填材とし、再生して使用する。
- (4) コールドトラップ  
コールドトラップは活性炭を充填材とし、再生して使用する。
- (5) チタンスポンジトラップ  
チタンスポンジトラップはチタンスポンジを充填材とし、再生して使用する。
- (6) 循環機  
循環機は往復動無潤滑式であり、1次ヘリウム純化系室に設置される。
- (7) 配管  
配管の材質はSUS304である。但し、チタン再生系加熱器からチタンスポンジトラップまでの配管の材質はALLOY800Hである。
- (8) 弁  
弁箱の材質はSCS13である。但し、チタンスポンジトラップ入口弁と出口弁、及びチタンスポンジトラップ再生ガス入口弁と出口弁の材質は、ALLOY800Hである。

## 7.4 1次ヘリウム貯蔵・供給及び圧力調整設備

### 7.4.1 概要

本設備は、1次ヘリウム純化設備を通して1次冷却系に接続されている。初装荷時及び運転開始後には1次ヘリウムの受入れと貯蔵、及び1次冷却系への供給を行う。通常運転時には1次冷却系の圧力調整を行う。各部シール用・バージ用ヘリウムを供給する。1次ヘリウム貯蔵・供給及び圧力調整設備系統図を第7.4.1図に示す。

### 7.4.2 設計方針

- (1) 本設備と2次ヘリウム貯蔵・供給及び圧力調整設備とは共通化を行わない。
- (2) 1次冷却系2ループに対し共通の1系統を設ける。
- (3) 1次冷却系の圧力調整は間歇調整方式とする。

### 7.4.3 主要設備の仕様

1次ヘリウム貯蔵・供給及び圧力調整設備の主要設備の仕様を第7.4.1表に示す。

### 7.4.4 主要設備

- (1) 1次系ダンプタンク  
1次系ダンプタンクは6基に分割され、1次ヘリウムダンプタンク室2室に3基ずつ設置されている。
- (2) ヘリウム供給貯槽  
ヘリウム供給貯槽は4基に分割されている。
- (3) ダンプクーラ  
事故時に1次冷却材をダンプする場合、1次冷却材ヘリウムを常温に冷却する目的で設置されるものである。
- (4) ヘリウム移送用圧縮機  
本圧縮機の形式は往復動圧縮機である。また、ピストン並びにピストン棒パッキンについては、テフロンリング式無潤滑型式を採用している。ヘリウムの外部漏洩に対しては、フレームを密閉構造としクランク軸回転部にメカニカルシールを取付けている。
- (5) ヘリウム充填用圧縮機  
本圧縮機の形式は、往復動、テフロンリング式無潤滑、メカニカルシール付圧縮機である。吸込側流量の変動は圧縮機バイパス流量により吸収し、吸込側圧力が一定になる運転を行う。
- (6) 配管  
配管の材質は、STPG38である。
- (7) 弁  
弁箱の材質は、SC46である。



## 7.5 2次ヘリウム純化設備

### 7.5.1 概要

2次ヘリウム純化設備は、2次冷却材中の化学的不純物濃度を許容値以下に維持するため、酸化銅反応塔、常温吸着器、低温吸着器等より構成される。本設備は、2次冷却系循環機出口より2次冷却材の一部を導き、各トラップにより不純物濃度を低下させた後、逆止弁出口に戻される。各トラップは2系列とし、トラップ出口不純物濃度が所定の濃度を上回った場合、トラップの切替を行い交互に使用する。2次ヘリウム純化系設備系統図を第7.5.1図に示す。

### 7.5.2 設計方針

- (1) 2次冷却系2ループに対し共通の1系統を設ける。
- (2) 通常減圧時における2次ヘリウム純化機能を有する設計とする。

### 7.5.3 主要設備の仕様

2次ヘリウム純化設備の主要設備の仕様を第7.5.1表に示す。

### 7.5.4 主要設備

#### (1) 酸化銅反応塔

酸化銅反応塔は酸化銅(CuO)を充填材とし、再生して使用する。容器径が大きいため純化及び再生運転時の充填層の均温性を図るために、外部にシースヒータが巻かれている。

#### (2) 常温吸着器

常温吸着器はモレキュラーシースを充填材とし、再生して使用する。容器の外部にはシースヒータが巻かれている。

#### (3) 低温吸着器

低温吸着器は活性炭を充填材とし、再生して使用する。本吸着器は、純化運転時に液体窒素で冷却させるため、断熱二重構造容器として設計されている。充填材は液体窒素に浸漬された円筒内に充填されるため、運転温度を維持することができる。

#### (4) 冷却材フィルタ

冷却材フィルタの形式は焼結金属式であり、濾過精度は5 $\mu$ である。

#### (5) 純化ヘリウム圧縮機

純化ヘリウム圧縮機の形式は往復動式、無給油型である。

#### (6) 配管

配管の材質はSUS304TPである。

#### (7) 弁

弁箱の材質はSUS304である。

## 7.6 2次ヘリウム貯蔵・供給及び圧力調整設備

### 7.6.1 概要

本設備は、2次ヘリウム純化設備を通して2次冷却系に接続されている。初装荷時及び運転開始後には2次ヘリウムの受入れと貯蔵及び2次冷却系への供給を行う。通常運転時には1次冷却系と2次冷却系の差圧制御を行う。また、2次冷却材ヘリウムの通常時の排気と貯蔵を行う。更に各部シール用、ページ用ヘリウムを供給する。2次ヘリウム貯蔵・供給及び圧力調整設備系統図を第7.6.1図に示す。

### 7.6.2 設計方針

- (1) 本設備と1次ヘリウム貯蔵・供給及び圧力調整設備とは共通化を行わない。
- (2) 2次冷却系2ループに対し共通の1系統を設ける。
- (3) 2次冷却系の圧力調整は、1次冷却系と2次冷却系の差圧制御とする。

### 7.6.3 主要設備の仕様

2次ヘリウム貯蔵・供給及び圧力調整設備の主要設備の仕様を第7.6.1表に示す。

### 7.6.4 主要設備

#### (1) ヘリウム貯蔵タンク

ヘリウム貯蔵タンクは10基に分割されている。

#### (2) 高圧ヘリウム供給タンク

高圧ヘリウムの供給タンクは3基に分割されている。

#### (3) 回収タンク

回収タンクは1基である。

#### (4) ヘリウム移送圧縮機

ヘリウム移送圧縮機の形式は無給油4段往復動式(1,2段用,3,4段用の組合せ)であり、数量は2組である。密封装置としては、軸からのヘリウムガスの漏洩防止を図るためVリングシールとオイルシールを組合せた機構を軸封装置に採用している。また、接ガス部からのヘリウム漏洩防止に対しては、Oリングシールを採用している。付属品としてはインタークーラ、アフタークーラ、シール油供給ポンプ等がある。

#### (5) 回収冷却器

回収冷却器の形式はUチューブパッフル板付である。伝熱管は補修を考慮して引き抜き可能な構造である。

#### (6) 配管

配管の材質はSUS304である。

#### (7) 弁

弁箱の材質はSUS304である。

## 7.7 原子炉補機冷却水系\*

### 7.7.1 概 要

常用及び非常用の原子炉補機，廃棄物処理補機などに生ずる熱を冷却除去する閉じた冷却水系である。この系は原子炉冷却水系で冷却する。

### 7.7.2 設計方針

未 定

### 7.7.3 主要設備

未 定

### 7.7.4 試験検査

未 定

## 7.8 燃料取扱及び貯蔵設備

### 7.8.1 概 要

燃料取扱及び貯蔵設備は，新燃料をサイト内に搬入してから使用済燃料をサイト外に搬出するまでの燃料取扱及び貯蔵を安全かつ確実に行うものである。

燃料交換は，2年に約1回行い，この時に取出す燃料体は全炉心を予定している。

燃料取扱設備全体構成を第7.8.1図に示す。

サイトに搬入した新燃料は，受取検査後，新燃料貯蔵容器に貯蔵する。

原子炉停止後に原子炉圧力容器より取出す使用済燃料は，燃料交換機を使用して取出す。原子炉格納容器内外の燃料移送は，格納容器を貫通して設備される燃料移送機を使用して行う。

使用済燃料は，使用済燃料貯蔵容器に貯蔵し，冷却する。冷却を終えた使用済燃料は必要に応じてサイトから搬出する。

なお，可動反射体は燃料と同じ方法によって取扱及び貯蔵を行う。

### 7.8.2 機能と設計方針

#### (1) 機 能

燃料取扱及び貯蔵設備の機能は，次の取扱いが，安全，確実に，かつ合理的に遂行できる機能を有する。

- (i) 新燃料及び新可動反射体がサイトに到着してから，使用済燃料又は使用済可動反射体となってサイトから搬出されるまでの，受入，貯蔵，移送，交換，冷却及び搬出の諸動作を行う。

---

\* この冷却水系については，今後の設計において具体化する。

- (ii) 制御棒駆動装置，後備停止系素子回収装置，その他の炉内挿入物の保管場所及び原子炉への受渡しをする。
  - (iii) 燃料交換のリハーサルを行う。
  - (iv) 制御棒駆動装置，その他の炉内挿入物の点検，試験を行う。
  - (v) 制御棒，その他の使用済材料の保管場所からパンカーへの移送を行う。
  - (vi) 照射済燃料材料の原子炉からの取り出し及び照射済燃料材料試験施設への移送を行う。
- (2) 設計方針
- 燃料取扱い及び貯蔵設備は，次の方針により設計する。
- (i) 確実性
 

燃料，その他の取扱品の保持，移動，貯蔵，冷却等の諸操作が確実に行える。
  - (ii) 安全性
 

取扱い中の過大荷重の発生，部品の損傷，誤操作，放射線被ばく等を防止するため，保護装置，フェールセーフ，系統の2重化，機械的電氣的インターロック，遮蔽等を適宜採用するとともに，万一事故が発生した時，重大災害に至らぬよう適当なバックアップ装置を考慮する。
  - (iii) 耐震性
 

地震発生時の対策を考慮する。
  - (iv) 未臨界性
 

燃料の取扱い中，いかなる状態でも臨界に達する恐れがない。
  - (v) 冷却
 

使用済燃料の取扱い中，崩壊熱の冷却が確保され，許容温度以下に維持出来る。
  - (vi) 気密性
 

核分裂生成物の漏洩及び空気の侵入を防止する。
  - (vii) 運転操作
 

設備の運転操作は，実験炉の運転利用計画，定期検査期間に著しい影響を与えない程度の能率で進められる。

運転員が直接接近して操作出来ぬ場合は，遠隔自動運転とし，操作盤に運転状況が表示される。
  - (viii) 非常用電源
 

使用済燃料の取扱機器は，通常電源喪失時にも，非常用電源によりバックアップされてその機能が失なわれない。
  - (ix) 燃料等の識別
 

取扱中の燃料等の種別，位置を常時把握出来るような設備とする。
  - (x) モニタリング
 

取扱中の燃料及び取扱機器の状況を把握するため，漏洩検出，放射線レベル，温度，圧力等を測定出来る。
  - (xi) 保守点検
 

保守点検が可能な構造とし，プラント寿命中に交換する必要のある部品は，容易に交

換出来る。

### 7.8.3 主要設備

燃料取扱設備及び貯蔵設備の仕様を第 7.8.1 表に示す。

#### (1) 燃料交換設備

燃料交換設備は、新及び使用済炉心構成要素の原子炉への装荷、取出し及び制御棒アセンブリをはじめ炉内監視装置等の付属機器の原子炉への装荷、取出し及び格納容器内の燃料出入口からの炉心構成要素の受入れ及び受渡しを行う燃料交換機、格納容器貫通部を通して燃料交換機と使用済燃料移送機との間を移送する燃料移送機から構成する。

##### (i) 燃料交換機

燃料交換機は、3台の専用グリップ及び巻上駆動装置、ターンテーブル及び駆動装置、制御棒収納マガジン及び回転駆動装置、炉心構成要素を収納するマガジン及び回転駆動装置、コフィン、可動ブロック、ドアバルブ、走行・横行台車、ITV、冷却装置等から構成する。燃料交換機の概略を第 7.8.2 図に示す。

3台の専用グリップは、炉心構成要素取扱用、制御棒取扱用及びチャージチューブ・移送スリーブ取扱用のもので、各巻上駆動装置により駆動される。各グリップは取扱対象物の取扱中に、取扱物がはずれて落下することのない機械的インターロックを持っており、また、駆動源が喪失しても取扱物を落とすことのない構造である。

ターンテーブルは、専用グリップ部を必要に応じて駆動装置により回転させ位置決めするものであり、また、遮蔽機能及び圧力バウンダリーを形成している。なお、メンテナンス時にはグリップ通路の遮蔽ができる。

制御棒等収納マガジンは、制御棒、チャージチューブ、仮クロージャー、上部遮蔽体を収納し、グリップ通路位置に必要に応じて駆動装置により回転させ位置決めするものである。

炉心構成要素収納マガジンは、炉心構成要素を収納し、グリップ通路位置に必要に応じて駆動装置により回転させ位置決めするものであり、また、マガジン駆動装置は炉心構成要素取扱時のみ接続され、その他の場合は切り離されている。

コフィンは、遮蔽機能及び圧力バウンダリーを形成している。

可動ブロックは、シリンダ操作によりドアバルブをスタンドパイプ等に接続するもので、グリップ通過部、遮蔽機能及び圧力バウンダリーを形成している。

ドアバルブは、電動駆動によりグリップ通過部を仕切るためのものであり、また、遮蔽機能及び圧力バウンダリーを形成している。

走行・横行台車は、車輪電動駆動により燃料交換時に移動するためのものである。

ITVは、炉心構成要素が炉心の所定箇所に確実に装荷できるように、装荷直前の識別用テレビカメラである。

冷却装置は、使用済燃料を炉心から取出して、燃料移送機へ受渡すまでの間冷却するためのものである。

##### (ii) 燃料移送機

燃料移送機は、格納容器側に床ドアバルブ、案内管、移送台車、保持台及び台車保持

装置，架台，駆動装置，仕切弁を設ける。また，補助建屋側に保持台及び移送スリーブ保持装置，架台，駆動装置，仕切弁，案内管，遮蔽プラグを設ける。燃料移送機の構成の概略を第7.8.3図に示す。

床ドアバルブは電動駆動により燃料出入口を仕切るためのものである。燃料交換機と接続ができ，圧力バウンダリ及び遮蔽体を形成する。

案内管（格納容器側）は，移送スリーブの移送通路を形成している。

仕切弁は，燃料移送路の格納容器側と補助建屋側に2台設置され電動，又は手動により，燃料交換時に開閉するもので，格納容器バウンダリを形成する。

移送スリーブ保持装置は，シリンダ操作により移送台車から移送スリーブを受け取り又は受け渡す場合の保持及び切り離しをするためのものである。

移送台車は，移送スリーブを格納容器内と補助建屋間で移送するものである。

保持台は，移送スリーブを使用済燃料移送機及び移送台車から受け取り，又は受け渡すために収納するものである。

台車保持装置は，シリンダ操作により移送台車を保持するためのものである。

架台は，保持台を支持するためのものである。

駆動装置は，保持台を吊り上げ，吊り降ろし及び移送台車の走行を行うためのものである。

案内管（補助建屋側）は，移送スリーブの移送通路を形成するとともに使用済燃料移送機の接続ができる。

遮蔽プラグは，案内管（補助建屋側）の上部に設置され，遮蔽体及び圧力バウンダリを形成するとともに，使用済燃料移送機により取扱いができる。

## (2) 使用済燃料貯蔵設備

使用済燃料貯蔵設備は，使用済炉心構成要素を冷却，貯蔵，検査及び缶詰，プラント外への搬出を行う設備であって，使用済燃料移送機，使用済燃料貯蔵容器及び貯蔵プール，使用済燃料検査缶詰設備，バンカー，照射済燃料材料搬出設備，使用済燃料キャスク搬出設備等から構成する。

### (i) 使用済燃料移送機

使用済燃料移送機は，グリッパ及び駆動装置，ターンテーブル及び駆動装置，コフィン，可動ブロック，ドアバルブ，走行・横行台車，冷却装置等から構成する。使用済燃料移送機の概略を第7.8.4図に示す。

グリッパは，移送スリーブ，遮蔽プラグ等を取扱うもので，駆動装置により駆動される。グリッパは，取扱対象物の取扱中に，取扱物がはずれて落下することのない機械的インターロックを持っており，また，駆動源が喪失しても取扱物を落とすことのない設計である。

ターンテーブルは，グリッパ部を必要に応じて駆動装置により回転させ位置決めするものであり，また，遮蔽機能及び圧力バウンダリを形成している。

コフィンは，遮蔽機能及び圧力バウンダリを形成している。

可動ブロックは，シリンダ操作によりドアバルブを燃料出入口及び使用済燃料貯蔵容器上部等に接続するもので，グリッパ通過部，遮蔽機能及び圧力バウンダリを形成し

ている。

ドアバルブは、電動駆動によりグリッパ通過部を仕切るためのものであり、また、遮蔽機能及び圧力バウンダリを形成している。

走行・横行台車は、車輪電動駆動により燃料移送時に移動するためのものである。

冷却装置は、使用済燃料を燃料移送機から受取り、使用済燃料貯蔵容器へ装荷するまでの間、燃料を冷却するためのものである。

(ii) 使用済燃料貯蔵容器

使用済燃料貯蔵容器は、容器、遮蔽プラグ、支持枠等から構成する。使用済燃料貯蔵容器の概略を第7.8.5図に示す。

容器は、床下に吊り下げるもので使用済炉心構成要素入り移送スリーブを2段積みで貯蔵でき、使用済炉心構成要素収納部はプール水に浸漬することにより冷却することが出来る。また、容器内をヘリウム雰囲気とするためのガス置換兼ヘリウム供給配管を設置している。

遮蔽プラグは、容器の上部に設置され、遮蔽体及び圧力バウンダリを形成するとともに、使用済燃料移送機により取扱うことができる。

支持枠は、貯蔵プール内に設置され、容器を耐震上防護するためのものである。

(iii) 使用済燃料貯蔵プール

プール水冷却浄化装置を有している。

(3) 新燃料受入貯蔵設備

新燃料受入貯蔵設備は、新炉心構成要素をプラント内へ搬入後、検査、貯蔵、燃料交換設備への受渡しを行う設備であって、新燃料キャスク取扱装置、新燃料キャスク貯蔵ラック、新燃料検査設備、新燃料貯蔵容器、装填燃料ホイスト、新燃料移送台車から構成する。

(i) 新燃料キャスク取扱装置

(ii) 新燃料キャスク貯蔵ラック

(iii) 新燃料検査設備

(iv) 新燃料貯蔵容器

(v) 装填燃料ホイスト・新燃料移送台車

(4) その他の設備

燃料取扱設備として、この他に燃料交換リハーサル設備、制御棒アセンブリーメンテナンス設備を設ける。

(i) 燃料交換リハーサル設備

(ii) 制御棒アセンブリーメンテナンス設備

## 7.9 試料採取設備

### 7.9.1 概要

本設備は1次冷却系と1次ヘリウム純化系におけるヘリウムガス中の不純物濃度をモニタリングする1次ヘリウムサンプリング系、及び2次ヘリウムサンプリング系から構成される。1

次ヘリウムサンプリング系を第7.9.1図に、2次ヘリウムサンプリング系を第7.9.2図に示す。

### 7.9.2 設計方針

1次ヘリウムサンプリング系に設置される分析器は、 $H_2O$ 濃度を測定する湿分計、 $CO_2$ 濃度を測定するガスクロマトグラフ質量分析計（以下GC-MASSとする）、 $H_2$ 、 $N_2$ 、 $CO$ 、 $CH_4$ 等濃度を分析するGC-MASS、放射性核種の内 $\gamma$ 線を出す物質Kr、Xe、I等を分析する $\gamma$ 線用分析器及び $\beta$ 線を出す物質、T等を分析する $\beta$ 線用分析器を使用する。湿分計、GC-MASS及び $\beta$ 線用分析器についてはバックアップ系を設ける。

### 7.9.3 主要設備

#### (1) 湿分計

測定点及び系統を第7.9.1図に示す。各測定点から出るサンプルガスは、本系内タンクに集め、圧縮機により昇圧した後、1次ヘリウム純化系入口にもどす。

#### (2) GC-MASS ( $CO_2$ 用)

測定点及び系統を第7.9.1図に示す。各測定点からくるサンプルガスはサンプリング装置に集め、 $CO_2$ ガス用ガスクロマトグラフ質量分析器に送り、分析する。各測定点から出るサンプルガスは本系統内タンクに集め、圧縮器により昇圧した後、1次ヘリウム純化系入口にもどす。

#### (3) GC-MASS ( $H_2$ , $N_2$ , $CO$ , $CH_4$ 用)

測定点及び系統を第7.9.1図に示す。1次冷却系(A, Bループとも)と1次ヘリウム純化系からくるサンプルガスはサンプリング装置に集められGC-MASS(本不純物ガス用)に送り分析する。各測定点より出るサンプルガスは、本系統内タンクに集め、圧縮機により昇圧した後、1次ヘリウム純化系にもどす。

#### (4) $\gamma$ 線用分析器

測定点及び系統を第7.9.1図に示す。測定点からくるサンプルガスは、サンプリング装置に集め、 $\gamma$ 線用分析器に送り分析する。各測定点より出るサンプルガスは、タンクに集め、圧縮機により昇圧した後、1次ヘリウム純化系入口にもどす。

#### (5) $\beta$ 線用分析器

測定点及び系統を第7.9.1図に示す。1次冷却系(A, Bループとも)と1次ヘリウム純化系主系統からくるサンプルガスは、サンプリング装置に集められ、 $\beta$ 線用分析器に送り分析する。各測定点より出るサンプルガスは、本系統内タンクに集め、圧縮機により圧縮後、1次ヘリウム純化系の入口にもどす。

#### (6) $\gamma$ 線用分析器(液系)

測定点及び系統を第7.9.1図に示す。1次冷却系(A, Bループとも)からくるサンプル液は、サンプリング装置に集められ、 $\gamma$ 線用分析器(液系)に送り、分析する。各測定点より出るサンプル液は液体廃棄物処理系へ送る。



## (7) 2次ヘリウムサンプリング系

測定点及び系統を第7.9.2図に示す。化学的不純物，放射性物質（トリチウム）を各々ガスクロマトグラフ，トリチウムモニタにより分析する。

## 7.10 炉体補助設備

## 7.10.1 概要

炉体補助設備は，サーベイランス試験片回収設備，後備停止系素子回収設備，炉心出口冷却材温度測定用熱電対交換設備から構成する。

サーベイランス試験片回収設備は，試験片の炉内からの取出しと再装荷及び試験片受渡し場所への搬送のために設ける。

後備停止系素子回収設備は，炉内に落下させた後備停止系素子を原子炉の再起動に先立って回収するために設ける。

炉心出口冷却材温度測定用熱電対交換設備は，熱電対ユニットの炉床部からの引抜と新熱電対ユニットの挿入のために設ける。

## 7.10.2 設計方針

炉体補助設備は，次の方針で設計する。

- (1) 炉体補助設備は取扱中の誤操作及び通常電源喪失時に取扱部品及び炉内構造物に損傷を与えない様に保護装置，フェールセーフ，機械的インターロック等を適宜採用する。
- (2) 設備の運転操作は，定期検査期間に著しい影響を与えない能率で進められる。また，放射線被ばくを防止するため遮蔽等を適宜採用するとともに，運転員が直接接近して操作出来ない場合は遠隔操作運転が可能である。

## 7.10.3 主要設備

炉体補助設備の仕様を第7.10.1表に示す。

## (1) サーベイランス試験片回収設備

サーベイランス試験片回収設備は，試験片回収装置及びバケットから構成する。サーベイランス試験片回収設備の概略を第7.10.1図に示す。

## (2) 後備停止系素子回収設備

後備停止系素子回収設備は，素子回収装置，炉内ガス再循環装置及び取扱キャスクから構成する。後備停止系素子回収装置及び取扱キャスクの概略を第7.10.2図に示す。

- (3) 炉心出口冷却材温度測定用熱電対交換設備は，熱電対挿入・引抜装置，熱電対ユニット及び熱電対用スタンドパイプから構成する。熱電対挿入・引抜装置の概略を第7.10.3図に示す。熱電対ユニット及び熱電対用スタンドパイプの概略を第7.10.4図に示す。

第7.3.1表 1次ヘリウム純化設備の主要仕様

項 目	プレチャコールド トラップ	№1MSTラップ	№2MSTラップ	コールドトラップ	チタンスポンジ トラップ
設計圧力〔kg/cm <sup>2</sup> G〕	46.0	46.0	46.0	46.0	46.0
設計温度〔℃〕	250	350	350	350	700
充 填 材	活 性 炭	モレキュラージープ	モレキュラージープ	活 性 炭	チタンスポンジ
塔 径〔mm〕	600	220	560	540	600
充 填 高 さ〔mm〕	4420	816	2540	2810/本	5000
本 数〔本〕	1	1	1	3	1
充 填 量〔kg〕	614	220	450	740	1664
外 形 寸 法〔mm〕	900W×1100L ×6200H	450W×650L ×1910H	800W×1000L ×4000H	2000W×2000L ×4600H	900W×1100L ×6640H
全 重 量*〔kg〕	1600	120	2100	11700	9200

\* ) 内部流体及び冷媒 (LN<sub>2</sub>) を含めない重量

第 7.4.1 表 1 次ヘリウム貯蔵・供給及び圧力調整設備の主要仕様

(1) 1 次系ダンプタンク		(4) ヘリウム移送用圧縮機		(5) ヘリウム充填用圧縮機	
型式	円筒型	型式	テフロリング無潤滑式	型式	テフロリング無潤滑式
基数	6 基	基数	2 台 (予備 1 台)	基数	2 台 (予備 1 台)
容積	97m <sup>3</sup> /6 基	体数	ヘリウム	体数	ヘリウム
寸法(mm)	2100ID×4000H×107t	圧縮段数	4 段	圧縮段数	4 段
使用材質	SB42	ピストン行程	150 mm	ピストン行程	100 mm
概略重量	43 t/基	回転数	530 rpm	回転数	500 rpm
(2) ヘリウム供給貯槽		駆動方法	V ベルト伝動	駆動方法	V ベルト伝動
型式	円筒型	軸動力	133 kW	軸動力	27 kW
基数	4 基	駆動機	三相誘導電動機	駆動機	三相誘導電動機
容積	58.6 m <sup>3</sup> /4 基	外形寸法 (mm)	150 kW, 6 P, 1000 rpm	外形寸法 (mm)	37 kW, 6 P, 1000 rpm
寸法(mm)	2000 ID×4000 H×102 t	冷却水使用量	巾 2135, 長さ 3600, 高さ 2775	冷却水使用量	巾 2000, 長さ 3200, 高さ 2100
使用材質	SB42	冷却水使用量	本体及びオイルクォーラ 7.5 m <sup>3</sup> /h	冷却水使用量	本体及びオイルクォーラ 6 m <sup>3</sup> /h
概略重量	39 t/基	使用材質	ガスクォーラ 18 m <sup>3</sup> /h	使用材質	ガスクォーラ 2.5 m <sup>3</sup> /h
(3) ダンプクォーラ		概略重量	1250 kg/基	概略重量	1050 kg
型式	U 字形多管円筒式熱交換器	基数	2 基	使用材質	鋳鉄 (フレーム材)
基数	2 基	流体名称	ヘリウム (胴側), 冷却水 (管側)	概略重量	1050 kg
流体名称	ヘリウム (胴側), 冷却水 (管側)	パス数	1 パス (胴側), 2 パス (管側)		
管本数	118 本/基	管寸法 (mm)	190 D×2 t×2500 L		
管寸法 (mm)	350 ID×14 t×3400 L	胴寸法 (mm)	30.4 m <sup>3</sup> /h/基		
冷却水使用量	14.09 m <sup>2</sup>	伝熱面積	SB42 (胴), STB35 (管)		
使用材質	SB42 (胴), STB35 (管)	概略重量	900 kg		

第7.5.1表 2次ヘリウム純化設備主要仕様

(1) 酸化銅反応塔		
数	量	2 基
形	式	酸化銅充填式
充	填	材 酸化銅 (CuO) 690 kg/基
設	計	圧 力 52kg/cm <sup>2</sup> G
設	計	温 度 400℃
設	計	流 量 5,400 Nm <sup>3</sup> /h
(2) 常温吸着器		
数	量	2 基
形	式	モレキュラーシープ充填式
充	填	材 モレキュラーシープ, 800 kg
設	計	圧 力 52kg/cm <sup>3</sup> G
設	計	温 度 400℃
設	計	流 量 5,400 Nm <sup>3</sup> /h
(3) 低温吸着器		
数	量	2 基
形	式	液体窒素冷却活性炭充填式, 断熱二重構造
充	填	材 活性炭, 50kg
設	計	圧 力 52kg/cm <sup>3</sup> G
設	計	温 度 200℃, -200℃
設	計	流 量 5,400 Nm <sup>3</sup> /h

第 7. 6. 1 表 2 次へヘリウム貯蔵・供給及び圧力調整設備の主要仕様

(1) ヘリウム貯蔵タンク		(4) ヘリウム移送用圧縮機	
形式	立型円筒式	形式	無給油 4 段往復動式 (1, 2 段用, 3, 4 段用の組み合わせ)
数量	1 0 基	数量	2 組
容量	10m <sup>3</sup> /基	出力	80kg/cm <sup>2</sup> G
貯蔵圧	80kg/cm <sup>2</sup> G	容量	600Nm <sup>3</sup> /h
貯蔵温度	40℃	吸込圧	88kg/cm <sup>2</sup> G
設計圧	88kg/cm <sup>2</sup> G	出力	大気圧
設計温度	60℃	電機	20kg/cm <sup>2</sup> G } 1, 2 段用圧縮機 160kW, 8 極
材料	SUS304	吸込電機	20kg/cm <sup>2</sup> G } 80kg/cm <sup>2</sup> G } 3, 4 段用圧縮機 75kW, 6 極
(2) 高圧ヘリウム供給タンク		(5) 回収冷却器	
形式	立型円筒式	形式	シエラントドチューブアップ板付
数量	3 基	数量	1 基
容量	10m <sup>3</sup> /基	入口ヘリウムガス温度	250℃
貯蔵圧	80kg/cm <sup>2</sup> G	出口ヘリウムガス温度	40℃
貯蔵温度	40℃	ヘリウムガス流量	240Nm <sup>3</sup> /h
設計圧	88kg/cm <sup>2</sup> G	冷却水入口温度	32℃
設計温度	60℃	冷却水出口温度	35℃
材料	SUS304	冷却側流量	約 3.7 t/h
(3) 回収タンク		管側流量	ヘリウム
形式	立型円筒式	胴側流量	一般冷却水
数量	1 基	伝熱側面積	約 0.7 m <sup>2</sup>
容量	2 m <sup>3</sup>	管側材料	SUS304
貯蔵圧	52kg/cm <sup>2</sup> G	伝熱管材料	SUS304
貯蔵温度	60℃		
設計温度	SUS304		

第 7.8.1 表 燃料取扱設備及び貯蔵設備の設備仕様 (1/2)

(1) 燃料交換設備		(2) 使用済燃料貯蔵設備	
(i) 燃料交換機		(i) 使用済燃料移送機	
個数	1 台	個数	1 台
形式	台車走行横行式	形式	台車走行横行式
設計温度	100℃	設計温度	100℃
設計圧力	-1~1.05atg	設計圧力	-5~1.05atg
内部流体	ヘリウム	内部流体	ヘリウム
収容量	上部遮蔽体 : 1 個 可動反射体及び制御棒 : 8 個 案内ブロック : 7 個 使用済燃料体 : 7 個 新燃料体 : 7 個 制御棒又は チャージチューブ : 1 体 仮クロージャ : 1 体	取扱対象物	使用済炉心構成要素, 使用済燃料貯蔵容器, 遮蔽プラグ等
(ii) 燃料移送機		(ii) 使用済燃料貯蔵容器	
個数	1 台	個数	1 式
形式	台車走行式	形式	円筒縦型容器水冷却式
設計温度	100℃	貯蔵容量	使用済燃料体 : 1,022 個 (2 炉心分) 使用済可動反射体 : 1,018 個 (1 炉心分)
設計圧力	-1~1.05atg	配列	9 行 × 18 列
内部流体	ヘリウム	配列ピッチ	800 mm
取扱対象物	移送スリーブ : 1 体	(iii) 使用済燃料検査缶設備	
		個数	1 式
		(iv) 使用済燃料キヤスク搬出設備	
		個数	1 式

第 7.8.1 表 燃料取扱設備及び貯蔵設備の設備仕様 (2/2)

<p>(V) 使用済燃料貯蔵プール水処理設備 個 数 1 式</p> <p>(VI) 照射済燃料材料搬出設備 個 数 1 式</p> <p>(3) 新燃料受入貯蔵設備 (i) 新燃料移送台車 個 数 1 台 形 式 走行横行式</p> <p>(ii) 装填燃料ホイスト 個 数 1 台 形 式 天井走行横行式</p> <p>(iii) 新燃料貯蔵容器 個 数 1 式 形 式 円筒縦形容器床下吊下げ式 貯 蔵 容 量 新燃料体 ; 175 個 (約 0.3 炉心分) 新可動反射体及び制御棒案内ブロック ; 200 個 (約 0.2 炉心分)</p> <p>配 列 5 行 × 10 列 配列ピッチ 800 mm</p> <p>(IV) 新燃料検査設備 個 数 1 式</p>	<p>(V) 新燃料キャスク貯蔵ラック 個 数 1 式 形 式 箱形フレーム式 貯 蔵 容 量 新燃料体 ; 563 個 (1.1 炉心分) 新可動反射体及び制御棒案内ブロック ; 1,018 個 (1 炉心分)</p> <p>(VI) 新燃料キャスク取扱装置 個 数 1 式</p>
--	--

第 7. 10. 1 表 炉体補助設備の設備仕様

(1) サーベランス試験片回収設備	(3) 炉心出口冷却材温度測定用熱電対交換設備
(i) 試験片回収装置	(i) 熱電対挿入・引抜装置
個 数 1 台	個 数 2 台
駆動方式 チェーン巻取式	取扱方式 ワイヤ駆動トロリー方式
最高使用温度 100℃	最高使用温度 100℃
内部流体 ヘリウム	運転圧力 約 1.05 kg/cm <sup>2</sup> G
取扱対象物 サーベランス試験片用バケット 後備停止系素子回収装置	内部流体 ヘリウム
(ii) バケット	気密方式 ドアバルブ付気密ケージング
個 数 1 式	取扱対象物 熱電対ユニット
(2) 後備停止系素子回収設備	炉床部サーベランス試験片ユニット
(i) 後備停止系素子回収装置	(ii) 熱電対ユニット
個 数 1 台	個 数 19 ユニット
回収方式 差圧吸入方式	(iii) 熱電対用スタンドパイプ
最高使用温度 250℃	個 数 8 本
内部流体 ヘリウム	
取扱対象物 後備停止系素子 (約 10mmφ)	
(ii) 炉内ガス循環装置	
個 数 1 式	
(iii) 取扱キャスク	
サーベランス試験片回収装置を兼用する。	



## 8. 計測制御系統施設

### 8.1 概 要

計測制御系統施設は次の各設備から構成される。

- (1) 原子炉の運転制御及び保護動作に必要な情報を得るために設けられる原子炉計装及びプロセス計装。
  - (2) 原子炉出力や原子炉入口温度などを制御したり原子炉施設の主要な諸変数が許容される範囲内に納まり、かつ安定な応答をするように設けられる制御系、また、誤操作を防止したり、異常が拡大するのを防止するためのインターロック回路等からなる原子炉制御設備。
  - (3) 運転時の異常な過渡変化状態あるいは事故状態を検知し、異常・故障の程度によっては原子炉トリップ信号を発生し、制御棒を炉心にそう入させることにより原子炉を自動停止させる原子炉保護設備。
  - (4) 1次冷却系減圧事故あるいは2次冷却系減圧事故等に際して事故の拡大を防止、あるいは環境への放射性物質の放出を抑制するための設備を作動させる工学的安全施設作動設備。
- 更に、これらの各設備から出される情報を基にプラントの主系統の運転に必要な諸変数の監視及び主要な機器の操作を中央制御室において集中管理するために中央制御室を設ける。

### 8.2 原子炉計装

#### 8.2.1 概 要

原子炉の運転制御及び保護動作に必要な炉心に関する情報を得るために、以下のような原子炉計装を設ける。

##### (1) 中性子計装\*

固定反射体部及び原子炉容器の周囲に中性子束検出器を設置して、原子炉出力に比例した中性子束レベルを連続測定し、中央制御室の中性子計装盤で適当な信号処理を行った後、原子炉の運転に必要な信号は、中央制御盤に指示し、記録し、また、原子炉の制御保護機能に必要な信号は、原子炉制御設備及び原子炉保護設備に送る。

##### (2) 原子炉容器内計装\*\*

原子炉内の出力分布状態及び冷却材流量分布状態を把握するため、オリフィス領域出口毎の1次冷却材温度を測定する。

---

\* 出力運転時でも計測可能な高温中性子束検出器の炉内挿入については検討中。

\*\* 炉心上部プレナム内温度計装については検討中。

## (3) 制御棒位置指示計装

制御棒の位置を常に監視するため、各制御棒駆動装置に位置検出用のエンコーダを設けて、各制御棒位置を中央制御盤に指示する。

## (4) オリフィス開度指示計装

各オリフィス領域毎の冷却材流量を調整し、領域毎冷却材出口温度を制御するために各オリフィスの開度を、中央制御盤に指示する。

## (5) 燃料破損検出装置

燃料の健全性を把握するために、各オリフィス領域毎に冷却材中の核分裂生成物濃度を測定し、中央制御盤に指示する。

## 8.2.2 中性子計装

## 8.2.2.1 設計方針

中性子計装は、以下の設計方針を満足するように設計する。

- (1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において予想される範囲の炉心中性子束レベルを監視するため、起動領域、中間領域、出力領域の3つの計測領域を設け、更に各領域の測定範囲に相互に重なりを持たせて、1つの領域から他の領域に移る際にも測定が不連続とならないようにする。
- (2) 起動領域系は、原子炉起動及び停止時の中性子束レベルを監視し、中間領域系は、原子炉起動及び停止時の中性子束レベルの監視と出力運転時における原子炉の出力を監視し、出力領域系は出力運転時における原子炉の出力を監視できる設計とする。
- (3) 安全保護系（原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備）の中性子計装は以下の方針で設計する。
  - (i) 単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても、安全保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。
  - (ii) チャンネル相互を分離し、チャンネル間の独立性を図る設計とする。
  - (iii) 駆動源の喪失又は系のシャ断に対して最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。
  - (iv) 安全保護系と計測制御系を分離した設計とし、安全保護系の一部から計測制御系へ信号を取出す場合には、計測制御系の故障が安全保護系の機能を損わない設計とする。
  - (v) 原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できるような設計とする。

## 8.2.2.2 主要設備

中性子計装は、第8.2.1図に示すように、起動領域、中間領域及び出力領域によって、原子炉停止状態から定格出力の120%までの炉心中性子束レベルを監視できる構成とする。

## (1) 中性子束検出器

起動領域及び中間領域では核分裂計数管を用いそれぞれ定格炉出力の  $10^{-8} \sim 5 \times 10^{-3} \%$  及び  $5 \times 10^{-5} \sim 120 \%$  までを計測する。出力領域ではガンマ線非補償型電離箱を用い定格炉出力の  $1.2 \sim 120 \%$  までを計測する。

各検出器は、第 8.2.1 図及び第 8.2.2 図に示すような位置に設置される。

## (2) 起動領域系

起動領域系は、第 8.2.3 図に示すように独立した 3 チャンネルより構成する。

中性子束検出器からのパルス信号を中央制御室の中性子計装盤でパルス計数率の対数に比例した電流信号に変換したのち、双安定回路を介して原子炉保護設備及び警報装置へ、また、絶縁増幅器を介して指示計、記録計等へ送る。

また、起動領域検出器を保護するため中間領域中性子束レベルが中間領域系のパーミッシブ信号の設定値以上となると、中性子束検出器の高圧電源をしゃ断し、更に起動領域系中性子束検出器挿入・引抜設備により中性子束レベルの低い炉心上部へ引抜く。原子炉出力が起動領域近くまで低下した場合には自動的に検出器は挿入され、高圧電源が印加される\*。

原子炉の停止時に、中性子束の変化を容易に検知できるように可聴計数率計を設ける。

## (3) 中間領域系

中間領域系は、第 8.2.3 図に示すように独立した 4 チャンネルより構成する。中性子束検出器からのパルス信号を中央制御室の中性子計装盤でパルス計数率の対数に比例した信号に変換したのち、双安定回路出力を原子炉保護設備及び警報装置へ、また、絶縁増幅器を介して指示計、記録計等へ送る。

## (4) 出力領域系

出力領域系は、第 8.2.3 図に示すように独立した 4 チャンネルで構成する。各チャンネルは、中性子束検出器からの電流信号を中央制御室の中性子計装盤に送り、平均増幅器によりチャンネルの平均信号にしたのち、双安定回路出力を原子炉保護設備及び警報装置へ、絶縁増幅器を介して指示計、記録計等へ送り、更にこの信号を原子炉制御設備へ送り、原子炉出力制御系の信号として使用する。個別信号についても直読レベル計を通したのち安全保護系のプロセス計装設備へ、また、絶縁増幅器を介して指示計、記録計へそれぞれ送る。なお、4 チャンネルの各平均電流信号は比較回路により比較され、チャンネル相互間の偏差が設定値以上になると警報を発する。

## (5) 中性子計装盤

起動領域、中間領域及び出力領域系の増幅器、絶縁増幅器、双安定回路等を収納するために、中性子計装盤を設ける。中性子計装盤は独立した 4 面のラックから構成し、

---

\* 起動領域系が高温にさらされた場合の対策については検討中。

チャンネル相互間の物理的な分離を図る。中性子計装への電源は、4台の計測制御用電源からそれぞれ独立に給電してチャンネル相互間の電氣的な分離を図る。盤内配線にはテフロン電線を用いるなど、中性子計装盤はできるだけ不燃化、あるいは難燃化を考慮した設計である。

### 8.2.2.3 評価

- (1) 中性子計装は、起動領域、中間領域及び出力領域の3つの計測領域によって、計測範囲に連続性を持たせて炉心中性子束レベルを監視する設計となっており、中性子計装盤の指示計または中央制御盤の指示計、記録計によって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において必要な情報を提供することができる。
- (2) 安全保護系の中性子計装は以下に示すようにその設計方針を十分満足している。
  - (i) 安全保護系の中性子計装は多重化されており、単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても安全保護機能を喪失することはない。
  - (ii) 多重化された安全保護系の中性子計装は、チャンネル間の相互干渉を防止するため、検出器は相互に距離をへだてて設置すると共に、チャンネル毎に独立したラックに機器、装置を収納する。ラック内の配線にはテフロン電線を使用するなど、実用可能な限り不燃化あるいは難燃化が計られるほか、検出器ケーブル及び原子炉保護設備への配線はチャンネル毎に分離して布設され、ラックへの電源もチャンネル毎に独立に供給される設計となっている。
  - (iii) 安全保護系の中性子計装の信号を計測制御系に使用する場合には、絶縁増幅器により絶縁し、計測制御系に生じた故障が安全保護系に影響を与えないようにしている。
  - (iv) 安全保護系の中性子計装は、電源の喪失、系のシャ断に対して原子炉の保護動作を行う方向に作動するように設計している。
  - (v) 安全保護系の中性子計装は、通常運転時に内蔵の模擬信号を検出器出力回路に印加して、チャンネルの健全性を確認できる設計となっている。  
 検出器については、チャンネル相互の信号を比較することによって、その健全性を確認することができる。
  - (vi) 安全保護系の中性子計装の電源は、無停電電源装置から給電される。したがって短時間の全動力電源喪失に対しても機能を喪失することはない。

## 8.2.3 原子炉容器内計装\*

### 8.2.3.1 設計方針

オリフィス開度を調節して各オリフィス領域の冷却材出口温度を平坦化するために、各オリフィス領域出口の冷却材温度を予想変動範囲内で監視が可能な設計とする。

---

\* 炉心上部プレナム内温度計装については検討中。

### 8.2.3.2 主要設備

#### オリフィス領域出口温度計装

オリフィス領域出口温度計装は第8.2.4図に示すように各オリフィス領域出口冷却材温度を(全19領域)高温プレナムに熱電対を挿入し測定する。1領域に挿入する熱電対は4本であり、後述する燃料破損検出用のサンプリングチューブと束ねて高温プレナムに挿入する。熱電対にはタングステン・レニウム熱電対を使用し、炉内へ入れる案内管は原子炉容器側部のシール部を通り、オリフィス領域出口で終端する。原子炉側部のシール部は、原子炉内圧に対し完全にシールする。熱電対は、必要に応じて取替えることができる。

熱電対の出力は、中央制御室の炉内計装盤に設置した指示計で読みとることができる。

### 8.2.3.3 評価

オリフィス領域出口温度計装により各オリフィス領域出口における冷却材温度を監視することができ、オリフィス開度を調節して各オリフィス領域出口冷却材温度を平坦化でき、また、それを確認することができる。

## 8.2.4 制御棒位置指示計装

### 8.2.4.1 設計方針

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において予想変動範囲での制御棒位置の監視が可能な設計とする。

### 8.2.4.2 主要設備

制御棒の位置は、第8.2.5図に示すように、制御棒駆動機構の駆動軸に光学式エンコーダ及び絶対位置検出用リミットスイッチを設け、全駆動ストロークにわたる位置を指示計により中央制御盤で監視できるようにする。また、原子炉の制御に必要な信号は、原子炉制御設備に送る。

全引抜き位置及び全挿入位置についても表示し、警報を出す。また、同一制御棒バンク内の各制御棒間の位置に不整合を生じた場合にも警報を出す。

### 8.2.4.3 評価

本設備により、予想変動範囲での制御棒位置の監視が可能であるとともに、制御棒の不慮の落下等を検出し、警報を発することができる。

## 8.2.5 オリフィス開度位置指示計装

### 8.2.5.1 設計方針

オリフィス領域冷却材流量を調節するため、オリフィス開度位置を監視できる設計とする。

### 8.2.5.2 主要設備

オリフィスの開度位置は、オリフィス駆動装置にシンクロ発信器及び絶対位置検出用リミットスイッチを設け、全駆動ストロークにわたる位置を指示計により中央制御盤で監視できるようにする。

### 8.2.5.3 評 価

オリフィス開度位置を全駆動ストロークにわたり監視が可能である。

## 8.2.6 燃料破損検出装置

### 8.2.6.1 設計方針

燃料破損を把握するために、各オリフィス領域毎に冷却材中の放射能濃度を監視できる設計とする。

### 8.2.6.2 主要設備

燃料破損検出装置は第 8.2.4 図に示すように各オリフィス領域の出口毎に冷却材のサンプリングチューブを配置し、そのサンプリング・ガス中の核分裂生成物の濃度をプレシピテータ法を用いて測定する。各々の領域の出口のガスのサンプリングはセレクトター・バルブにより周期的に行われる。サンプリングチューブはオリフィス領域出口温度計装と同じ案内管に沿って炉内に入れられる。

サンプリング・ガスは、燃料破損検出装置区画に設置されたプレシピテータで測定され、その結果は、中央制御室の計装盤に送り、指示、記録する。

### 8.2.6.3 評 価

本装置により各オリフィス領域毎の燃料破損を把握することができる。

## 8.3 プロセス計装設備

### 8.3.1 概 要

プラントの適切かつ安全な運転のために、1次冷却系、2次冷却系及び水/蒸気系における必要なプロセス量の測定を行い、その信号の一部は、原子炉保護設備、工学的安全施設作動設備、原子炉制御設備に用いる。プロセス計装設備は、検出器のほか、各種アナログ計器を収納する計器ラックから構成し、主要なパラメータは、中央制御盤に、指示、記録及び警報を行なう。

### 8.3.2 設計方針

- (1) 安全保護系のプロセス計装は、通常運転時、異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時においてその安全保護機能が喪失しないように以下の方針で設計する。
  - (i) 安全保護系のプロセス計装はその系を構成するいかなる機器又は、チャンネルの単一故障あるいは、使用状態からの単一の取外しを行っても安全保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。
  - (ii) 安全保護系のプロセス計装はその系を構成するチャンネル相互を分離し、重複したそれぞれのチャンネル間の、独立性を実用上可能な限り考慮した設計とする。
  - (iii) 安全保護系のプロセス計装は、他の計測制御系と、原則として電氣的にも物理的にも分離した設計とし、安全保護系の一部から計測制御系への信号を取出す場合には、計測制御系の故障が安全保護系の機能を損わない設計とする。

(Ⅳ) 安全保護系のプロセス計装は系の遮断，駆動源の喪失等においても実際的な限り安全上許容される状態（フェイルセーフ）になるような設計とする。

また，運転員の誤操作においても異常が発生，拡大しないように可能な限り，インターロックを設けたフルブーフの設計とする。

(Ⅴ) 安全保護系のプロセス計装は，原子炉の運転中に定期的に試験を行い，機能が喪失していないことを確認できるような設計とする。

(Ⅵ) 安全保護系のプロセス計装は，プロセス量を常時自動的に，監視，警報する装置をもうけるとともに，安全保護系が，動作した場合にはその動作原因が，中央制御室に表示される設計とする。

(2) 安全保護系以外の主要なプロセス計装は，以下の方針で設計する。

(i) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても主要なパラメータは，予想変動範囲での監視ができるような設計とする。また，事故時において事故の状態を知り，対策を講じるに必要となるパラメータは，監視記録できるようにする。

(ii) プロセス計装の主要なパラメータは，中央制御盤で監視できるようにする。

(iii) 主要なプロセス計装の電源は，無停電電源装置より給電する。

### 8.3.3 主要設備

#### 8.3.3.1 安全保護系のプロセス計装

原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備に信号を供給する安全保護系のプロセス計装は，検出器のほか，双安定回路，演算器，絶縁増幅器等，各種のアナログ計器を収納する計器ラックから構成される。安全保護系のプロセス計装を，第 8.3.1 表に示す。

安全保護系のプロセス計装の論理回路の構成は，2 out of 4 として，同一測定値につき，独立な 4 個の検出器及びチャンネルを設置することによって，単一故障あるいは，使用状態から単一の取り外しを行ってもその機能を喪失することのないよう多重化されており，それぞれのチャンネルは，独立した計器ラックに収納することにより物理的に分離されている。

また，これらの計装に必要な電源は，4 台の無停電電源装置からそれぞれ独立に給電すると共に，検出器と計器ラック間等の関連する配線もチャンネル相互に分離し，電氣的にも独立性を保つようにする。

更に，安全保護系のプロセス計装の信号を制御系に使用する場合には，絶縁増幅器により両者の間を絶縁し，制御系に生じた故障が安全保護系に影響を与えることのないようにする。

これらの計装の機能をテストする場合には，測定対象となる変量を検出器に実際に加えることにより健全性を確認するか，又は，模擬入力を検出器出口信号回路に印加することにより，規定の設定値において，必要な動作をすることを確認することができる。また，原子炉運転中，運転員が立入れない場所にある検出器は，多重に設置された検出器が同一指示を示すことで健全性を確認する。

なお、安全保護系のプロセス計装の計測信号は、すべて中央制御盤上に指示、又は記録し、プラントの適切かつ安全な運転ができるようにする。

### 8.3.3.2 安全保護系以外のプロセス計装

#### (1) 炉内構造物監視計装

炉内構造物監視計装では、固定反射体、炉床部断熱層、サポートプレート、コアバレル、側部遮蔽体等の温度及び炉心拘束機構の温度等を指示、又は記録する。

#### (2) 後備停止装置監視計装

後備停止装置監視計装では、後備停止素子の落下位置と差圧検出及びガス加圧系の各部の圧力と弁の開閉表示があり、主要な計測点に関しては、常時中央制御室にて監視できるものとする。

#### (3) 1次冷却系計装

1次冷却系計装では、ループの温度、圧力及び流量、1次ヘリウム貯蔵、供給系のラインの温度、流量及び圧力、1次冷却系主配管の内管、外管温度及び1次冷却材循環機の振動、軸受温度、冷却水温度等を連続的に指示又は記録し、設定値に達すれば警報を発する。

#### (4) 後備冷却設備監視計装

後備冷却設備監視計装では、冷却水の温度、圧力、流量、冷却水のホールドアップタンク液面レベル等を指示又は記録する。

#### (5) 黒鉛酸化防止設備監視計装

黒鉛酸化防止設備監視計装では、液体窒素貯蔵タンク液位、窒素蒸発器出口圧力、窒素ガス供給タンク入口温度及び圧力、窒素ガス供給流量、炉内/コンパートメント内差圧等を監視できるものとする。

#### (6) 2次冷却系計装

2次冷却系計装では、ループの温度、圧力及び流量、2次ヘリウム貯蔵、供給系のラインの温度、流量及び圧力、2次冷却系主配管の内管、外管温度及び2次冷却材循環機の振動、軸受温度等を連続的に指示又は記録し、設定値に達すれば警報を発する。

#### (7) FP沈着監視計装

1次系内各部のFP沈着量の計測を行う。

#### (8) 水・蒸気系計装

蒸気及び給水の圧力、温度、復水器の水位、真空度、主要ポンプ（給水ポンプ等）の軸受温度等を連続指示又は記録し、設定値に達すれば警報を発する。

#### (9) その他

上記の他に原子炉補助冷却系、原子炉補機冷却系、ヘリウム純化系、試料採取系、廃棄物処理系、燃料取扱い系、使用済燃料貯蔵プール系、原子炉冷却水系及び一般冷却水系等のプロセス計装を設ける。



### 8.3.4 評 価

- (1) 安全保護系のプロセス計装は、多重化されており、単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても安全保護機能を喪失することはない。
- (2) 安全保護系のプロセス計装は、その系を構成するチャンネル相互を分離し、重複したそれぞれのチャンネル間の独立性を実用上可能な限り考慮しており、通常運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、その安全保護機能を喪失することはない。電源・配線についてもチャンネル毎に独立な構成としており、計器ラック配線は、実用上可能な限り、難燃性、あるいは不燃性材料を使用する設計としている。
- (3) 安全保護系のプロセス計装の信号を計測制御系に使用する場合には、絶縁増巾器により絶縁し、計測制御系に生じた故障が、安全保護系に影響を与えないようにしている。
- (4) 安全保護系のプロセス計装は系の遮断、駆動源の喪失に対して原子炉の保護動作をとる方向に作動するように設計している。
- (5) 安全保護系のプロセス計装は、定期検査時及び原子炉運転中にも検出器の出力信号回路に模擬入力を印加し、規定の設定値において、必要な動作をすることを確認できる。  
また、検出器は多重化されたチャンネル間の信号を相互比較することにより原子炉運転中にも健全性が確認できる。
- (6) 安全保護系のプロセス計装は、その安全保護機能を果たすために使用している温度、流量等のパラメータを常時、自動的に監視警報する装置があり、安全保護系が動作した場合の動作原因が中央制御室に表示されるような設計となっている。
- (7) 安全保護系及び他の安全上重要なプロセス計装の電源は、無停電電源装置から給電される。したがって短時間の全動力電源喪失に対しても機能を喪失することはない。また、非常用電源系のみでの運転下あるいは、外部電源のみでの運転下で、単一故障を仮定しても安全機能を失うことはない。
- (8) 安全保護系以外の主要なプロセス計装は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、主要なパラメータについて予想変動範囲での監視ができるような設計である。また、事故時においては事故の状態を知り、対策を講じるに必要な圧力、温度等のパラメータを監視できる設計としている。
- (9) プロセス計装の主要なパラメータは、中央制御盤で、監視できる。

## 8.4 原子炉制御設備

### 8.4.1 概 要

原子炉制御設備は、通常運転時に起こり得る運転条件の変化及び外乱に対して原子炉出力等を制御し、また、異常の拡大を未然に防ぎ、かつ原子炉トリップに至る前に自動処置をとるためのインターロック動作を行う。

原子炉制御設備は、プラントの制御設備も含めて、中央制御室からの集中制御方式であり、

中央制御室からの運転計画に基づく出力指令値に原子炉出力を制御して原子炉出力に水蒸気系の冷却を追従させる原子炉主体制御方式が採用される。

原子炉の反応度制御は、制御棒で行う。各制御棒は炉心内で同心円状の4つのバンクに分割し、単一バンク又は単一制御棒を操作して各種反応度効果を調整する。

制御棒による原子炉の出力制御は、定格出力の約5%以下の範囲では手動で行い、定格出力の約5%以上では自動とする。また、定格出力の約30%以上では原子炉プラントは自動制御され、この自動制御の範囲内では、 $\pm 3.0 \times 10^{-4} \Delta k/k$ のステップ状反応度添加と0.2%/minのランプ状出力上昇並びに0.4%/minのランプ状出力低下に応じることができる。

本原子炉プラントでは、原子炉出口冷却材温度を1.000℃に維持して運転する場合と原子炉出力を設定値に維持して運転する場合があり、それぞれに対応する原子炉出力制御系が使用される。

原子炉制御設備には以下のものがあり、その概略を第8.4.1図に示す。

- (1) 原子炉出力制御系
- (2) 原子炉出口温度制御系
- (3) 原子炉入口温度制御系
- (4) 中間熱交換器2次出口温度制御系
- (5) 1次冷却材流量制御系
- (6) 2次冷却材流量制御系
- (7) 1次/2次冷却系間差圧制御系
- (8) 主蒸気圧力制御系
- (9) 制御棒引抜き阻止及びセットバック
- (10) ロッドワースミニマイザ
- (11) 炉心流量調節装置

#### 8.4.2 設計方針

原子炉制御設備の設計方針は、以下の通りである。

- (1) 通常運転時の主要制御設備を出力指令装置からの設定信号に追従させるように設計する。
- (2) 設計上考慮した原子炉出力変化で、主要な諸変数が許容される範囲内に納まり、十分な減衰性をもつ安定な応答をするように設計する。
- (3) 運転員がプラント運転状態を監視でき、必要な場合にはプラントの手動制御ができるように設計する。

### 8.4.3 主要設備

#### 8.4.3.1 原子炉出力制御系

##### (1) 原子炉出力制御装置\*

原子炉出力制御装置は、出力設定装置又は原子炉出口温度制御装置からの出力設定信号を中性子束信号により示される炉出力と比較して、その偏差を制御信号とし、制御棒駆動信号を制御棒駆動制御装置に出力する装置である。

制御棒駆動信号は、制御信号に対応した駆動速度信号及び制御棒挿入・引抜動作信号より成る。

##### (2) 制御棒駆動制御装置

原子炉出力制御装置の出力信号、又は手動操作信号により制御棒を駆動する装置である。炉出力は定格出力の5%以下では手動操作により制御され、5%以上では自動制御となる。

本装置には、以下のような場合に制御棒の引抜きを阻止するインタロック機能を持つ。

##### (i) 制御棒誤引抜

##### (ii) 制御棒速度逸脱

#### 8.4.3.2 原子炉出口温度制御系\*\*

原子炉出口温度制御系は、原子炉出口温度を出力設定装置からの原子炉出口温度設定信号と比較してその偏差を主制御信号とし、出力設定装置からの原子炉出力設定信号と中性子束信号との偏差を補助信号として、原子炉出力制御系へ出力設定値を出力し、原子炉出口温度を所定の値に維持する。

#### 8.4.3.3 原子炉入口温度制御系\*\*\*

原子炉入口温度制御系は、原子炉入口温度を出力設定装置からの原子炉入口温度設定信号と比較してその偏差を制御信号とし、2次冷却材流量制御系へ流量設定信号を出力し、原子炉入口温度を所定の値に維持する。

#### 8.4.3.4 中間熱交換器2次出口温度制御系

中間熱交換器2次出口温度制御系は、中間熱交換器2次出口温度を出力設定装置からの中間熱交換器2次出口温度設定信号と比較してその偏差を制御信号とし、蒸気発生器ヘリウム側バイパス流量調節弁及び蒸気発生器蒸気側流量調節弁の開度を操作し、中間熱交換器2次出口温度の所定の値に維持する。

\* 出力上昇、減少時の詳細な制御方法については未決定。

\*\* 炉出力だけでなく1次冷却材流量も操作量とする制御系についても検討中。

\*\*\* 蒸気発生器の1次側バイパス流量調節弁を操作する方法についても検討中。

## 8.4.3.5 1次冷却材流量制御系

## (1) 1次冷却材流量制御装置

1次冷却材流量制御装置は、1次冷却材流量を出力設定装置からの1次冷却材流量設定信号と比較して、その偏差を制御信号として、1次冷却系循環機回転数制御装置に回転数設定信号を出力する装置である。

## (2) 1次冷却系循環機回転数制御装置

1次冷却材流量制御装置の出力信号により、1次冷却系循環機回転数を定格回転数(6130 rpm)の10～110%までサイリスタ・インバータ制御方式により制御する装置である。

## 8.4.3.6 2次冷却材流量制御系\*

2次冷却材流量制御系は、2次冷却材流量を出力設定装置又は原子炉入口温度制御系からの2次冷却材流量設定信号と比較してその偏差を制御信号とし、2次冷却材流量調節弁を操作し2次冷却材流量を所定の値に維持する。

## 8.4.3.7 1次/2次冷却系間差圧制御系

1次/2次冷却系間差圧制御系は、1次/2次冷却系間差圧を、出力設定装置からの1次/2次冷却系間差圧設定信号と比較して、その偏差を制御信号とし、2次冷却材圧力調整系の冷却材供給弁及び回収弁を操作し、1次/2次冷却系間差圧を所定の値に維持する。

## 8.4.3.8 主蒸気圧力制御系

主蒸気圧力制御系は、蒸気ドラム圧力を出力設定装置からの主蒸気圧力設定信号と比較して、その偏差を制御信号とし、蒸気ドラムの蒸気流量調節弁を操作し、主蒸気圧力を所定の値に維持する。

## 8.4.3.9 制御棒引抜き阻止及びセットバック

異常の拡大を未然に防ぎ、かつ原子炉トリップに至る前に自動処置をとるために、制御棒の自動及び手動引抜き阻止及び原子炉出力30%以上において出力のセット・バックのインターロックを設け、下記の条件で作動させる。セットバック作動時にはセットバック条件が、解除されるまで原子炉出力を最大で30%まで自動的に減少させる。

これらのインターロック動作は、原子炉トリップ設定値よりも低い値で動作する。

## (1) 制御棒引抜き阻止インターロック作動条件

- (i) 起動領域中性子束高
- (ii) 中間領域中性子束高
- (iii) 出力領域中性子束高\*\*
- (iv) 起動領域中性子束変化率高
- (v) 中間領域中性子束変化率高
- (vi) 原子炉出口冷却材温度高

---

\* 他の操作量による方法についても検討中。

\*\* 102.5%

## (2) 原子炉出力のセットバック

原子炉出口冷却材温度高\*

出力領域中性子束高\*\*

## 8.4.3.10 ロッドワースミニマイザ\*\*\*

本装置は、誤って過大な制御棒値を生じうるような制御棒挿入形状が形成されることを防止するもので運転員の制御棒操作・監視を補助する装置である。

あらかじめ安全上支障はないことが、確かめられている制御棒挿入形状を本装置に記憶させておき、実際の運転時の制御棒挿入形状とこれを常に比較することにより、誤って過大な制御棒値を生じうるような制御棒挿入形状が形成されることを防止する。実際の制御棒挿入形状が記憶された挿入形状から逸脱した場合には、逸脱している制御棒の番号及び制御棒引抜き阻止信号を出力する。

## 8.4.3.11 炉心流量調節装置\*\*\*\*

本装置は、各オリフィス領域を流れる冷却材流量を、オリフィス領域毎に炉心上部に設置されたオリフィスの開度を調節して変化させる装置である。

運転員は、中央制御室に表示される各オリフィス領域の出口冷却材温度を監視して、同温度が平坦化するようにオリフィス開度を調節する。

## 8.4.4 評価

原子炉は、負の反応度フィード・バックによる自己制御性と、原子炉制御設備の機能により原子炉出力指令に応じた安定な運転ができる。

原子炉制御設備は、自動制御の範囲内では $\pm 3.0 \times 10^{-4} \Delta k/k$ のステップ状反応度添加と $0.2\%/min$ のランプ状出力上昇並びに $0.4\%/min$ のランプ状出力低下に応じることができる。(3.5 動特性参照)

原子炉の運転状態を示す主要な諸変数は、中央制御盤上の指示計及び記録計に指示記録すると同時に、設定値に達した場合には、運転員に注意を喚起するよう警報装置及びインターロックを設ける。各制御装置は、必要な場合には運転員の監視のもとに十分安全に手動制御が可能である。

\* 1.015℃

\*\* 102.5%, 10分間継続

\*\*\* 概念的なものについてのみ検討中であり、装置自体のハード的検討は今後行う予定。

\*\*\*\* 運転初期に領域の流量を設定し運転中にオリフィスを操作しない方法も検討している。

## 8.5 原子炉保護設備

### 8.5.1 概要

原子炉保護設備は、原子炉計装あるいは、安全保護系プロセス計装からの信号により、運転時の異常な過渡変化あるいは、事故時に際し工学的安全施設の作動とあいまって燃料の許容設計限界、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリを保護するため原子炉停止系を作動させ、原子炉を自動停止させる。

原子炉保護設備は、原子炉プラントの種々のパラメータを監視する原子炉計装及び安全保護系のプロセス計装からの信号を受け、原子炉トリップ信号及びインターロック回路動作信号を発生する4重(一部2重)トレインの論理回路と原子炉トリップ信号により自動的に開く様になっている原子炉トリップしゃ断器とで構成する。

### 8.5.2 設計方針

- (1) 原子炉保護設備は、その設備を構成するいかなる機器、又はチャンネルの単一の取外しを行っても安全保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。
- (2) 原子炉保護設備は、通常運転時及び異常な過渡変化時、保修時、試験時及び事故時において、その安全保護機能が喪失しないように、その設備を構成するチャンネル相互を分離し、重複したそれぞれのチャンネル間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計とする。
- (3) 原子炉保護設備は、系の遮断、駆動源の喪失等においても安全上許容される状態(フェイルセーフ)になるような設計とする。  
また、運転員の誤操作においても異常が発生、拡大しないように可能な限り、インターロックを設けたフルブーフの設計とする。
- (4) 原子炉保護設備は、その機能が喪失しておらず、その信頼性が保たれていることを確認するために、定期的にチャンネル又は、動作要素の試験、校正ができるように設計すること。運転中定期的に試験、校正を必要とするものについては、運転中にも試験、校正ができる設計とする。
- (5) 原子炉保護設備は、自動的に作動し、また必要な場合には、手動でも作動できる設計とする。この場合、自動保護回路の故障によって手動操作の機能がそこなわれない設計とする。
- (6) 原子炉保護設備は、作動状況を連続的に中央制御室に表示されるような設計とする。

### 8.5.3 主要設備

#### 8.5.3.1 原子炉トリップしゃ断器

原子炉トリップしゃ断器は、第8.5.1図に示すように、直列に4台設け、制御棒駆動装置用MGセットの発生電力を制御棒駆動装置に接続する。各ロジックトレインは、独立の原子炉トリップしゃ断器を、それぞれ開くことができる。

原子炉をトリップさせるには、4台中、2台の原子炉トリップしゃ断器を開けばよく、

これらのトリップしゃ断器が開くと、制御棒駆動装置への電源はしゃ断され、制御棒クラスタは、自重で炉心に挿入される。

原子炉計装あるいは、安全保護系のプロセス計装によって監視している変数が設定値に達し、所要の双安定回路が無励磁になると、トリップしゃ断器の不足電圧コイルへの直流回路を開く。不足電圧コイルの直流電源が喪失すると、トリップブランジヤを解放し、しゃ断器を開く。

原子炉トリップしゃ断器は、原子炉補助建屋内の制御棒駆動装置電源室に設置し、必要な場合には、現場手動しゃ断が可能である。

#### 8.5.3.2 原子炉トリップ信号

原子炉トリップ信号としては、下記のものがあり、これらをまとめて第8.5.1表及び第8.5.2図に示す。なお、原子炉の保護機能を損うことなく出力条件によって原子炉トリップ信号のブロック等を行い運転の継続が可能をように、パーミッシブ回路を設ける。第8.5.2表にパーミッシブ信号一覧表を示す。

##### (1) 起動領域中性子束高

原子炉停止及び起動時の保護のため、起動領域中性子束高の“2 out of 3”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、パーミッシブ信号-1 (P-1以下同様に記す)により手動でブロック、又は自動的にブロックが解除される。更に、P-2信号により自動でブロックされる。

##### (2) 中間領域中性子束高

原子炉停止及び起動時の保護のため、中間領域中性子束高の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、P-2信号により手動でブロック又は、自動的にブロックが解除される。更にP-3信号により自動でブロックされる。

##### (3) 出力領域中性子束高

出力領域中性子束高には、高設定と低設定があり、通常の出力量状態では、定格出力値以上に設定した高設定値により、起動時等の低出力運転状態では、定格出力値以下の低設定値により両者とも、出力領域中性子束高の“2 out of 4”信号で、原子炉をトリップさせる。低設定トリップは、出力状態により出力されるP-3信号により手動でブロック又は、自動的にブロックが解除される。

##### (4) 出力領域中性子束変化率高

制御棒の異常引抜き及び制御棒の落下時の原子炉保護のため、出力領域中性子束変化率高の“2 out of 4”信号によって原子炉をトリップさせる。

##### (5) 1次冷却材流量低

1次冷却材流量が低下した場合に炉心を異常高温から保護するために各ループごとの1次冷却材流量低の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。この設定値は、原子炉出力(中性子束)信号に応じた可変設定値とする。

- (6) 1次系圧力高  
1次冷却系の過圧保護のために、1次冷却材圧力高の“2 out of 4”信号によって原子炉をトリップさせる。
- (7) 1次系圧力低  
原子炉圧力が異常に低下した場合に、炉心を保護するため、1次冷却材圧力低の“2 out of 4”信号によって原子炉をトリップさせる。この設定値は、原子炉出力（中性子束）信号に応じた可変設定値とする。
- (8) 原子炉出口冷却材温度高  
燃料及び中間熱交換器等の高温化に伴う破損等を防止するため、各ループの原子炉出口温度高の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。
- (9) 原子炉入口冷却材温度高  
燃料を異常高温から保護するため、各ループの原子炉入口冷却材温度高の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。
- (10) 1次系放射能濃度高  
燃料の異常を検知し、原子炉を保護するために、1次冷却材中の放射能濃度高の“2 out of 4”信号で、原子炉をトリップさせる。
- (11) 1次系湿分濃度高  
炉心の構造材である黒鉛と水の反応を防止するため、各ループの1次冷却材中湿分濃度高の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。
- (12) 主循環機しゃ断器開  
主循環機の異常を検知し、原子炉を保護するため1次系主循環機しゃ断器開信号で、原子炉をトリップさせる。
- (13) 2次冷却材流量低  
中間熱交換器を保護し、ひいては炉心を保護するために、各ループの2次系冷却材流量低の“2 out of 4”信号で、原子炉をトリップする。この設定値は、原子炉出力（中性子束）信号に応じた可変設定値とする。
- (14) 2次系圧力高  
2次冷却系設備の過圧による破損防止を目的として、各2次冷却系ループの2次冷却材圧力高の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。
- (15) 中間熱交換器2次入口冷却材温度高  
蒸気発生器異常に伴う冷却の喪失及び2次冷却系配管の高温化による破損を防止するため、各ループの中間熱交換器2次入口冷却材温度高の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。
- (16) 中間熱交換器2次出口冷却材温度高  
2次冷却系配管及び蒸気発生器の高温化による破損を防止するため、各ループの中間熱交換器2次出口冷却材温度高の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。



## (17) 2次系循環機しゃ断器開

2次系循環機の異常を検知し、中間熱交換器を保護し、ひいては炉心を保護するために、各ループの2次系循環機しゃ断器開信号で原子炉をトリップさせる。

## (18) コンパートメント圧力高

1次冷却材のコンパートメントへの漏洩をコンパートメント圧力高の“2 out of 4”信号で、原子炉をトリップさせる。

## (19) コンパートメント放射能濃度高

1次冷却材のコンパートメントへの漏洩をコンパートメント放射能濃度高の“2 out of 4”信号で、原子炉をトリップさせる。

## (20) 母線電圧低

母線電圧が電源喪失によって低下した場合の炉心保護のため、母線電圧低の“2 out of 4”信号で、原子炉をトリップさせる。

## (21) 母線周波数低

母線周波数が、電源喪失によって低下した場合の炉心保護のため、母線周波数低の“2 out of 4”信号で、原子炉をトリップさせる。

## (22) 地震加速度高

水平方向加速度高の“2 out of 4”信号、又は垂直方向加速度高の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

## (23) 原子炉格納容器圧力高

原子炉格納容器圧力高の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

## (24) 原子炉格納容器放射能濃度高

原子炉格納容器放射能濃度高の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

## (25) 工学的安全施設作動

工学的安全施設作動信号が発生した場合には、原子炉をトリップさせる。

## (26) 1次/2次系差圧高及び低

中間熱交換器の伝熱管又は管板に設計考慮以上の差圧が生じて破損するのを防止することを目的として、各ループの1次/2次系差圧高又は、差圧低の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

## (27) 1次系高温部ループ間温度差大\*

1次系配管内部断熱構造の異常、ホットレグ/コールドレグ境界の破損等の検出を目的として1次系高温部ループ間温度差大の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

---

\* 1次系高温部ループ間温度とは、具体的には、たとえば、Aループ中間熱交換器1次入口温度と、Bループ中間熱交換器1次入口温度との差の温度を考えている。

## (28) 手 動

中央制御盤上の原子炉トリップスイッチ2個のうちいずれか1個を操作すれば、原子炉はトリップする。

## 8.5.3.3 原子炉トリップ時のインターロック

原子炉がトリップした場合は、1次系主循環機、2次系主循環機をトリップし1次系及び2次系流量は、所定のコーストダウンカーブにもとづいて減少する。これら1次系及び2次系流量低信号によって、自動的に弁操作が行われ、補助冷却系に切換わるとともに、それまでに定格回転数になっている1次系補助循環機によって1次系定格流量の10%流量で維持することにより、崩壊熱除去を行う。

## 8.5.3.4 監視装置

原子炉保護設備の作動状況の確認をするため、次のような監視装置を設ける。

なお、原子炉トリップの確認は中性子計装等で行う。

## (1) 警 報

原子炉保護設備で使用する原子炉計装あるいは、プロセス計装からの信号が警報設定値に達し、論理回路が動作した場合にはプラントが正常な運転状態から逸脱していることを示すため、中央制御室に警報する。

また、多重チャンネル構成を有する原子炉トリップ信号は、1チャンネルでも動作すれば「パーシャルトリップ警報」を出す。

## (2) 表示灯

多重チャンネル構成を有する原子炉トリップ信号は、1チャンネルでも動作すればトリップ状態を表示する表示灯を中央制御盤上に設ける。

## 8.5.4 評 価

## (1) 単一故障

原子炉保護設備を構成する論理回路、トリップしゃ断器には多重性をもたせて保護動作を行う。すなわち、“2 out of 3” “2 out of 4” “1 out of 2” の論理回路は、連絡ケーブルをも含めて4重トレイン構成としている。これらのトレインは、電氣的、物理的に分離しているので、単一のトレインの故障で保護機能を失うことはない。

## (2) 独立性

原子炉保護設備は、相互干渉が起らないように、物理的、電氣的独立性を持たせている。すなわち、論理回路、トリップしゃ断器、連絡ケーブル等は供給電源（直流2母線、無停電電源4母線）を含めて独立な構成とする。

## (3) フェイルセーフ

原子炉保護設備を構成するリレー、原子炉トリップしゃ断器の不足電圧コイル等は常時励磁状態とし、駆動電源の喪失、系のしゃ断などに対して原子炉保護動作をとる方向に作動するよう設計している。

## (4) 運転中試験

原子炉保護設備は、プラント運転中にも論理回路及び原子炉トリップしゃ断器に関し下記の試験ができる。

すなわち、テストスイッチを操作して各チャンネルの双安定回路のリレーをトリップ状態にする等の方法により、論理回路が正常に動作した事を確認できる。

## (5) 手動操作

必要な場合、手動でも原子炉保護動作を行えるように、中央制御盤上に原子炉トリップスイッチを2個設け、いずれか1個のスイッチ操作により原子炉トリップ信号を発することができる。

## (6) 作動状況の確認

原子炉保護設備の作動状況は、警報、表示灯、中性子計装等によって確認することができる。

## 8.6 工学的安全施設作動設備

## 8.6.1 概要

工学的安全施設作動設備は、1次冷却系減圧事故あるいは2次冷却系減圧事故等に際して、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリを保護するための設備を起動するものである。

工学的安全施設作動設備は、安全保護系のプロセス計装から信号を受けて、工学的安全施設を作動させる2重トレインの論理回路で構成する。

## 8.6.2 設計方針

- (1) 工学的安全施設作動設備は、単一故障あるいは使用状態からの単一の取り外しを行っても、安全保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。
- (2) 工学的安全施設作動設備は、チャンネル相互を分離し、チャンネル間の独立性を計る設計とする。
- (3) 工学的安全施設作動設備は、駆動源の喪失又はしゃ断に対して、最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。
- (4) 工学的安全施設作動設備は、原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できる設計とする。
- (5) 工学的安全施設作動設備は、自動的に作動し、また、必要な場合には手動でも作動できる設計とする。
- (6) 工学的安全施設作動設備は、作動状況が確認できる設計とする。

## 8.6.3 主要設備

## 8.6.3.1 作動信号

工学的安全施設作動信号として下記のものがあり、これらをまとめて第8.6.1表及び第8.6.1図に示す。

## (1) 後備冷却設備作動信号

後備冷却設備は、以下の信号により作動する。

- (i) コンパートメント圧力高と、1次系圧力低低あるいは、2次系圧力低低の一致  
 コンパートメント圧力高の“2 out of 4”信号と1次系圧力低低の“2 out of 4”信号あるいは、2次冷却系圧力低低の“2 out of 4”信号との一致により配管破断等の事故による1次又は2次冷却材のコンパートメントへの漏洩を検出して、非常用原子炉冷却設備のうちの後備冷却設備作動信号を発する。

## (ii) 手 動

中央制御盤上の非常用原子炉冷却設備のうちの後備冷却設備作動スイッチ2個のうち、1個を操作すれば、後備冷却設備作動信号を発する。

## (2) 補助冷却設備作動信号

以下の信号により、非常用原子炉冷却設備のうちの補助冷却設備を作動する。

## (i) 1次冷却材流量低

1次冷却材流量低の“2 out of 4”信号により補助冷却設備作動信号を発する。

## (ii) 2次冷却材流量低

2次冷却材流量低の“2 out of 4”信号により補助冷却設備作動信号を発する。

## (iii) 手 動

中央制御盤上の補助冷却設備作動スイッチ2個のうち1個を操作すれば、補助冷却設備作動信号を発する。

## (3) 黒鉛酸化防止設備作動信号

黒鉛酸化防止設備は以下の信号により作動する。

## (i) コンパートメント圧力高と1次系圧力低低の一致

コンパートメント圧力高の“2 out of 4”信号と1次系圧力低低の“2 out of 4”信号の一致により黒鉛酸化防止設備作動信号を発する。

## (ii) 手 動

中央制御盤上の黒鉛酸化防止設備作動スイッチ2個のうち1個を操作すれば、黒鉛酸化防止設備作動信号を発する。

## (4) アニュラス循環排気設備及び格納容器空気再循環浄化設備作動信号

アニュラス循環排気設備及び格納容器空気再循環浄化設備は以下の信号により作動する。

## (i) コンパートメント圧力高

コンパートメント圧力高の“2 out of 4”信号によりアニュラス循環排気設備及び格納容器空気再循環浄化設備作動信号を発する。

## (ii) 原子炉格納容器放射能濃度高

原子炉格納容器放射能濃度高の“2 out of 4”信号によりアニュラス循環排気設備及び格納容器空気再循環浄化設備作動信号を発する。

## (iii) 手 動

中央制御盤上のアニュラス循環排気設備及び格納容器空気再循環浄化設備作動スイッチ 2 個のうち 1 個を操作すれば、アニュラス循環排気設備及び格納容器空気再循環浄化設備作動信号を発する。

## (5) 1 次ヘリウムダンプ設備作動信号

1 次ヘリウムダンプ設備は以下の信号で作動する。

## (i) 1 次 / 2 次系差圧低低\*

1 次 / 2 次系差圧低低の "2 out of 4" 信号により 1 次ヘリウムダンプ設備起動信号を発する。

## (ii) 手 動

中央制御盤上の 1 次ヘリウムダンプ設備作動スイッチ 2 個のうち 1 個を操作すれば、1 次ヘリウムダンプ設備作動信号を発する。

## (6) 格納容器隔離作動信号

格納容器隔離動作は以下の信号で行われる。

## (i) コンパートメント圧力高と 1 次系圧力低低あるいは、2 次系圧力低低の一致

コンパートメント圧力高の "2 out of 4" 信号と 1 次系圧力低低の "2 out of 4" 信号あるいは、2 次系圧力低低の "2 out of 4" 信号との一致により格納容器隔離作動信号を発する。

## (ii) 原子炉格納容器放射能濃度高

原子炉格納容器放射能濃度高の "2 out of 4" 信号により格納容器隔離作動信号を発する。

## (iii) 手 動

中央制御盤上の格納容器隔離作動スイッチ 2 個のうち、1 個を操作すれば、格納容器隔離弁作動信号を発する。

## (7) 2 次系隔離弁閉作動信号

2 次系隔離弁は以下の信号で閉となる。

## (i) 1 次 / 2 次系差圧低低

1 次 / 2 次系差圧低低の "2 out of 4" 信号により 2 次系隔離弁閉作動信号を発する。

## (ii) 手 動

中央制御盤上の 2 次系隔離弁閉作動スイッチ 2 個のうち 1 個を操作すれば、2 次

---

\* 通常、2 次系圧力 > 1 次系圧力であり 1 次 / 2 次系差圧は正であるが、2 次系減圧時には 2 次系圧力 < 1 次系圧力となり、1 次 / 2 次系差圧は負の値となる。

系隔離弁閉作動信号を発する。

### 8.6.3.2 監視装置

工学的安全施設作動設備の作動状況を確認するため、次のような監視装置を設ける。

#### (1) 警 報

工学的安全施設作動設備に必要なプロセス計装信号が警報設定値に達し、論理回路が作動した場合は、プラントが正常な運転状態から逸脱していることを示すため、中央制御室に警報する。また、多重チャンネル構成を有する工学的安全施設作動信号は、1チャンネルでも動作すれば「パーソナルトリップ警報」を出す。

#### (2) 表示灯

多重チャンネル構成を有する工学的安全施設作動信号は、1チャンネルでも動作すればトリップ状態を表示する表示灯を中央制御盤上に設ける。

### 8.6.4 評 価

#### (1) 単一故障

工学的安全施設作動回路を構成する論理回路には、多重性をもたせて保護動作を行う。すなわち、“2 out of 4”“2 out of 3”，あるいは“1 out of 2”の論理回路は、連絡ケーブルをも含めて2重トレイン構成としている。これらのトレインは、電氣的、物理的に分離しているため、単一のトレインの故障で機能を失うことはない。

#### (2) 独立性

工学的安全施設作動回路は、相互干渉が起らないように、物理的、電氣的の独立性を持たせている。すなわち、論理回路、連絡ケーブル等は供給電源を含めて独立な構成とする。

#### (3) 運転中試験

工学的安全施設作動回路は、運転中にも論理回路の試験ができる。

すなわち、テストスイッチを操作することにより論理回路が正常に動作したことを確認できる。

#### (4) 手動操作

必要な場合、手動でも工学的安全施設作動を行えるように、中央制御盤上に手動スイッチを設け、下記の作動信号をそれぞれ発することができる。

- (i) 後備冷却設備作動信号
- (ii) 補助冷却設備作動信号
- (iii) 黒鉛酸化防止設備作動信号
- (iv) アニユラス循環排気設備及び格納容器空気再循環浄化設備作動信号
- (v) 1次ヘリウムダンプ設備作動信号
- (vi) 格納容器隔離作動信号
- (vii) 2次系隔離弁閉作動信号

## (5) 作動状況の確認

工学的安全施設の作動状況はプロセス計装，警報，表示灯によって確認することができる。

## 8.7 制御室

## 8.7.1 概要

計測制御系統施設のうち，プラント主系統（原子炉，2次冷却系，水／蒸気系）の運転に必要な監視及び操作装置は，集中化し，中央制御室内の中央制御盤に設置する。

また，何らかの原因で中央制御室に接近できない場合にも原子炉を安全に停止できるように中央制御室外原子炉停止装置を設ける。

## 8.7.2 中央制御室

## 8.7.2.1 設計方針

- (1) 原子炉施設の通常運転，運転時の異常な過渡変化時及び事故時に必要な計測制御装置を，中央制御室で集中監視及び制御が行えるように設計する。
- (2) 中央制御室はいかなる原子炉事故の際にも，従事者が中央制御室内に留まって所要の操作及び措置がとれるようなしゃへい設計，換気設計を行い，主要ケーブル，制御盤等は原則として不燃性，難燃性の材料を使用する設計とする。

## 8.7.2.2 主要設備

## (1) 中央制御盤

中央制御盤は，原子炉盤，2次冷却系盤，水／蒸気系盤等で構成し，プラントの通常運転及び事故対策に必要な操作器，指示計，記録計及び警報装置を設置する。

また，この制御盤の情報を適切かつ平易に運転員に伝達するため，計算機を介したCRT表示装置が付加される。

## (2) 中央制御室

中央制御室は，原子炉補助建屋内に設置し1次冷却系減圧事故及び2次冷却系減圧事故を仮定した場合に，事故後30日間中央制御室内にとどまっても，「科学技術庁告示21号」に示された緊急作業に係る被曝線量を十分下まわるようにしゃへいを設ける。

換気系統は，他と独立して設け，事故時には外気との連絡口をしゃ断し，よう素及び粒子状FP除去フィルタを通る閉回路循環方式とし従事者を内部被曝から防護する。なお，しゃ断が長期にわたり，室内の雰囲気が悪くなった場合には，外気を中央制御室非常用給気系統で浄化しながら取入れることもできる。

また，中央制御室において，火災が発生する可能性を極力抑えるよう，中央制御室内の主要ケーブル，制御盤などは原則として，不燃焼，難燃性の材料を使用するとともに，中央制御室に火災感知器及び消火器を設置する。

万一、中央制御室外で有毒ガスが発生したと仮定しても中央制御室空調装置の外気取入を手動でシャ断し、閉回路循環方式に切替えることにより、有毒ガスによる障害を受けないようにすることができる。

#### 8.7.2.3 評 価

中央制御室及び中央制御盤は、以下に示すように設計方針を十分満足している。

中央制御室には、中央制御盤の他、炉内計装盤、核計装盤、放射線監視盤等を設けプラントの通常運転、安全停止及び事故処理等に必要な監視、制御、操作をここから集中的に行うことができる。また、想定される事故発生に際して従事者が中央制御室に接近し、留まり、事故対策操作が可能であるよう不燃難燃設計、シャへの設計及び換気設計がなされている。

### 8.7.3 中央制御室外原子炉停止装置

#### 8.7.3.1 設計方針

- (1) 中央制御室に接近できない場合に、原子炉を停止し、引続き安全な状態に維持できるように設計とする。
- (2) 原子炉停止時に、操作が時間的に急を要する機器及び停止中に操作を行う頻度の高い機器の操作機器は、中央制御室での操作に優先する中央制御室外原子炉停止盤から操作を行うことができる設計とする。
- (3) 現場操作を必要とするものについては、非常用照明設備及び通信設備を設ける。

#### 8.7.3.2 主要設備

##### (1) 中央制御室外原子炉停止盤

原子炉を安全な状態に維持するため、崩壊熱除去ができるよう補助冷却設備及びこれの運転に必要な準備の運転等が必要となるが、それらに必要な機器のうち原子炉の停止時に、操作頻度が高いか、操作が時間的に急を要する機器の操作は、中央制御室外の適切な部屋に設けた中央制御室外原子炉停止盤から中央制御室での操作に優先して行えるようにするとともに必要最少限のパラメータの監視も行えるようにする。

また、その他必要な機器の操作は現場にて行えるようにし、必要があれば適当な手順を用いて原子炉を停止させることができる。

なお、盤に設置する主要操作器及び監視計器を第 8.7.1 表に示す。

##### (2) 通信設備

現場操作を行う主要箇所と、中央制御室外原子炉停止盤設置位置との連絡が可能なように、所内通信設備を設ける。

##### (3) 照明設備

現場操作を行う場所には、非常用照明設備を設ける。

#### 8.7.3.3 評 価

- (1) 中央制御室に接近できない場合には、原子炉を停止し、安全な停止状態を維持することができる。



- (2) 中央制御室外原子炉停止盤には、原子炉停止時に操作が時間的に急を要する機器及び停止中に操作を行う頻度の高い機器の操作機器を設置しており、これらは中央制御室の操作に優先している。
- (3) 現場操作を必要とするものについては、非常用照明設備及び通信設備を設けている。

第 8.3.1 表 安全保護系のプロセス計装

項 目	チャンネル数	検 出 器
1 次 冷 却 材 流 量	4 / ループ	差 圧 伝 送 器
原 子 炉 出 口 冷 却 材 温 度	4 / ループ	熱 電 対 温 度 計
原 子 炉 入 口 冷 却 材 温 度	4 / ループ	熱 電 対 温 度 計
1 次 系 圧 力	4	圧 力 伝 送 器
1 次 系 放 射 能 濃 度	4 / ループ	$\gamma$ 線 測 定 器
2 次 系 圧 力	4 / ループ	圧 力 伝 送 器
中 間 熱 交 換 器 2 次 側 出 口 冷 却 材 温 度	4 / ループ	熱 電 対 温 度 計
"    2 次 側 入 口 冷 却 材 温 度	4 / ループ	熱 電 対 温 度 計
2 次 冷 却 材 流 量	4 / ループ	差 圧 伝 送 器
コ ン パ ー ト メ ン ト 圧 力	4	圧 力 伝 送 器
コ ン パ ー ト メ ン ト 放 射 能 濃 度	4	$\gamma$ 線 測 定 器
1 次 系 湿 分 濃 度	4 / ループ	静 電 容 量 式 湿 分 計
格 納 容 器 圧 力	4	圧 力 伝 送 器
格 納 容 器 放 射 能 濃 度	4	$\gamma$ 線 測 定 器

第 8.5.1 表 原子炉トリップ信号一覧表

原子炉トリップ信号	作 動 ロジック	設定レベル*1	インターロック
手 動 ト リ ッ プ	1 / 2		
起 動 領 域 中 性 子 束 高	2 / 3	$1.0 \times 10^{-4} \%$	(P-1) 設定値以上手動ブロック (P-2) 設定値以上自動ブロック
中 間 領 域 中 性 子 束 高	2 / 4	30%	(P-2) 設定値以上手動ブロック (P-3) 設定値以上自動ブロック
出 力 領 域 中 性 子 束 高	2 / 4	低設定 30%	(P-3) 設定値以上手動ブロック
		高設定 105.5%	
出 力 領 域 中 性 子 束 変 化 率 高	2 / 4	50%/min	

原子炉トリップ信号	作動 ロジック	設定レベル*2	インターロック
1次冷却材流量低(各ループ)	2/4	-10%*2	
1次系圧力高	2/4	+4 kg/cm <sup>2</sup>	
1次系圧力低	2/4	-5 kg/cm <sup>2</sup> *2	
原子炉出口ガス温度高(各ループ)	2/4	+35℃	
原子炉入口ガス温度高(各ループ)	2/4	+15℃	
1次系放射能濃度高(各ループ)	2/4	未定	
1次系湿分濃度高(各ループ)	2/4	50vpm	
主循環機しゃ断器開(各ループ)	2/4	-	
2次冷却材流量低(各ループ)	2/4	-30%*2	
2次系圧力高(各ループ)	2/4	未定	
中間熱交換器2次入口冷却材温度高(各ループ)	2/4	+90℃	
中間熱交換器2次出口冷却材温度高(各ループ)	2/4	+30℃	
1次系高温部ループ間温度差大	2/4	30℃	
2次系循環機しゃ断器開(各ループ)	2/4	-	
コンパートメント圧力高	2/4	+0.1 kg/cm <sup>2</sup>	
コンパートメント放射能濃度高	2/4	未定	
母線電圧低	2/4	70%	
母線周波数低	2/4	70%	
地震加速度高			
水平方向の加速度高	2/4	180 GAL	
垂直方向の加速度高	2/4	90 GAL	
格納容器圧力高	2/4	未定	
格納容器放射能濃度高	2/4	未定	
1次/2次系差圧高	2/4	4 kg/cm <sup>2</sup> G	
1次/2次系差圧低	2/4	未定	
工学的安全施設作動	未定	-	

(注) \*1 これらの設定レベルは暫定的なものである。

\*2 これらの設定値は、原子炉出力100%のときの値として検討されたものだが原子力出力に応じた可変設定値である。

第 8.5.2 表 原子炉トリップ信号に関するパーミッシブ信号一覧表

パーミッシブ 信号の記号	機 能	入 力 信 号
P-1	起動領域中性子束高原子炉トリップ手動ブ ロック許可 起動領域中性子束高原子炉トリップ手動ブ ロック自動解除	中間領域中性子束高設定値以上 の 2/4 中間領域中性子束高設定値以下 の 4/4
P-2	(1) 起動領域中性子束高原子炉トリップの自動 ブロック (2) 中間領域中性子束高原子炉トリップの手動 ブロック許可 中間領域中性子束高原子炉トリップの手動ブ ロック自動解除	出力領域中性子束高設定値以上 の 2/4 出力領域中性子束高設定値以下 の 4/4
P-3	(1) 出力領域中性子束高原子炉トリップ手動ブ ロック許可 (2) 中間領域中性子束高原子炉トリップの自動 ブロック 出力領域中性子束高原子炉トリップの手動ブ ロック自動解除	出力領域中性子束高設定値以上 の 2/4 出力領域中性子束高設定値以下 の 4/4

第 8.6.1 表 工学的安全施設作動信号一覧表

工学的安全施設作動信号		作 動 ロジック	設定レベル*2	インターロック*1
後備冷却設 備作動信号	(1)コンパートメント圧力高と1次系圧力低低あるいは2次系圧力低低の一致	2/4	+0.1 kg/cm <sup>2</sup> 29 kg/cm <sup>2</sup> G (1次, 2次系圧) (力低低とも)	
	(2)手 動	1/2	-	
補助冷却設 備作動信号	(1)1 次 冷 却 材 流 量 低	2/4	未 定	
	(2)2 次 冷 却 材 流 量 低	2/4	未 定	
	(3)手 動	1/2	-	
黒防作 鉛止動 酸設 化備号	(1)コンパートメント圧力高と1次系圧力低低の一致	2/4	+0.1 kg/cm <sup>2</sup> 29 kg/cm <sup>2</sup> G	
	(2)手 動	1/2	-	
ア環の気設 ニ排格再備 コ格作 ラ設容動 ス器淨信 循及空化号	(1)コンパートメント圧力高	2/4	+0.1 kg/cm <sup>2</sup>	
	(2)原子炉格納容器放射能濃度高	2/4	未 定	
	(3)手 動	1/2	-	
1ウフ動 次ム設 ヘダ備 リン作	(1)1 次 / 2 次 差 圧 低 低	2/4	未 定	
	(2)手 動	1/2	-	
格 離 納 作 容 動 器 信 隔 号	(1)コンパートメント圧力高と1次系圧力低低あるいは、2次系圧力低低の一致	2/4	+0.1 kg/cm <sup>2</sup> 29 kg/cm <sup>2</sup> G (1次, 2次系圧) (力低低とも)	
	(2)原子炉格納容器放射能濃度高	2/4	未 定	
	(3)手 動	1/2	-	
2次系備 離弁開作 動信号	(1)1 次 / 2 次 系 差 圧 低 低	2/4	未 定	
	(2)手 動	1/2	-	

(注) \*1 インターロックについては、未決定

\*2 設定レベルの値は、暫定値である。

第 8.7.1 表 主要な中央制御室外原子炉停止盤の信号及び操作

監 視 項 目	操 作 項 目
原子炉入口温度 原子炉出口温度 起動領域中性子検出器位置指示 起動領域中性子束 1次・2次系間差圧 補助冷却系流量 1次系圧力	未 定

## 9. 電気施設

### 9.1 概要

本実験炉施設に接続する商用の電力は、東京電力の66KV送電線2回線により、実験炉施設敷地内に設けられた構内中央変電所で受電される。受電された電力は66KV2回線により本実験炉施設に供給され、所内変圧器により6.9KVにて降される。

所内高圧母線は、常用2母線と非常用2母線で構成される。常用2母線は所内変圧器より直接受電できる。また、非常用2母線は、常用母線、ディーゼル発電機のいずれからも受電できる。

所内低圧母線は、常用4母線、非常用4母線で構成する。常用4母線は常用高圧母線から、また、非常用4母線は非常用高圧母線から各々の動力変圧器を通して受電する。

2台のディーゼル発電機は、66KV送電線2回線ともに停電した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給し、1台で実験炉を安全に停止するために必要な補機を運転するに十分な容量を有するとともに、たとえ同時に工学的安全施設作動設備が作動しても対処できる容量とする。

また、実験炉施設の安全に必要な直流電源を確保するため蓄電池を設備し、安定した交流電源を必要とするものに対しては無停電電源装置を設備する。

### 9.2 設計方針

電気施設は、次の方針で設計する。

- (1) 安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を確保するため外部電源系及び非常用所内電源系を設ける。
- (2) 外部電源系は、2回線の構内配電線により構内中央変電所を経て電力系統に接続する。
- (3) 非常用所内電源系は、十分独立な系統とし、外部電源系の機能喪失時に、1つの系統が作動しないと仮定しても次の事項を確実に履行のに十分な容量及び機能を有する設計とする。
  - i. 運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく原子炉を停止し冷却する。
  - ii. 1次冷却材減圧事故時等の炉心冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性並びにその他の安全上重要な系統及び機器の機能を確保する。
- (4) 安全上重要な電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。
- (5) 避難通路を確保するための照明設備は、通常照明用電源喪失時においてもその機能を失うことのない設計とする。
- (6) 事故時に必要な警報系統及び通信連絡設備は、事故時に実験炉施設にいるすべての人々に対し、少なくとも1つの中央位置から指示ができるとともに、実験炉施設と施設外必要箇所との通信連絡設備は多重性を有する設計とする。

### 9.3 主要設備

#### 9.3.1 受電系

受電系は、66KV 2回線を有しており、構内中央変電所を介して受電する。この受電系は、いずれの1回線でも実験炉を定格出力で運転できる容量である。また、2回線が喪失した場合は、ディーゼル発電機より供給され、安全に原子炉を停止することができる設計となっている。

#### 9.3.2 受変電設備

受変電設備は、66KV 2回線の送電線と、2台の所内変圧器及び6.9KVのケーブル、しゃ断器、断路器、避雷器、計器用変圧器、計器用変流器等から構成する。これらは敷地条件を考慮し高信頼性、塩害防止及び運転保守の省略化が達成できるSF<sub>6</sub>ガス絶縁開閉装置として設備する。

受変電設備開閉機器の設備仕様の概略を第9.3.1表に、また、所内変圧器の設備仕様の概略を第9.3.2表に示す。

#### 9.3.3 所内高圧系統

所内高圧系統は6.9KVで第9.3.1図に示すように次の4母線で構成する。

常用高圧母線 (1A, 1B)	所内変圧器から受電する母線
非常用高圧母線 (1C, 1D)	所内変圧器から受電するとともにディーゼル発電機から受電できる母線

これらの母線は母線毎に一連のメタルクラッド開閉装置で構成し、しゃ断器には真空しゃ断器を使用する。非常用高圧母線のメタルクラッド開閉装置は耐震設計上原子炉補助建屋内に設置する。

常用高圧母線には通常運転時に必要な負荷を振り分ける。

また、非常用高圧母線にはディーゼル発電機を接続し、工学的安全施設に関する補機と実験炉施設の保安に必要な非常用補機に給電する。これらは6.6KV及び440Vの補機で、440Vの補機には動力変圧器(1C-1, 1C-2, 1D-1, 1D-2)を通して給電する。なお、ディーゼル発電機から非常用高圧母線への給電は、外部電源が完全に喪失した場合に開始する。

メタルクラッド開閉装置の設備仕様の概略を第9.3.3表に示す。

#### 9.3.4 所内低圧系統

所内低圧系統は、440Vで第9.3.1図に示すように次の8母線で構成される。

常用低圧母線 (1A-1, 1A-2 1B-1, 1B-2)	常用高圧母線から受電する母線。
非常用低圧母線 (1C-1, 1C-2 1D-1, 1D-2)	非常用高圧母線から受電する母線。

これら母線は一連のキュービクルで構成し、しゃ断器は気中しゃ断器を使用する。

非常用低圧母線のパワーセンタは耐震設計上原子炉補助建屋内に設置する。

パワーセンタの設備仕様の概略を第 9.3.4 表に示す。

なお、小容量の負荷を接続するモータコントロールセンタを各パワーセンタに設ける。

### 9.3.5 ディーゼル発電機

ディーゼル発電機は、外部電源が完全に喪失した場合に、実験炉施設の保安を確保し、安全に停止するために必要な電源を供給し、更に、工学的安全施設作動のための電源を供給する。

ディーゼル発電機は、多重性を考慮して、必要な容量（約 4,500 kW）のものを 2 台備え、おのおの非常用母線に接続する。

各ディーゼル発電機は、原子炉補助建屋内のそれぞれ独立した室に設置する。

ディーゼル発電機は、非常用高圧母線低電圧信号及び地震加速度大信号で起動し、約 20 秒で電圧を確立した後は、各非常用高圧母線に接続し順次負荷に給電する。

外部電源が喪失した場合、ディーゼル発電機に負荷する主要補機は次のとおりである。

中央制御室空調用冷凍機	1 台
制御区域換気系給気ファン	1 台
制御区域換気系排気ファン	1 台
原子炉冷却水系循環水ポンプ	2 台
補助冷却系循環機	2 台
格納容器再循環系ファン	2 台
制御用空気圧縮機	1 台

上記以外にも、必要に応じて補機を起動できる。

また、1 次冷却系減圧事故と外部電源の喪失が同時に起こった場合、ディーゼル発電機に負荷する主要補機は次のとおりである。

工学的安全施設の弁類	数十個
アニュラス空気浄化ファン	1 台
格納容器再循環系ファン	1 台
中央制御室空調ファン	1 台
中央制御室循環ファン	1 台
中央制御室空調用冷凍機	1 台
中央制御室非常用循環ファン	1 台
1 次ヘリウム移送用圧縮機	1 台
後備冷却系循環ポンプ	1 台
原子炉冷却水系循環水ポンプ	2 台
制御用空気圧縮機	2 台

上記以外にも必要に応じて補機を起動できる。

ディーゼル発電機の設備仕様の概略を第 9.3.5 表に示す。



### 9.3.6 直流電源設備

直流電源設備は、2組のそれぞれ独立した蓄電池、充電器、直流き電盤等で構成する。直流母線は110Vであり、安全保護系、工学的安全施設等の継電器、開閉器、電磁弁、無停電電源装置等に、それぞれ独立に給電する。したがって、一方が故障しても残る1系統でプラントの安全は確保できる。

蓄電池は、鉛蓄電池で独立したものが2組設置され、非常用低圧母線にそれぞれ接続されたシリコン整流器で浮動充電する。

直流電源設備の設備仕様の概略を第9.3.6表に示す。

### 9.3.7 計測制御用電源設備

計測制御用電源設備は無停電電源装置からの4母線と、低圧母線(1C-1, 1C-2, 1D-1, 1D-2)から定電圧装置及び変圧器を通して受電する4母線で構成し、母線電圧は110Vとする。

原子炉の制御保護設備等、実験炉施設の安全上、また、運転上主要な負荷は無停電電源装置からの4母線に接続し、万一外部電源喪失等により交流電源が喪失しても、蓄電池からの給電で計測制御用電源を確保できる。

多重チャンネル構成の原子炉保護設備への給電はチャンネルごとに分けて独立性をもたせる。

その他の原子炉計装と計算機は1母線は無停電電源に、また、一般計装は1母線で非常用電源系から受電される。

### 9.3.8 制御棒駆動装置用電源設備

制御棒駆動系専用の電動発電機を1台設ける。この電動機には、フライホイールを取付け、瞬間的な電源変動による発電機の出力変動を抑制し、制御棒駆動装置用電源の安定をはかる。

### 9.3.9 所内補機

所内補機はプラントの安全保護に関係するものと安全保護に関係しない一般補機に区分され、それぞれ非常用母線と通常用母線に接続される。

2台以上設備される所内補機は可能な限りそれぞれ相異なる母線に接続して電力供給の安定をはかる。

それぞれの負荷容量に応じて、200KW以上の補機は6.9KV母線より、200KW未満75KW以上の補機は460V母線のパワーセンタより、また75KW未満の補機は460V母線のモータコントロールセンタよりそれぞれ電力が供給される。

### 9.3.10 照明設備

照明用電源としてはパワーセンタから変圧器を通して、交流200V及び100Vにてい降し、原子炉格納容器内(アニュラス部を含む)及び原子炉補助建屋内等へ給電する。

中央制御室及びその他必要な場所の非常用照明は、非常用母線から給電する。非常灯及び誘

導灯は交流電源喪失時に蓄電池から給電する。

### 9.3.11 通信連絡設備

通信連絡設備としては、運転指令装置を設け事故時、又は必要時に実験炉施設内にいるすべての人々に対し、中央制御室から指示でき、また、施設内の必要な場所の間で連絡できるようにする。実験炉施設外部との連絡用としては、加入電話及び保安通信設備を設ける。

### 9.3.12 電線路

原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備に関する多重性を持つ動力回路、制御回路、計装回路のケーブルはそれぞれ相互に分離したケーブルトレイ、コンジット及び格納容器電線貫通部を使用して布設し、相互の独立性を侵害することがないようにする。

ケーブルトレイ等が隔壁を貫通する部分は火災対策を考慮する。

ケーブルは不燃性又は、難燃性ケーブルを使用する。

また、格納容器を貫通する電線貫通部は1次冷却材減圧時の環境条件に適合するものを使用する。

### 9.3.13 構内出入監視装置

第三者の不法な侵入防止・早期発見のため出入監視装置として、侵入警報装置、非常通報装置を設けるとともに磁気カードシステム及び、TV監視遠隔操作システムを設ける。

## 9.4 事故時母線切替

### (1) 66KV送電線2回線の停電

ディーゼル発電機が自動起動するとともに非常用母線に接続されたシャ断器はパワーセンタ変圧器回路以外は全てシャ断される。ディーゼル発電機の電圧及び回転数が規定値に達するとプラントの停止に必要な補機を定められた順序で自動投入する。

### (2) 66KV送電線の復旧

ディーゼル発電機運転中に66KV系統が復旧した場合、ディーゼル発電機の同期検定器を用いて電源を手動同期切替を行う。即ち無停電切替である。

### (3) 66KV1回線停電

非常用母線はディーゼル発電機の自動起動完了とともに利用可能となる。当該常用回路は停電となるがプロセス側は正常な運転を継続出来る様設計されている。なお、健全な常用系の負荷状態を確認し、常用母線の連絡回線の手動操作により停電した系をバックアップする事が出来る。

## 9.5 非常用電源設備の試験及び検査

## (1) ディーゼル発電機

ディーゼル発電機は定期的に起動試験を行い、所定の時間内に電圧が確立することを確認する。また、必要な負荷を接続して運転性能を確認する。

## (2) 蓄電池

蓄電池は、定期的に電解液面の検査と補水、電解液の比重とセル電圧の測定及び浮動充電電圧の測定を行い健全性を確認する。

第9.3.1表 受変電設備開閉機器の主要仕様

受電用断路器		
形 式		屋外用三極単投断路器 遠方手動制御
電 圧		72KV
電 流		800A
受電用しゃ断器		
形 式		ガスしゃ断器(六フッ化硫黄SF <sub>6</sub> ) 屋外用
電 圧		72KV
電 流		800A
しゃ断電流		20~31.5KA
定格しゃ断時間		5サイクル
定格操作圧力		圧縮空気 15kg/cm <sup>2</sup> G
付 属 品		電動機駆動空気圧縮機及び空気槽

第9.3.2表 所内変圧器の主要仕様

形 式		三相油入, 屋外用, 自冷式 無圧密封形
容 量		12MVA
電 圧	1次	66KV
	2次	6.9KV
結 線	1次	三角形(BCT付)
	2次	星形・中性点引出

第 9.3.3 表 所内高圧系統開閉機器の主要仕様

構造上の特記事項	上下 2 段づみ
しゃ断器定格	
形 式	真空しゃ断器
電 圧	7,200V
電 流	1,200A
しゃ断電流	25KA
しゃ断時間	5 サイクル

第 9.3.4 表 所内低圧系統開閉機器の主要仕様

構造上の特記事項	上下 3 段づみ
パワーセンタ変圧器	
形 式	三相乾式キュービクル収納
容 量	約 2,000KVA
電 圧	1 次 6,900V
	2 次 460V
結 線	1 次 三 角 形
	2 次 三 角 形
特 殊 付 属 品	混触防止板
形 式	気中しゃ断器
電 圧	460V
電 流	600~3,000A
しゃ断電流	40~50KA
投 入	電動操作

第 9.3.5 表 ディーゼル発電機の主要仕様

ディーゼル機関		
形 式		V形単動4サイクルエンジン, 過給機付
出 力		約 4,500KW
回 転 数		500 rpm
起 動 方 式		圧縮空気による自動起動, 手動起動も可能
燃 料		軽 油
冷 却		冷 却 水 ( 淡水 )
起 動 時 間		20 秒以内
過 負 荷 出 力		な し
ディーゼル発電機		
形 式		三相同期発電機 開放防滴形
容 量		約 5,700KVA
回 転 数		500 rpm
電 圧		6,900V
周 波 数		50Hz
力 率		0.80

第 9.3.6 表 直流電源設備の主要仕様

設備条件		
設計停電時間		1 時間
周囲温度		+5℃
経年変化率		0.8
蓄電池		
形 式		鉛蓄電池
容 量		約 4,500AH ( 10 時間率 )
電 圧		約 125V ( 浮動充電時 )
組 数		3 ( 1 組当たり 52 個 )
充電器		
形 式		自動電圧調整器付シリコン整流器
充 電 方 式		浮 動
冷 却 方 式		自 冷
交 流 入 力		3 相, 50Hz, 440V
直 流 出 力		約 140V, 約 1,800A
台 数		3
直流き電盤		
形 式		屋内用鋼板製自立閉鎖形
母 線 容 量		1,200A
個 数		6 ( 1 系統当たり 2 )

## 10. 水・蒸気設備

### 10.1 概 要

水・蒸気設備は、通常運転時に蒸気発生器を介して2次系より伝えられた熱を、最終放熱系統である一般冷却水系に伝えることにより、原子炉で発生した熱を除去する系統である。

本系統は、2次冷却設備に対応して、2ループ設置されている。

本系統の構成は、気水分離ドラム、循環ポンプ等より構成される蒸気発生器循環系、復水ポンプ、脱気器、給水ポンプ等より構成される復水・給水系及び薬液注入装置、ブロータンク、純水ポンプ等の補助系からなる。

### 10.2 設計方針

水・蒸気設備は、次の方針で設計する。

#### (1) 気水分離ドラム

- i. 気水分離機能に優れ、発生蒸気の乾燥度及び純度を高くする。
- ii. 循環水管内への蒸気混入を防止して高い循環力を得る構造とする。
- iii. 飽和水と給水が十分混合する構造であること。
- iv. 信頼性が高く保守補修が容易なこと。
- v. ドラム圧力は、蒸気発生器の伝熱管リーク時において多量の水分を2次冷却系へ浸入させないことを考慮し、2次冷却系の運転圧力より低い値とする。

#### (2) 循環ポンプ

- i. 蒸気発生器の必要十分な循環力を与える。
- ii. 信頼性が高く保守容易。

#### (3) 復水ポンプ

- i. 通常運転時のヒート・マスバランスを満足して復水を脱気器に送ること。
- ii. 復水器の器内圧力低下に対しても、空気侵入を防止できること。
- iii. 信頼性が高く保守の容易なこと。

#### (4) 給水ポンプ

- i. 通常運転時のヒート・マスバランスを満足して、給水を気水分離ドラムに送ること。
- ii. 信頼性が高く保守の容易なこと。

#### (5) 復水設備

- i. 復水温度制御の可能な負荷範囲の広いこと。
- ii. 不凝結ガスの放出を可能とする。
- iii. 補給水との混合を可能とする。
- iv. 信頼性が高く保守補修が容易な設備とする。

## (6) 脱気設備

- i. 脱気器出口給水中のガスの溶解度を規定値以下とすること。
- ii. 不凝結ガスを器内から十分に排出可能な構造とする。
- iii. 信頼性が高く保守補修が容易な設備とする。

## 10.3 主要設備仕様

水・蒸気設備主要仕様を第 1 0. 3. 1 表に示す。

## 10.4 主要設備

水・蒸気設備系統図を第 1 0. 4. 1 図に示す。

## (1) 気水分離ドラム

気水分離能力に優れた遠心分離機構付である。本ドラムでは、蒸気発生器から発生した気水混合流体を上昇管台よりドラム内に入れ、ターボセパレータ下部に導く。ターボセパレータ内部の旋回翼により、気水混合流体に旋回流を与え遠心力により気水分離を行う。蒸気の最終の乾燥機構として蒸気取り出し口近くに乾燥スクリーンが装備され、蒸気中に残留した少量の水を有効に分離する。その他、給水管、降水管、連続ブロー管が装備されている。

## (2) 循環ポンプ

形式は横置単段片吸込遠心式である。軸シール部は冷却室付のポンプカバーを有している。軸受は玉軸受であり、軸受箱を軸直結のファンで冷却する構造としている。

## (3) 復水ポンプ

形式は横置単段片吸込遠心式である。軸シール部は冷却室付のポンプカバーを有している。軸受は玉軸受であり、軸受箱にリブ付の軸受ブラケットを使用して冷却効果を高めている。

## (4) 給水ポンプ

形式は横置 6 段片吸込遠心式である。ケーシングは輪切り形とし、高圧に充分耐える構造としている。羽根車は全段とも同方向に配列され、スラスト荷重は吐出ケーシング内に設けたバランスディスクにより自動的に平衡に保たれている。ケーシングの両端にはスリーブ軸受が設けられ、軸・羽根車及びカップリングなどの回転体を支持している。ポンプ軸がケーシングを貫通する部分にはスタッフィングボックスを設け、給水が外部に漏れるのを防止している。軸封にはグランドパッキンを使用し、シール水にはポンプ第 1 段吐出水を使用する。

## (5) 復水設備

復水設備は復水器と復水タンクで構成される。復水器の形式は表面式であり、冷却水の流動形式は単流式である。蒸気の流動方向は上方から下方へのダウンフロー方式である。復水タンクは内圧及び異常時の外圧にも耐える横形円筒構造を採用している。

冷却水流量を制御することで器内圧力、器内温度が制御される。低負荷運転時等冷却水量の制御が不可能な運転状態では、冷却水量一定運転とする。

#### (6) 脱気設備

脱気器の形式は円筒立形圧力噴射式である。給水は脱気器上部の給水室の噴射ノズルより室内に噴射される。噴射された水は加熱蒸気と接触して第一段の脱気が行なわれる。落下した給水は蒸気噴射室の混合部に集められる。加熱蒸気は蒸気噴射案内室の噴射穴より混合部に向かって噴射され、混合部内の給水に衝突しこれをかく拌、煮沸して温度上昇と脱気を行わせる。不凝結ガスは蒸気とともに上昇し空気抜座から放出される。脱気された給水は脱気器下部貯蔵槽に貯えられる。脱気室、貯蔵室に保守点検用のマンホールが設けられている。

通常運転時は、貯蔵液面を入口給水量制御で、器内圧力を加熱蒸気量で制御する。液位の異常上昇はオーバーフロー系統で防止する。

#### (7) 配管及び弁

配管材質は水・蒸気ラインではSTPT38であり、薬液ラインと補給水（純水）ラインではSUS304である。弁材質は水・蒸気ラインではWCB又はSCPH2であり、薬液ラインと補給水（純水）ラインではSUS304である。



第10.3.1表 水・蒸気設備主要仕様(1/2)

気水分離ドラム (計画仕様) 設計圧力 設計温度 運転圧力 発生蒸気量 発生蒸気温度 給水流量 給水温度 循環水量 連続プロ-量 数量 (機器仕様) 形式 ドラム 内径 全長 タ-ボセバレータ 径 個数 ピッチ スクリュードライヤ 個数 長さ	32 kg/cm <sup>2</sup> G 250℃ 約29 kg/cm <sup>2</sup> G 約41 T/h(100%出力運転時) 約233℃ 約41.4 T/h(100%出力運転時) 約143℃ 約373 T/h 約0.4 T/h 1基/1ル-ブ 横型円筒遠心分離機構付 約1,520mm 約3,400mm 約216mm 4個×2列 約305mm 4個 約305mm	吸込温度 回転数 所要NPSH 電動機 容量 同期速度 復水ポンプ 形式 数量 容量 揚場 吸込圧力 吸込温度 回転数 所要NPSH 電動機 容量 同期速度 給水ポンプ 形式 数量 容量 揚場 吸込圧力 吸込温度 回転数 所要NPSH 電動機 容量 同期速度	約224℃ 約1,450rpm 約4.5m 約37KW 約1,500rpm 横置単段片吸込遠心式 2基/ル-ブ(常用1基, 予備1基) 約45T/h 約45m 約0.43 kg/cm <sup>2</sup> G 約110℃ 約2,950rpm 約3.6m 約15KW 約3,000rpm 横置6段片吸込遠心式 2基/ル-ブ(常用1基, 予備1基) 約46T/h 約340m 約3 kg/cm <sup>2</sup> G 約143℃ 約2,900rpm 約3.6m 約75KW 約3,000rpm
循環ポンプ 形式 数量 容量 揚場 吸込圧力	横置単段片吸込遠心式 3基/ル-ブ(常用2基, 予備1基) 約250m <sup>3</sup> /h 約40m 約29 kg/cm <sup>2</sup> G		

第10.3.1表 水・蒸気設備主要仕様(2/2)

復水設備	脱気設備
〔計画仕様〕	〔計画仕様〕
復水温度	処理水量(100%出力時脱気器出口) 約41.4T/h
復水器内圧力	給水入口温度(100%出力時) 約109℃
入口蒸気流量	給水出口温度 約143℃
入口蒸気温度	加熱蒸気量(100%出力時) 約2.5T/h
冷却水入口温度	脱気器出口給水溶存酸素含有量 0.01cc/ℓ以下
冷却水出口温度	〔機器仕様〕
冷却水量	形 式 円筒立形圧力噴射式
補給水流量	設計圧力 10kg/cm <sup>2</sup> G
〔機器仕様〕	設計温度 200℃
(1) 復水器	貯水槽容量 約3.5m <sup>3</sup>
形 式	耐圧部材質 SB42
数 量	
冷却面積	
冷却水折流数	
冷却管	
管板間距離	
外径×肉厚	
本 数	
材 質	
(2) 復水タンク	
形 式	
数 量	
設計圧力	
設計温度	
貯蔵容量	
耐圧部材質	
〔計画仕様〕	〔計画仕様〕
約110℃	約41.4T/h
約0.43kg/cm <sup>2</sup> G	約109℃
約38.5T/h(100%出力時)	約143℃
約160℃	約2.5T/h
約32℃	0.01cc/ℓ以下
約43℃(100%出力時)	円筒立形圧力噴射式
約2,000T/h	10kg/cm <sup>2</sup> G
約0.4T/h	200℃
表面式	約3.5m <sup>3</sup>
1基/ループ	SB42
約120m <sup>2</sup>	
1	
約1,550mm	
19φ×1.2t	
約1,300本	
復水器用黄銅継目無管	
横形円筒式	
1基/ループ	
10kg/cm <sup>2</sup> G	
120℃	
約3.2m <sup>3</sup>	
SB42	

## 11. 放射性廃棄物廃棄施設

### 11.1 概 要

放射性廃棄物廃棄施設は、実験炉の運転に伴い発生する放射性廃棄物を集めて処理し、周辺環境に放出する放射性廃棄物による実験炉周辺的一般公衆の被曝線量が合理的に達成できる限り低くなるように濃度及び量を低減できるものとする。

放射性廃棄物廃棄施設は、気体廃棄物処理設備、液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理設備に大別され、概略は第1 1.1.1図、第1 1.1.2及び第1 1.1.3図に示すとおりである。

これらの廃棄物処理設備は次のような機能を有する。

- (1) 気体廃棄物をその発生源に応じて分離回収し、サージタンク及び低温吸着塔に貯留して放射能を減衰させ、ヘリウムを回収した後、放射性物質の濃度を監視しながら排出する。
- (2) 放射性廃液をその性状に応じて分離回収し、配管又は容器により実験炉敷地内の中央処理センターへ移送する。
- (3) 固体廃棄物をその種類別に容器に収納して原子炉建屋内のサイトバンカに長期貯蔵するか、あるいは容器詰め後、中央処理センターへ移送する。

### 11.2 気体廃棄物処理設備

#### 11.2.1 概 要

気体廃棄物処理設備は、気体廃棄物の受入れ、放射性物質の除去、減衰及び管理放出を行う。気体廃棄物の主要な発生源は、次に示すものである。

##### (1) 1次ヘリウム純化系再生オフガス

1次ヘリウム純化系のモレキュラーシーブ、コールドトラップを再生する際に廃ガスが発生する。

##### (2) 燃料取扱系

燃料交換の際の交換機内置換ガスの廃ガスが発生する。

##### (3) 補助冷却系冷却水加圧ガス

補助冷却系冷却水圧力を調整する際に加圧器より廃ガスが発生する。

本設備は、低レベル廃ガス処理系と高レベル廃ガス処理系とから構成される。高レベル廃ガス処理系ではヘリウムを主成分とする廃ガスからヘリウムを回収した後、短半減期核種を十分崩壊減衰させた後、スタックから管理放出する。ヘリウムを殆んど含まない低レベルの廃ガスは放射性ヨウ素を除去した後スタックより管理放出する。

#### 11.2.2 設計方針

- (1) ヘリウムを主成分とする高レベル廃ガスは、高レベル廃ガス処理系にてヘリウムを回収

後、貯留し、減衰させてスタックから管理放出する。回収ヘリウムの純度は1次冷却材ヘリウム純度とする。

(2) ヘリウムを殆んど含まない低レベル廃ガスは、低レベル廃ガス処理系にて放射性よう素を除去した後スタックから管理放出する。

(3) 高レベル廃ガス処理系のフィルタ、圧縮機並びに低レベル廃ガス処理系のよう素除去フィルタ、排気ファンは100%容量のものを2基並列に設置し、1基は保守・点検時等の予備とする。

(4) 本系統の構成機器を設置する各室は補助建屋換気空調設備によって常時換気を行う。

### 11.2.3 主要設備

気体廃棄物処理設備の設備仕様の概略を第11.2.1表に示す。主要な設備の概要は、次のとおりである。

#### (1) サージタンク

サージタンクは、1次ヘリウム純化系再生オフガス、燃料取扱系パージ・ヘリウム等の高レベル廃ガスを、フィルタで粒子を除去した後、圧縮機で加圧して貯留し、放射能を減衰させる。サージタンクの容量は、30日間以上貯留できるように、約 $10\text{m}^3 \times 2$ 基とする。

#### (2) オイルトラップ

オイルトラップは、サージタンクにて減衰貯留した廃ガスよりオイルを除去する。オイルトラップの容量は、サージタンク1基の廃ガスを約1日で処理できるようにする。

#### (3) 常温吸着塔

常温吸着塔は、サージタンクにて減衰貯留した廃ガスより炭酸ガス、湿分等を除去する。常温吸着塔の容量は、サージタンク1基の廃ガスを約1日で処理できるように、約 $5\text{Nm}^3/\text{h}$ とする。

#### (4) 低温吸着塔

低温吸着塔は、サージタンクにて減衰貯留した廃ガスより一酸化炭素、メタン、希ガス等を除去する。低温吸着塔の容量は、サージタンク1基の廃ガスを約1日で処理できるようにする。

#### (5) よう素除去フィルタ

よう素除去フィルタは、燃料取扱系パージ空気、補助冷却系冷却水加圧ガス及び低温吸着塔再生オフガス等の低レベル廃ガスより、よう素及び微粒子を除去する。

## 11.3 液体廃棄物処理設備

### 11.3.1 概要

液体廃棄物処理設備は、液体廃棄物の種別受入れ、一時貯留及び中央処理センタへの移送を行う。液体廃棄物の実質的処理は、中央処理センタで行われる。

液体廃棄物の主要な発生源は、次に示すとおりである。

## (1) 補助冷却系

補助冷却系冷却水の浄化，抽出並びに補助冷却系除染等により廃液が発生する。

## (2) 燃料取扱系

燃料取扱系の洗浄により廃液が発生し，また，機器の潤滑油が廃油となる。

## (3) 1次系循環機

潤滑水が廃水となる。

## (4) 1次ヘリウム純化貯蔵供給系

潤滑油が廃油となる。

## (5) 2次ヘリウム純化系

純化系の運転により廃液が発生する。

## 11.3.2 設計方針

液体廃棄物処理設備の設計に際しては，中央処理センタへ移送する液体廃棄物の種別が処理センタの受入条件に適合するように，次のような廃液の分離回収のできる設計とする。

(1) 補助冷却系冷却水の浄化廃液，抽出水及び床ドレン，並びにISI廃水などの低レベル廃水は，ヘッダを介して一時貯槽に受入れ，貯槽が満杯になったら，随時，移送ポンプにて中央処理センタへ移送する。

(2) 補助冷却系除染廃液は，中レベル廃水として一時貯槽に受入れ，貯槽が満杯になったら，随時，移送容器にて中央処理センタへ移送する。

(3) 燃料取扱系の洗浄廃液，床ドレンなどの高レベル廃水は，ヘッダを介して一時貯槽に受入れ，貯槽が満杯になったら，随時，移送容器にて中央処理センタへ移送する。

(4) 1次ヘリウム純化貯蔵供給系機器の潤滑油は，低レベル廃油として一時貯槽に受入れ，貯槽が満杯になったら，随時，移送容器にて中央処理センタへ移送する。

(5) 燃料取扱系機器潤滑油は，容器に貯留し，随時，中央処理センタへ移送する。

(6) 低レベル廃水系の一時貯槽は2基設け，1基は常時受入れ可能とする。また，同系の移送ポンプは100%容量のものを2基並列に設け，1基は予備とする。

(7) 貯槽からの放射性ガス類の漏洩を防止する。

(8) 本設備は，原子炉建屋，原子炉補助建屋各室の最下層階に設置し，廃液発生個所と本設備とのヘッド差を利用して廃液を受入れるものとする。

(9) 本系統では通常時対応の処理能力で異常，事故により発生した廃棄物を取扱う。

## 11.3.3 主要設備

液体廃棄物処理設備の設備の概略を第11.3.2表に示す。主要な設備の概要は，次のとおりである。

## (1) 低レベル廃水一時貯槽

低レベル廃水一時貯槽は，補助冷却系冷却水の浄化廃液，抽出水，補助冷却系床ドレン，及びシャワー室排水などを集める。本貯槽水は配管により中央処理センタへ移送し処理する。本貯槽の容量は，約 $10\text{m}^3 \times 2$ 基とする。

## (2) 移送ポンプ

移送ポンプは、低レベル廃水一時貯槽の廃液を配管により中央処理センタへ移送する。

## 11.4 固体廃棄物処理設備

## 11.4.1 概要

固体廃棄物処理設備は、固体廃棄物の収集、分類、包装、貯蔵、及び中央処理センタへの移送を行う。

固体廃棄物の主要な発生源は、次に示すとおりである。

## (1) 反射体等

交換した反射体、制御棒、計測器、燃料取扱系の部品、取出した監視試験片などは、高レベルの固体廃棄物となる。

## (2) フィルタ類

補助循環機フィルタ、1次ヘリウム純化貯蔵供給系フィルタ、格納容器内空調フィルタ、気体廃棄物処理設備フィルタ、1次ヘリウム純化系のダストセパレータ排出物などは固体廃棄物となる。

## (3) トラップ類

1次ヘリウム純化系のチタンスポンジトラップ、ブレチャコールトラップなどは固体廃棄物となる。

## (4) 雑固体

可燃性及び不燃性の低レベルの固体廃棄物が発生する。本設備は、これらの固体廃棄物をその種類により容器に収納して、長期貯蔵するか、中央処理センタへ移送する。

## 11.4.2 設計方針

固体廃棄物処理設備の設計に際しては、固体廃棄物の種類に応じて、次のような容器への収納、貯蔵の行えるものとする。

(1) 反射体等の高レベルの実験炉に特有な固体廃棄物は、缶に収納して原子炉建屋内のサイトバンカに長期貯蔵する。

(2) フィルタ類の低レベルの固体廃棄物は、包装後所定の容器に詰め、中央処理センタへ移送する。

(3) ブレチャコールトラップ、チタンスポンジトラップなどの固体廃棄物は、容器ごと溶接密閉し、中央処理センタへ移送する。

(4) 雑固体は所定の容器に詰め、包装して中央処理センタへ移送する。

## 11.4.3 主要設備

固体廃棄物処理設備の設備仕様の概略を第11.4.1表に示す。

第1.1.2.1表 気体廃棄物処理設備の設備仕様

<p>(1) 真空タンク 個数：1 設計温度：100℃ 材質：未定</p> <p>(2) 受入ライン圧縮機 個数：1 設計流量：30Nm<sup>3</sup>/h 吐出圧力：約10kg/cm<sup>2</sup>G</p> <p>(3) サージタンク 個数：2 容量：約10m<sup>3</sup> 設計圧力：11kg/cm<sup>2</sup>G</p> <p>(4) オイルトラップ 個数：1 充填材容量：10kg 材質：SUS304 設計流量：5Nm<sup>3</sup>/h</p>	<p>(5) 常温吸着塔 個数：1 設計流量：5Nm<sup>3</sup>/h 充填材容量：350kg 材質：SUS304 設計温度：300℃</p> <p>(6) 低温吸着塔 個数：1 設計流量：5Nm<sup>3</sup>/h 設計圧力：5kg/cm<sup>2</sup>G(液体空素圧力) 設計温度：-200/250℃</p> <p>(7) 戻しライン圧縮機 個数：2 設計流量：5Nm<sup>3</sup>/h 吐出圧力：約49kg/cm<sup>2</sup>G</p> <p>(8) 排気ファン 個数：2 設計流量：約100Nm<sup>3</sup>/h 静圧：約100mmAq</p>	<p>(9) より素除去フィルター 個数：2 設計流量：約100Nm<sup>3</sup>/h 構成：プレフィルター×1段 HEPAフィルター×1段 チャコールフィルター×1段 (トレイ型×3ユニット)</p>
--	--	--

第1 1.3.1表 液体廃棄物処理設備の設備仕様

(1) 低レベル廃水一時貯槽	個 数 : 2
	容 量 : 約 10 m <sup>3</sup>
(2) 中レベル廃水一時貯槽	個 数 : 1
	容 量 : 約 10 m <sup>3</sup>
(3) 高レベル廃水一時貯槽	個 数 : 1
	容 量 : 約 10 m <sup>3</sup>
(4) 低レベル廃油一時貯槽	個 数 : 1
	容 量 : 約 3.5 m <sup>3</sup>
(5) 移送ポンプ	個 数 : 2
	流 量 : 約 18 m <sup>3</sup> /h
	吐出圧力 : 約 5 kg/cm <sup>2</sup> G

第1 1.4.1表 固体廃棄物処理設備の設備仕様

(1) サイトバンカⅠ	位 置 : 原子炉補助建屋内 (GL - 13.5 m 位置)
	面 積 : 約 72 m <sup>2</sup>
	高 さ : 約 6 m
(2) サイトバンカⅡ	位 置 : 原子炉補助建屋内 (GL - 6.5 m 位置)
	面 積 : 約 33 m <sup>2</sup>
	高 さ : 約 5 m



## 12. 放射線管理施設

### 12.1 遮蔽設備

#### 12.1.1 概要

遮蔽設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、実験炉施設周辺の一般公衆及び実験炉施設従業員の被曝線量を低減するもので、原子炉1次遮蔽、原子炉2次遮蔽、補助遮蔽、燃料取扱い遮蔽、中央制御室遮蔽及び一時的遮蔽で構成される。

#### 12.1.2 設計方針

放射線管理施設は、次の方針で設計する。

(1) 実験炉施設周辺の一般公衆が受ける被曝線量については、「原子炉の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、許容被曝線量等を定める件」(以下、「規制法、許容被曝線量等を定める件」という)に定められた周辺監視区域外の許容値より十分小さくなるようにする。また人の居住する可能性のある敷地境界外においては年間5mR以下を目標に遮蔽等を行う。

(2) 通常運転時、燃料取替時、補修時等において、実験炉施設従業員が受ける被曝量が、「規制法、許容被曝線量等を定める件」に定められた許容値を超えないようにし、かつ無用の放射線被曝を防止するような遮蔽とする。

(3) 事故時においても、実験炉施設周辺の一般公衆の受ける被曝線量が「原子炉立地審査指針」に示されているめやす線量を十分下まわる遮蔽とする。

また、中央制御室については、「規制法、許容被曝線量を定める件」を満足するような遮蔽とする。

(4) 遮蔽設計に当っては、従業員の関係各場所への立入り頻度、滞在時間などを考慮した上で、放射線量率が第12.1.1表の基準を満足するように行う。

#### 12.1.3 主要設備

##### (1) 原子炉1次遮蔽

原子炉1次遮蔽は、原子炉容器を直接とり囲む構造物で、通常運転時の原子炉からの放射線を減衰させるとともに、原子炉停止時に原子炉冷却系統設備の補修が可能な程度に、原子炉からの放射線を減衰させる。

原子炉1次遮蔽は、厚さ約2.5mの普通コンクリートで、支持構造物を介して原子炉容器を支持する。

原子炉1次遮蔽は、原子炉容器からの熱伝達及びコンクリート内部で吸収される放射線による過熱脱水を防止するため、シールドクーリング系により冷却する。

##### (2) 原子炉2次遮蔽

原子炉2次遮蔽は、原子炉格納容器内の原子炉冷却系機器・配管をとり囲む構造物で、内部コンクリート壁、原子炉格納容器等で構成する。

原子炉冷却機器をとり囲む遮蔽構造物のうち、主要なものは厚さ約1.1～1.5mの普通コンクリート構造の中間熱交換器室及び厚さ約1.4mの普通コンクリートの1次冷却材循環機室と、胴部内外全体厚1.3m、ドーム部厚0.65mの普通コンクリート遮蔽体をもつ、円筒部厚さ約25～34mmでドーム部厚さ約25mmの原子炉格納容器鋼板である。

原子炉2次遮蔽は、原子炉1次遮蔽との組合せにより、通常運転時に原子炉格納施設外側での放射線々量率を管理区域外での設計基準値以下に減衰させる。また、事故時においても施設周辺の一般公衆が受ける被曝線量が、「原子炉立地審査指針」のめやす線量を十分下回る遮蔽とする。

### (3) 補助遮蔽

補助遮蔽は、原子炉補助建屋内の燃料取扱い設備、放射性廃棄物取扱い施設、等の放射性物質を内蔵する機器及び配管をとり囲む構造物で、原子炉補助建屋内の通路をA区分にするとともに、原則として隣接した機器室からの放射線量率をB区分にし、隣接設備の停止あるいは除染を行わずに、各機器室における補修を可能にする。

### (4) 燃料取扱い遮蔽

燃料取扱い遮蔽は、原子炉室上部に設けられた厚さ2.5mの普通コンクリート遮蔽体(中央スタンドパイプ貫通部には普通コンクリート、鉛及び鉄で構成される補助遮蔽体が設置)及びその上部に位置する普通コンクリートの厚さ約1mの遮蔽体、燃料移送施設遮蔽体や使用済貯蔵ピットに張る水等により、燃料取替時、燃料移送時及び使用済燃料貯蔵時に従事者が安全に作業できるようにする。

### (5) 中央制御室遮蔽

中央制御室遮蔽は、原子炉補助建屋内にあり、コンクリート壁、天井等からなり、事故時に中央制御室内の従事者に対し、過度の放射線被曝がないようにし、従事者が中央制御室内に留まり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるようにする。

### (6) 一時的遮蔽

一時的遮蔽は、放射性物質を内蔵する機器及び設備の補修時あるいは事故時の保守等のために一時的に使用するもので、コンクリートブロック、鉛、鉄板等でできた可搬式遮蔽構造物であり、必要に応じて設置する。

## 12.1.4 評 価

原子炉施設内の遮蔽として、原子炉1次遮蔽、原子炉2次遮蔽、補助遮蔽、燃料取扱遮蔽、一時的遮蔽を設備する事により、運転に伴う従事者が立入場所において不必要な放射線被曝を受けないよう、立入頻度、立入時間等を考慮し従事者の放射線被曝が十分安全に管理できる設計となっている。また、事故時においても施設周辺の一般公衆の被曝線量が「原子炉立地審査指針」のめやす線量を十分下回った遮蔽設計となっている。

中央制御室遮蔽は、減圧事故時に従事者が必要な操作のために中央制御室内に留まっても、被曝線量が十分低い値となっている。

## 12.2 放射線管理設備

### 12.2.1 概 要

放射線管理設備は、実験炉施設周辺の一般公衆の放射線被曝が十分低く保たれている事を監視するとともに、実験炉施設従業員を本施設に起因する放射線被曝から防護するために従業員の放射線被曝を十分に監視及び管理するためのもので、放射線管理関係設備、放射線監視設備及び放射線防護設備よりなる。

### 12.2.2 設計方針

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、実験炉施設周辺の一般公衆及び実験炉施設従業員の放射線被曝が十分低く保たれている事を監視するため、次の設計方針に基づき、放射線管理設備を設ける。

- (1) 実験炉施設従業員、管理区域内に立入る者及び物品の搬出入に対して出入管理、汚染管理及び各個人の被曝管理ができるようにする。
- (2) 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、異常な放射性物質の放出、施設内外の空間線量、放射性物質濃度等を測定及び監視できる設計とする。
- (3) 万一の事故に備えて、必要な放射線計測器及び防護作業器材を備える。
- (4) 制御室又は適当な管理場所に必要な情報の通報が可能である設計とする。
- (5) 事故時に監視が必要な放射線監視設備は、無停電電源設備に接続する。
- (6) 放射性物質の環境放出管理に係る放射線監視設備については、とくに多重性、多様性を考慮する。

### 12.2.3 主要設備

- (1) 放射線管理関係設備
- (2) 放射線監視設備
  - i) 野外放射線モニタ系
  - ii) エリア放射線モニタ系
  - iii) プロセス放射線モニタ系
- (3) 放射線防護設備

第12.1.1表 遮蔽設計基準

区 分	設計基準線量率	
周 辺 監 視 区 域 外	年間 5 mrem 以下	
管 理 区 域 外	0.1mrem/h 以下	
管 理 区 域 内	A：週 4 8 時間以内の立入り	1mrem/h 以下
	B：週 1 0 時間以内の立入り	5mrem/h 以下
	C：（ごく短時間しか立入らないところ）	100mrem/h 以下
	D：（通常は立入り不要のところ）	100mrem/h 以上

## 13. プラント補助施設

### 13.1 給水処理設備

#### 13.1.1 概要

給水処理設備は、原水設備、補給水系及び薬液注入系より成り、水・蒸気系、原子炉冷却水系及び一般冷却水系に補給水を供給する。

#### 13.1.2 主要設備

- (1) 原水設備
- (2) 補給水系

補給水系は配管及び補給水ポンプより成り、補給水量は、原子炉冷却水系に対し約 22 t/h、一般冷却水系に対し約 100 t/h である。

- (3) 薬液注入系

水質の調整を行うことにより、熱交換器への冷却水による障害を極力小さくする。スケール分散剤ライン、防蝕剤ライン、スライムコントロールラインより成り、各ラインにそれぞれ薬品貯蔵タンク、薬液注入ポンプ、弁、配管がある。

### 13.2 原子炉冷却水系

#### 13.2.1 概要

原子炉の運転・停止に必要な、1次・2次ヘリウム循環機等の機器並びに後備冷却系及び補助冷却系等の系統に冷却水を供給するための系統である。

次のような方針で設計する。

- (1) 互いに独立した2系統で構成し、安全上の多重性をもたせる。
- (2) 各系統はそれぞれ必要な最大除熱能力をもつようにする。
- (3) 冷却水は、補助建屋地下1階と格納容器3階に設置するバルブヘッドにより各系統・機器へそれぞれ供給、回収する。
- (4) 各系統は、屋外で別々のピットを通し、屋内でも可能な限り互いに分離して配置する。
- (5) 駆動電源としては、外部電源、非常用電源のいずれでも使用が可能とする。

原子炉冷却系の系統を第 13.2.1 図に示す。

#### 13.2.2 主要機器

- (1) 冷却塔

原子炉冷却水系冷却塔は2基設置し、入口温度約 42℃で1基当たり約 1110 t/h の循環水を約 32℃まで冷却する。第 13.2.1 表に主要仕様を示す。

第 13.2.2 図に冷却塔の構造を示す。

(2) 循環ポンプ

原子炉冷却水系冷却塔内の水を汲み上げ、バルブヘッダーを通して、原子炉冷却水系の対象機器に供給、循環させる。循環ポンプは予備 1 台を含めて各系統 2 台設置されている。

### 13.3 一般冷却水系

#### 13.3.1 概要

原子炉の通常運転に必要な一般系統・機器、例えば水・蒸気系補機、2 次ヘリウム純化系、廃棄物処理系の除熱に必要な冷却水を供給する。

(i) 1 系統で構成する。

(ii) 要求水量の特に多い水・蒸気系復水器への供給は直接配管にて行い、他の系統・機器へは原子炉補助建屋地下 1 階に設置したバルブヘッダーにより行う。

一般冷却水系統を第 13.3.1 図に示す。

#### 13.3.2 主要機器

(1) 冷却塔

一般冷却水系冷却塔は、約 43℃、4700 t/h の循環水を約 32℃まで冷却する。

第 13.3.1 表に主要仕様を示す。

冷却塔の構造は第 13.2.2 図に示した原子炉冷却水系のものと全く同じである。

(2) 循環ポンプ

一般冷却水系冷却塔内の水を汲み上げ、水・蒸気系復水器には直接、他の対象機器にはバルブヘッダーを通じて、供給、循環させる。

### 13.4 液体窒素供給設備

#### 13.4.1 概要

1 次ヘリウム純化設備及び 2 次ヘリウム純化設備の深冷活性炭トラップの冷却用並びに黒鉛酸化防止設備において使用する窒素ガスを供給する。

#### 13.4.2 主要設備

本設備は液体窒素サージタンク、液体窒素貯蔵タンク、窒素再液化装置、真空断熱用真空ポンプ及び配管・弁等から構成される。

## 13.5 換気空調設備

### 13.5.1 概 要

換気空調設備は、通常運転時及び事故時に原子炉施設従事者に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質を除去低減するもので、格納容器換気空調設備及び補助建屋換気空調設備、中央制御室換気空調設備等で構成する。格納容器内空気再循環浄化設備及びアニュラス循環排気設備は、工学的安全施設の一部として、“6.5 格納容器内空気再循環浄化設備”及び6.4 アニュラス循環排気設備”で述べているので、ここでは省略する。

### 13.5.2 設計方針

- (1) 換気空調設備は、管理区域内と管理区域外を別系統とする。
- (2) 換気は、清浄区域に新鮮な空気を供給して放射能レベルの高い区域に向って流れるようにし、排気は適切なフィルタを通して行う。
- (3) 各換気系統は、その容量が区域及び部屋の必要な換気並びに除熱を十分に行えるようにする。

なお、換気量は、原子炉格納容器は1.5回/h、原子炉補助建屋は2回/h以上の換気回数とする。

- (4) 各換気空調設備のフィルタは、点検及び交換ができるように設計する。

また、よう素除去フィルタには、温度感知設備を設ける。

- (5) 安全上重要な設備に属する換気空調設備においては、動的機器の単一故障を仮定してもその安全機能を失うことのないよう動的機器に多重性を持たせた設計とする。

なお、ダクト及びユニット等の静的機器は、運転温度及び圧力が低いため故障頻度が低く、また、発生しても安全上支障がない期間内に修復が可能であり、多重性は特に考慮しないものとする。

- (6) 中央制御室換気空調設備は、事故時には外気との連絡口をしゃ断し、よう素除去フィルタを通る閉回路循環方式とし、従事者を内部被曝から防護できるように設計する。

### 13.5.3 主要設備

#### 13.5.3.1 格納容器換気空調設備

格納容器換気空調設備は格納容器換気設備及び格納容器空調設備より成り、原子炉停止中、格納容器内を新鮮外気により換気するとともに、内部雰囲気温度、湿度、圧力を所定の範囲内に維持する。

系統の概略を第13.5.1図に、設備仕様の概略を第13.5.1表に示す。

##### (1) 格納容器換気設備

格納容器換気設備は、格納容器給気系、格納容器排気系、コンパートメント排気系、排気筒で構成する。

換気開始時等に格納容器内雰囲気中の放射能濃度が高い場合を想定し、希釈放出用のバイパスラインを設置する。格納容器内への給気量及び排気量はハンドコントローラにより制御され

る。なお、バイパスラインは通常換気時には締切弁により隔離されている。

格納容器からのすべての排気はフィルタで浄化した後、放射能レベルをモニタしながら排気筒経由で大気放出する。

給・排気ダクト格納容器貫通部には、無漏洩型の隔離弁を直列に2個設け、運転中及び事故時にはこの隔離弁を閉じる。事故時には、格納容器内雰囲気は格納容器内空気再循環浄化系にて浄化される。

動的機器のうち給・排気用ファンについては、1台が故障しても大きな支障が生じないように、それぞれ50%×2台に分割設置する。

#### i. 給気系統

給気系は、ラフフィルタ及び加熱コイルを内蔵した給気ユニット(100%×1基)、及び50%×2台の給気ファン等より構成され、原子炉停止時に格納容器内へ新鮮外気を供給する。給気は、外気取入口より取入れた新鮮な外気をフィルタにて除塵し、外気温度が低い場合には蒸気加熱コイルにて所定の温度まで加熱した後、2台の給気ファンにて格納容器内各エリアへ給気する。

#### ii. 排気系統

排気系は、ラフフィルタ及び微粒子用フィルタを内蔵した排気フィルタユニット(100%×1基)、及び50%×2台の排気ファン等より構成され、格納容器内からの排気を浄化し、排気筒を経由して大気放出する。格納容器内床上、床下各部からの排気は、ラフフィルタ及び微粒子用フィルタにて浄化した後に、2台の排気ファンにて排気筒へ排出し、排気筒より大気放出する。

#### iii. コンパートメント排気系

運転床より下にある各部屋の排気を行うことにより、これらの部屋を負圧に維持し、これらの部屋で発生した放射性塵埃及び放射性ガスが運転床上及び格納容器外へ漏れ出るのを防止する。

本排気系は、各種フィルタより成る排気フィルタ装置及び排風機より構成される。排気フィルタ装置は100%容量のものを2台、排風機は50%容量のものを3台設置し、多重性を持たせる。

排気は、排気フィルタ装置を通し、排風機により排気筒から大気へ放出する。

#### iv. 排気筒

排気筒は原子炉補助建屋の端に位置し、格納容器排気系統、アニュラス排気系統、コンパートメント排気系統、燃料取扱設備排気系統、放射線管理室換気系統、及び汚染区域換気系統からの排気を、地上高さ約80mの排気口から大気に放出する。

### (2) 原子炉格納容器空調設備

原子炉格納容器空調設備は、格納容器雰囲気調整系、コンパートメント冷却系及びシールドクレーニング系で構成する。

#### i. 格納容器雰囲気調整系

格納容器運転床上室内に立ち入る従事者の作業環境を確保し、この区域内系統機器の機能を維持することを目的とする。送風機及び空調機より成り、空調機はプレフィルタ、冷水冷

却コイル，蒸気加熱コイルを収納しており，空気の冷却又は加熱を行う。

#### ii. コンバートメント冷却系

原子炉室及びスタンドパイプ上部空間室を除く運転床より下の部屋を対象とし，この区域内の各系統機器の機能を維持するために所定の温度を保つ機能と，各部屋で放射性汚染物質の発生があった場合の浄化機能をもつ設備である。送風機及び空調機より成り，空調機はプレフィルタ，冷水冷却コイル，蒸気加熱コイルを収納しており，空気の冷却又は加熱を行う。空気浄化の際には常用フィルタ装置を用いる。常用フィルタ装置は，プレフィルタ，高性能フィルタ，活性炭フィルタを収納しており，放射性塵埃並びに放射性よう素を除去する。

#### iii. シールドクーリング系

原子炉圧力容器及びスタンドパイプからの放散熱を除去し，原子炉室及びスタンドパイプ上部空間室の雰囲気温度を $5^{\circ}\text{C}\sim 60^{\circ}\text{C}$ に保つことを目的とする。送風機及び空調機より成り，空調機はプレフィルタ，冷却水冷却コイル，蒸気加熱コイルも収納し，空気の冷却又は加熱を行う。

### 13.5.3.2 原子炉補助建屋換気空調設備

原子炉補助建屋換気空調設備は，原子炉補助建屋汚染区域換気系，原子炉補助建屋清浄区域換気系，制御区域換気系，バッテリー室換気系，燃料取扱設備換気系，放射線管理室換気系，局所冷却系より成る。系統の概略を第13.5.2図に，設備仕様の概略を第13.5.2表に示す。なお中央制御室の換気空調設備については，次の13.5.3.3節で記述する。

#### (1) 原子炉補助建屋汚染区域換気系

補助建屋内で放射性塵埃等で汚染される可能性のある部屋を対象とし，この区域に立ち入る作業従事者のため，外気を導入し，換気することにより作業環境を確保する機能と，この区域内の各系統機器の機能を維持するために所定の温度に保つ機能，そしてもし放射性塵埃等の発生があっても他区域へ漏れ出すのを防止する機能を有する。気体廃棄物処理室は $10\text{回}/\text{h}$ 以上，その他の部屋は $3\text{回}/\text{h}$ 以上の換気回数とする。外気処理装置，送風機，排気フィルタ装置，排風機より成る。送風機，排風機は $50\%$ 容量のものを3台，排気フィルタ装置は $100\%$ 容量のものを2台設置し，多重性をもたせる。

#### (2) 原子炉補助建屋清浄区域換気系

補助建屋内で放射能汚染の可能性のない部屋を対象とし，この区域に立ち入る作業従事者のために外気を導入し，換気することにより作業環境を確保する機能と，この区域内の各系統機器の機能を維持するために所定の温度に保つ機能を有する。換気回数は $3\text{回}/\text{h}$ 以上とする。外気処理装置，送風機，排風機より成る。送風機，排風機は $50\%$ 容量のものを3台設置し多重性をもたせる。

#### (3) 制御区域換気系

補助建屋内で放射能汚染の可能性のない電気設備を設置する部屋を対象とし，この区域に立ち入る作業従事者のために外気を導入し，換気することにより作業環境を確保する機能と，この区域内の各系統機器の機能を維持するために所定の温度に保つ機能を有する。換気回数は $3\text{回}/\text{h}$ 以上とする。

外気処理装置，送風機，排風機より成る。更に高い室温を必要とするディーゼル発電機室に



はユニットヒーターを設ける。送風機，排風機は100%容量のものを2台設置し，多重性をもたせる。

#### (4) バッテリー室換気系

補助建屋内で放射能汚染の可能性のない蓄電池室を対象とし，この区域に立ち入る作業従事者のために外気を導入し，換気することにより作業環境を確保する機能と，この区域内の各系統機器の機能を維持するために所定の温度に保つ機能を有する。換気回数は3回/h以上とする。外気処理装置，送風機，排風機より成る。送風機，排風機は100%容量のものを2台設置し，多重性をもたせる。

#### (5) 燃料取扱設備換気系

補助建屋内で放射能塵埃等で汚染される可能性のある燃料取扱設備関係諸室を対象とし，この区域に立ち入る作業従事者のために外気を導入し，換気することにより作業環境を確保する機能と，この区域内の各系統機器の機能を維持するために所定の温度・湿度に保つ機能，更に仮に放射性塵埃等の発生があっても他区域へ漏れ出すのを防止する機能を有する。換気回数は3回/h以上とする。外気処理装置，送風機，空調機，排風機，排気フィルタ装置より成る。換気用送風機，空調用送風機，排風機及び排気フィルタ装置は，100%容量のものを2台設置し，多重性をもたせる。

#### (6) 放射線管理室換気系

補助建屋内の放射線管理関係の諸室を対象とする。この諸室の一部は汚染管理区域である。この諸室に立ち入る作業従事者のために外気を導入して換気すること並びに空調をすることにより作業環境を確保することと，仮に放射性塵埃等の発生があっても他の区域へ漏れ出すのを防止する機能を有する。換気回数は3回/h以上とする。空調機，送風機，排風機，排気フィルタ装置より成る。送風機，排風機，排気フィルタ装置は100%容量のもの2台を設置し，多重性をもたせる。

#### (7) 局所冷却系

系統機器の発熱量が大きく換気のみで熱除去では不十分な室については，補助的に局所冷却器を設ける。

### 13.5.3.3 中央制御室換気空調設備

通常運転時及び事故時に，運転員の安全及び居住性を確保し，かつ，室内設置の各種計器盤及び機器が正常に作動できるよう，中央制御室の換気空調を行うためのものである。

事故時においては，2ヶ所の外気取入口のうち，放射能濃度の低い方より外気を取入れ，浄化フィルタユニットにより浄化し，循環空気と混合し中央制御室に給気するようになっている。外気放射能汚染事故時も外気を取入れることを原則とするが，運転員の判断で外気取入れ及び大気放出ラインを隔離し，閉サイクル循環運転を行うこともできる。なお，閉サイクル循環運転が長期にわたり室内の空気が悪くなった場合は，運転員の判断で外気を取入れることとする。

本設備は中央制御室空調ユニット，中央制御室浄化フィルタユニット，中央制御室給気ファン，中央制御室循環ファン，中央制御室浄化ファン，冷凍機，冷水ポンプ及び冷水膨張タンクより構成される。空気ダクト以外のユニット，ファン等の機器は全て100%容量のものを2台設置し，多重性をもたせる。

第 13.5.3 図に系統の概略を、第 13.5.3 表に設備仕様の概略を示す。

## 13.6 補助蒸気設備

### 13.6.1 概要

原子炉格納施設，原子炉補助建屋及び管理棟などの暖房用及び水・蒸気系機器の暖機用などに使用する蒸気を供給する設備であり，圧力  $8 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$  の飽和蒸気を最大  $8 \text{ t/h}$  供給できる。補助蒸気設備の系統を第 13.6.1 図に示す。

### 13.6.2 主要設備

補助ボイラは，自然循環式 2 胴水管型であり，圧力  $8 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ ，蒸気温度  $174 \text{ }^\circ\text{C}$  で，燃料は A 重油である。

## 13.7 圧縮空気設備

### 13.7.1 概要

圧縮空気設備は，制御用圧縮空気設備と所内用圧縮空気設備より構成する。制御用圧縮空気設備は，原子炉格納施設，原子炉補助建屋に設置する空気作動弁などに乾燥した圧縮空気を供給し，所内用圧縮空気設備は，所内一般用に圧縮空気を供給する機能を有する。

圧縮空気設備の系統の概略を第 13.7.1 図に，仕様の概略を第 13.7.1 表に示す。

### 13.7.2 主要設備

制御用圧縮空気設備は，空気圧縮機，アフタ・クーラ，空気槽，空気除湿装置等より構成される。本設備は  $100\%$  容量のものを 2 系統設置し，多重性をもたせる。

所内用圧縮空気設備は，空気圧縮機，アフタ・クーラ，空気槽等より構成される。本設備の動的機器は  $100\%$  容量のものを 2 台設置し，多重性をもたせる。

## 13.8 消火設備

### 13.8.1 概要

本消火設備は原子炉施設の火災事故の防止及び消火活動の円滑化をはかり，火災による人的，物的被害を軽減し，実験炉施設の安全性を損なわないように設置する。

主要設備としては，以下の設備を設ける。

- (1) 火災感知設備
- (2) 水消火設備
- (3) 炭酸ガス消火設備
- (4) 泡消火設備
- (5) 可搬式消火器

水消火設備の系統の概略を第 13.8.1 図に、設備仕様の概略を第 13.8.1 表に示す。

### 13.8.2 設計方針

消火設備は消防法，その他の規則，規定に基づいて設計する。設計細目は次の点を配慮するものとする。

(1) 原子炉施設はその設備が，火災の発生，延焼等の影響を受けることにより，原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれがある場合は消火設備を設ける設計とする。

(2) 消火設備は故障，損壊，異常な作動により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれがないように設計する。

### 13.8.3 主要設備

#### (1) 火災感知設備

各防火対象物及びその有効区域内に温度上昇又は煙感知により確実に火災を感知し，すみやかに中央制御室へ警報する火災感知設備を必要な箇所に設ける。

#### (2) 水消火設備

水消火設備は，原子炉格納施設，原子炉補助建屋，メンテナンス建屋，照射済燃材料試験建屋，構内付属設備等の消火設備として設ける。水消火設備は消火水母管から必要箇所へ分岐する。

水消火設備の水源としてはろ過水タンクを使用し，後備の水源としては原水設備を使用する。消火ポンプは，電動消火ポンプ及び後備用としてディーゼル駆動消火ポンプを設ける。

#### (3) 炭酸ガス消火設備

炭酸ガス消火設備はディーゼル発電機室及び燃料タンク，1次冷却材循環機等の消火設備として設ける。

#### (4) 泡消火設備

泡消火設備は，補助ボイラ用燃料タンク用として設け，消火原液タンクから送られる消火液を噴出する定置式エアフォーム型とする。更に防油堤内に漏れた油の消火のために，補助消火栓から導いた泡ホースノズルを設置する。

#### (5) 可搬式消火器

可搬式消火器は，実験炉施設全体にわたり消防法の規定に基づいて原子炉格納施設内，原子炉補助建屋内，メンテナンス建屋内，照射済燃材料試験建屋内等に設置する。

第 13.2.1 表 原子炉冷却水系冷却塔の設備仕様

形式	強制誘引通風・湿式対向流型	
個数	2	
セ ル 数	2	
冷却水量	約 1110 m <sup>3</sup> /h	/基
交換熱量	約 12.7 MW	/基
入口水温度	約 42℃	
出口水温度	約 32℃	
送風機	軸流形	
塔寸法	巾	約 9.2m
	長さ	約 9.1m
	高さ	約 9.0m

第 13.2.2 表 原子炉冷却水系循環ポンプの設備仕様

形式	横形ろず巻ポンプ	
個数	2 台/系統	(1 台は予備)
吐出量	約 20 m <sup>3</sup> /min	
揚程	約 80 m	
電動機出力	約 355 kW	

第 13.3.1 表 一般冷却水系冷却塔の設備仕様

形式	強制誘引通風・湿式対向流型	
個数	1	
セ ル 数	3	
冷却水量	約 4700 m <sup>3</sup> /h	
交換熱量	約 5.7 MW	
入口水温度	約 43℃	
出口水温度	約 32℃	
送風機	軸流型	
塔寸法	巾	約 11.7m
	長さ	約 32.1m
	高さ	約 9.0m

第 13.3.2 表 一般冷却水系循環ポンプの設備仕様

形式	横形ろず巻ポンプ	
個数	3 台	(1 台は予備)
吐出量	約 40 m <sup>3</sup> /min	
揚程	約 80 m	
電動機出力	約 660 kW	

第 13.5.1 表 格納容器換気空調設備の設備仕様

(1) 格納容器換気設備		(2) 格納容器空調設備	
a. 格納容器給気系統		a. 格納容器雰囲気調整系	
(i) 給気ユニット	プレフィルタ, 蒸気加熱コイル内蔵型	(i) 空 調 式	プレフィルタ, 冷水冷却コイル, 蒸気加熱コイル内蔵型
個 数	1	個 数	2
容 量	100% (65,000m <sup>3</sup> /h)	送 風 機	28,000m <sup>3</sup> /h
(ii) 給気ファン		個 数	2
個 数	2	容 量	28,000m <sup>3</sup> /h
容 量	50% (33,000m <sup>3</sup> /h)	b. コンバートメント冷却系	
b. 格納容器排気系統		(i) 空 調 式	プレフィルタ, 冷水冷却コイル, 蒸気加熱コイル内蔵型
(i) 排気フィルタ装置	プレフィルタ, 高性能フィルタ内蔵型	個 数	2
個 数	1	容 量	61,000m <sup>3</sup> /h
容 量	100% (65,000m <sup>3</sup> /h)	(ii) 常用フィルタ装置	
(ii) 排 風 機		個 数	2
個 数	2	容 量	6,000m <sup>3</sup> /h
容 量	50% (33,000m <sup>3</sup> /h)	(iii) 送 風 機	
c. コンバートメント排気系		個 数	2
(i) 排気フィルタ装置	プレフィルタ, 高性能フィルタ, 活性炭フィルタ内蔵型	容 量	67,000m <sup>3</sup> /h
個 数	2	c. シールドクーリング系	
容 量	13,000m <sup>3</sup> /h	(i) 空 調 式	プレフィルタ, 冷水冷却コイル, 蒸気加熱コイル内蔵型
(ii) 排 風 機		個 数	4
個 数	3	容 量	13,500m <sup>3</sup> /h
容 量	6,500m <sup>3</sup> /h	(ii) 送 風 機	
d. 排 気 筒 数	1	個 数	4
地上高さ	80 m	容 量	13,500m <sup>3</sup> /h

第 13.5.2 表 原子炉補助建屋換気空調設備の設備仕様 (1/2)

a. 原子炉補助建屋汚染区域換気系		
(i) 外気処理装置	プレフィルタ, 蒸気加熱コイル内蔵型	
型式		機
個容風	1 67,200m <sup>3</sup> /h	数量
(ii) 送	3 33,600m <sup>3</sup> /h	機
個容風		数量
(iii) 排	3 33,600m <sup>3</sup> /h	ユニットヒーター
個容風		型
(iv) 排気フィルタ装置	プレフィルタ, 高性能フィルタ 2 台, 活性炭 フィルタ内蔵型	蒸気加熱コイル内蔵型
型式		数量
個容風	2 67,200m <sup>3</sup> /h	10,000kcal/h
b. 原子炉補助建屋清浄区域換気系		
(i) 外気処理装置	プレフィルタ, 蒸気加熱コイル内蔵型	プレフィルタ, 蒸気加熱コイル内蔵型
型式		型式
個容風	2 120,000m <sup>3</sup> /h	数量
(ii) 送	3 120,000m <sup>3</sup> /h	機
個容風		数量
(iii) 排	3 120,000m <sup>3</sup> /h	機
個容風		数量
c. 制御区域換気系		
(i) 外気処理装置	プレフィルタ, 蒸気加熱コイル内蔵型	プレフィルタ, 蒸気加熱コイル内蔵型
型式		型式
個容風	1 130,000m <sup>3</sup> /h	数量
(ii) 燃料取扱設備換気系		
(i) 外気処理装置	プレフィルタ, 蒸気加熱コイル内蔵型	プレフィルタ, 蒸気加熱コイル内蔵型
型式		型式
個容風	1 44,700m <sup>3</sup> /h	数量
(ii) 換気用送風機	2 44,700m <sup>3</sup> /h	機
個容風		数量
(iii) 空	2 44,700m <sup>3</sup> /h	機
個容調		型式
型		

第13.5.2表 原子炉補助建屋換気空調設備の設備仕様 (2/2)

(iv)	1 4,470.0m <sup>3</sup> /h 数量 個容 空調用送風機		g. (i)	2 42,000kcal/h 数量 個容 使用済燃料プール水処理室空調機
(v)	2 17,700.0m <sup>3</sup> /h 数量 個容 排風機		(ii)	各2 43,000kcal/h 数量 個容 二次系He循環機室A及びB空調機
(vi)	2 53,600.0m <sup>3</sup> /h 数量 個容 排気フィルタ装置		(iii)	2 77,000kcal/h 数量 個容 B1F水蒸気空調機
	プレフィルタ, 高性能フィルタ2台, 活性炭 フィルタ内蔵型		(iv)	3 45,000kcal/h 数量 個容 1F水蒸気室空調機
	2 53,600.0m <sup>3</sup> /h 数量 個容 放射線管理室換気系		(v)	3 56,000kcal/h 数量 個容 2F水蒸気系室空調機
(i)	プレフィルタ, 冷水冷却コイル, 蒸気加熱コ イル内蔵型		(vi)	4 15,000kcal/h 数量 個容 常用電源室空調機
(ii)	1 7,000.0m <sup>3</sup> /h 数量 個容 送風機		(vii)	各2 15,000kcal/h 数量 個容 後備冷却系室A及びB空調機
(iii)	2 7,000.0m <sup>3</sup> /h 数量 個容 排風機		(viii)	各2 18,000kcal/h 数量 個容 補助冷却系室A及びB空調機
(iv)	2 5,000.0m <sup>3</sup> /h 数量 個容 排気フィルタ装置		(ix)	2 30,000kcal/h 数量 個容 圧縮空気供給室空調機
	プレフィルタ, 高性能フィルタ内蔵型		(x)	各3 40,000/h 数量 個容 ダイヤゼル発電機室A及びB
(v)	2 5,000.0m <sup>3</sup> /h 数量 個容 排風機(コールドW/C用)		(xi)	各2 44,000kcal/h 数量 個容 非常用電源室A及びB
	1 300.0m <sup>3</sup> /h 数量 個容			

第 13.5.3 表 中央制御室換気空調設備の設備仕様

(i)	中央制御室空調ユニット	
	粗フィルタ, 冷水冷却コイル, 蒸気加熱コイル, 蒸気スプレー式加湿器内蔵型	
	個数	2
	容量	79,700m <sup>3</sup> /h
(ii)	中央制御室給気ファン	
	個数	2
	容量	79,700m <sup>3</sup> /h
(iii)	中央制御室循環ファン	
	個数	2
	容量	79,700m <sup>3</sup> /h
(iv)	中央制御室浄化フィルタユニット	
	粗フィルタ, HEPAフィルタ, 活性炭フィルタ, 電気ヒーター内蔵型	
	個数	2
	容量	11,000m <sup>3</sup> /h
(v)	中央制御室浄化ファン	
	個数	2
	容量	11,000m <sup>3</sup> /h
(vi)	冷凍機	
	フロンターボ型	
	個数	2
	容量	5.52×10 <sup>5</sup> kcal/h
(vii)	冷水ポンプ	
	個数	2
	容量	110m <sup>3</sup> /h
(viii)	冷水膨張タンク	
	個数	2
	容量	0.2m <sup>3</sup>

第 13.7.1 表 圧縮空気設備の設備仕様

a.	制御用圧縮空気設備	
(i)	制御用空気圧縮機	
	往復動無給油方式	
	型式	
	個数	2
	容量	10m <sup>3</sup> /min (吐出圧力 7.5 kg/cm <sup>2</sup> Gのと き)
(ii)	アタ・クロー	
	個数	2
(iii)	空気槽	
	個数	2
	容量	10m <sup>3</sup>
(iv)	空気除湿装置	
	型式	吸着除湿方式
	個数	2
b.	所内用圧縮空気設備	
(i)	所内用圧縮空気設備	
	往復動無給油方式	
	型式	
	個数	2
	容量	10m <sup>3</sup> /min (吐出圧力 7.5 kg/cm <sup>2</sup> Gのと き)
(ii)	アタ・クロー	
	個数	2
(iii)	空気槽	
	個数	1
	容量	4m <sup>3</sup>



第13.8.1表 水消火設備の設備仕様

(1) 消火ポンプ	
個数	2 (電動及びディーゼル駆動)
容量	約500m <sup>3</sup> /h
揚程	約85m
(2) 電動消火ポンプモーター	
出力	約170kW
(3) ディーゼル消火ポンプエンジン	
出力	約230PS

JAERI-M

84-172

(別冊)

多目的高温ガス実験炉設備設計の概要

—システム総合設計に基づく(図面集)—

1984年10月

多目的高温ガス実験炉設計室

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公開している研究報告書です。  
入手の問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お  
申しこしくください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村  
日本原子力研究所内）で複写による複製頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.  
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Section, Division of  
Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken  
319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1984

---

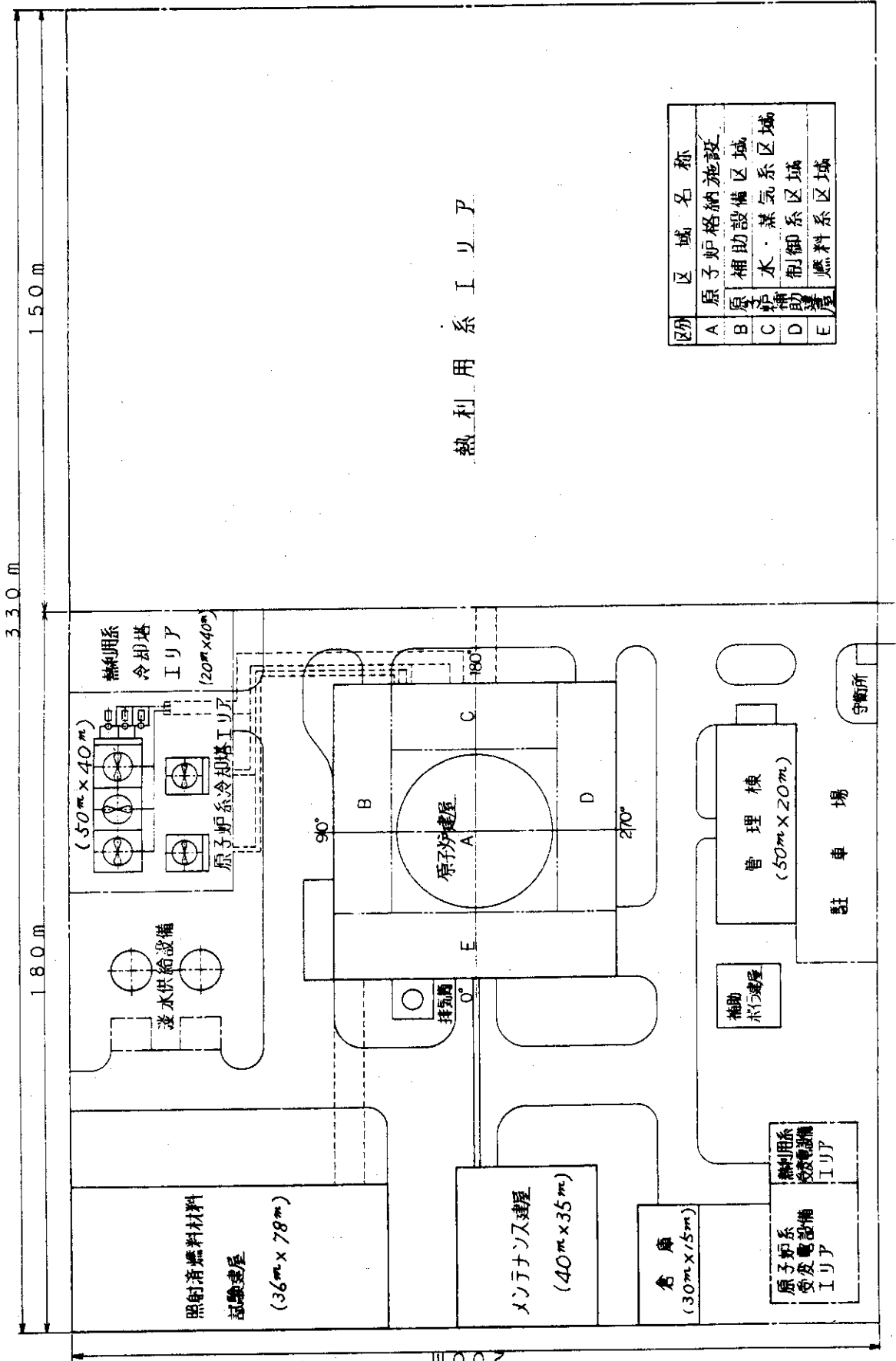
編集兼発行 日本原子力研究所  
印刷 日立高速印刷株式会社

目 次

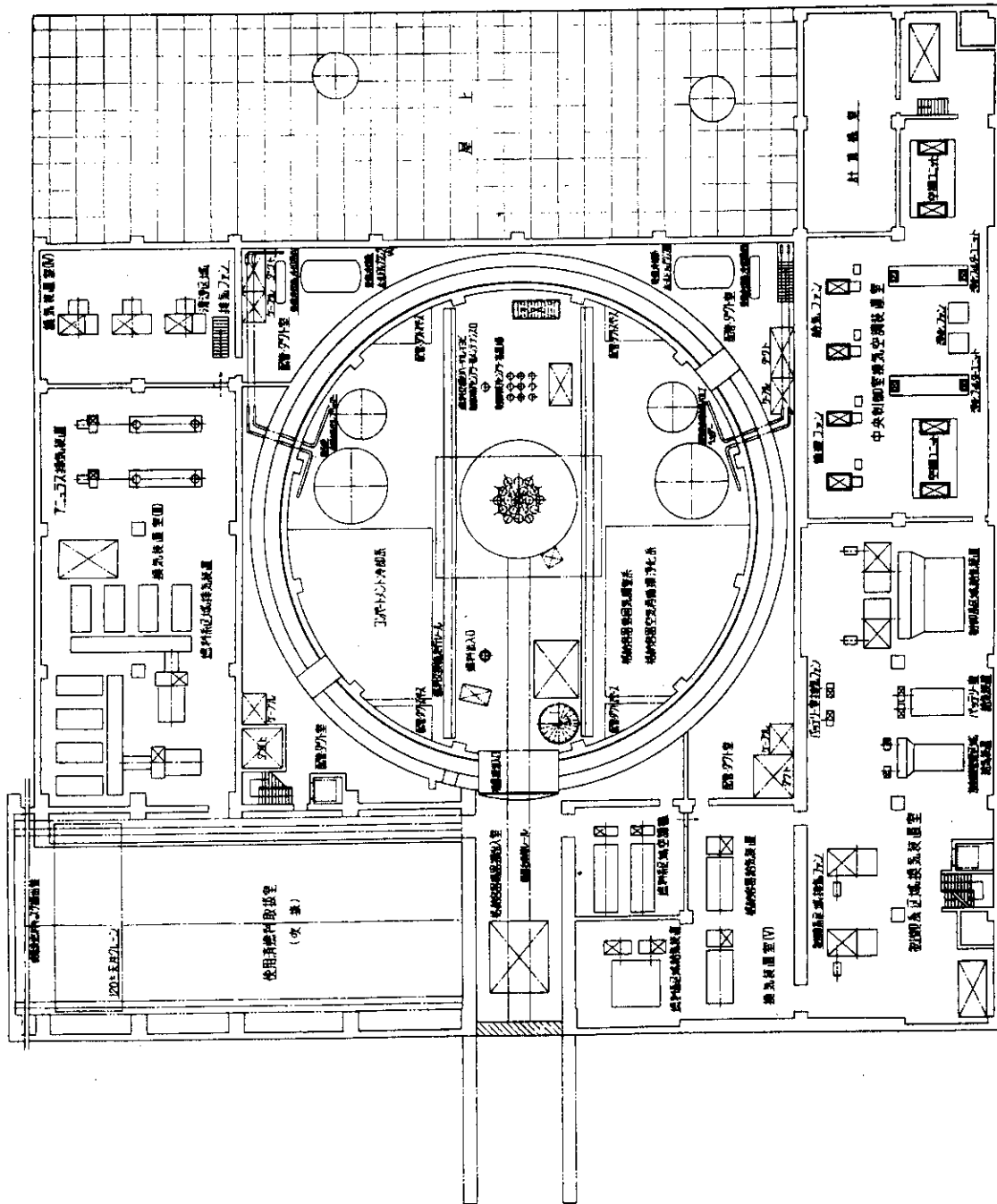
第 2. 4. 1 図	プラント全体配置図	1	第 3. 2. 12 図	固定反射体構造説明図	24
第 2. 5. 1 図	原子炉建屋機器配置図 地上3階 (GL + 15.2 m)	2	第 3. 2. 13 図	制御棒構造説明図	25
第 2. 5. 2 図	原子炉建屋機器配置図 地上2階 (GL + 7.7 m)	3	第 3. 2. 14 図	制御棒駆動装置構造説明図	26
第 2. 5. 3 図	原子炉建屋機器配置図 地上1階 (GL + 0.2 m)	4	第 3. 2. 15 図	後備停止系本体部説明図	27
第 2. 5. 4 図	原子炉建屋機器配置図 地下1階 (GL - 6.5 m)	5	第 3. 2. 16 図	後備停止系系統説明図	28
第 2. 5. 5 図	原子炉建屋機器配置図 地下2階 (GL - 13.5 m)	6	第 3. 3. 1 図	炉心断面説明図 (燃料体配置)	29
第 2. 5. 6 図	原子炉建屋機器配置図 断面⑤-⑤	7	第 3. 3. 2 図	燃料及び可燃性毒物装荷法 (炉心縦断面図)	30
第 2. 5. 7 図	原子炉建屋機器配置図 断面F-F	8	第 3. 3. 3 図	燃焼に伴う反応度変化と制御棒挿入状態	31
第 2. 5. 8 図	原子炉建屋機器配置図 断面①-①	9	第 3. 5. 1 図	動特性シミュレーションモデルの説明図	32
第 2. 5. 9 図	原子炉建屋機器配置図 断面A-A	10	第 3. 5. 2 図	+ 3.0 × 10 <sup>-4</sup> ΔK/K のステップ状の反応度添加	33
第 2. 5. 10 図	原子炉建屋機器配置図 断面⑨-⑨	11	第 3. 5. 3 図	- 3.0 × 10 <sup>-4</sup> ΔK/K のステップ状の反応度添加	33
第 3. 1. 1 図	原子炉圧力容器内構造図	12	第 3. 5. 4 図	5% ステップ状の1次冷却材流量増加	34
第 3. 1. 2 図	炉心断面説明図 (炉内構造配置)	13	第 3. 5. 5 図	5% ステップ状の1次冷却材流量減少	34
第 3. 2. 1 図	被覆燃料粒子断面図 (参考図)	14	第 3. 5. 6 図	5% ステップ状の2次冷却材流量増加	35
第 3. 2. 2 図	燃料コンパクト外観図 (参考図)	14	第 3. 5. 7 図	5% ステップ状の2次冷却材流量減少	35
第 3. 2. 3 図	燃料棒構造説明図	15	第 3. 5. 8 図	0.2%/min のランプ状の出力上昇	36
第 3. 2. 4 図	燃料体構造説明図	16	第 3. 5. 9 図	0.4%/min のランプ状の出力低下	36
第 3. 2. 5 図	制御棒案内ブロック構造説明図	17	第 4. 1. 1 図	1次・2次冷却設備系統説明図	37
第 3. 2. 6 図	上部・下部可動反射体構造説明図	18	第 4. 1. 2 図	原子炉冷却材圧力バウンダリ説明図	38
第 3. 2. 7 図	側部可動反射体構造説明図	19	第 4. 4. 1 図	原子炉圧力容器構造説明図	39
第 3. 2. 8 図	炉内構造物構造説明図	20	第 4. 4. 2 図	原子炉圧力容器フランジシール部構造説明図	40
第 3. 2. 9 図	炉心下部構造説明図	21	第 4. 4. 3 図	スタンバイプクロージャー構造説明図	41
第 3. 2. 10 図	炉心側部支持構造説明図	22	第 4. 4. 4 図	1次冷却系循環機構造説明図	42
第 3. 2. 11 図	炉心流量調節装置構造説明図	23	第 4. 4. 5(a) 図	中間熱交換器構造説明図 (A ループ)	43

第 4. 4. 5(b)図	中間熱交換器構造説明図 (ブルー)	44	第 7. 9. 1 図	1 次ヘリウムサンプリング系統図	70
第 4. 4. 6 図	1 次冷却系二重配管構造説明図	45	第 7. 9. 2 図	2 次ヘリウムサンプリング系統図	71
第 4. 4. 7(a)図	原子炉圧力容器支持構造説明図	46	第 7.10. 1 図	サーベランス試験片回収機構造説明図	72
第 4. 4. 7(b)図	原子炉圧力容器支持構造説明図	47	第 7.10. 2 図	後備停止系素子回収機構造説明図	73
第 5. 4. 1 図	2 次冷却系循環機構造説明図	48	第 7.10. 3 図	熱電対挿入・引抜装置の構造説明図	74
第 5. 4. 2 図	蒸気発生器構造説明図	49	第 7.10. 4 図	熱電対ユニット及び熱電対用スタンドパイプ構造説明図	75
第 5. 4. 3 図	高温隔離弁構造図	50			
第 6. 2. 1 図	後備冷却設備の系統図	51	第 8. 2. 1 図	中性子検出器の配置説明図 (水平断面図)	76
第 6. 2. 2 図	補助冷却系水系統図	52	第 8. 2. 2 図	中性子検出器の配置説明図 (垂直断面図)	77
第 6. 3. 1 図	黒鉛酸化防止設備系統図	53	第 8. 2. 3 図	中性子計装説明図	78
第 6. 4. 1 図	原子炉格納施設説明図	54	第 8. 2. 4 図	オリフィス領域出口温度計装及び燃料破損検出装置配置説明図	79
第 6. 4. 2 図	格納容器バウンダリ説明図	55			
第 6. 5. 1 図	アニュラス循環排気設備の概略	56	第 8. 2. 5 図	制御棒位置指示計装概念説明図	80
第 6. 6. 1 図	格納容器空気再循環浄化系	57	第 8. 4. 1 図	原子炉制御設備説明図	81
第 6. 7. 1 図	1 次冷却系ヘリウムダンプ系設備の概略	58	第 8. 5. 1 図	原子炉保護設備説明図 (2 out of 4 の場合)	82
第 7. 2. 1 図	残留熱除去設備系統図	59	第 8. 5. 2 図	原子炉保護系説明図	83
第 7. 2. 2 図	残留熱除去設備水系統図	60	第 8. 6. 1 図	工学的安全施設動作説明図	84
第 7. 3. 1 図	1 次ヘリウム純化設備系統図	61	第 9. 3. 1 図	所内単線結線図	85
第 7. 4. 1 図	1 次ヘリウム貯蔵・供給及び圧力調整設備系統図	62	第 10. 4. 1 図	水・蒸気設備系統図	86
第 7. 5. 1 図	2 次ヘリウム純化設備系統図	63	第 11. 1. 1 図	放射性廃棄物廃棄施設系統説明図 (気体廃棄物処理設備)	87
第 7. 6. 1 図	2 次ヘリウム貯蔵・供給及び圧力調整設備系統図	64			
第 7. 8. 1 図	燃料取扱い及び貯蔵設備の機器配置図	65	第 11. 1. 2 図	放射性廃棄物廃棄施設系統説明図 (液体廃棄物処理設備)	88
第 7. 8. 2 図	燃料交換機器構造説明図	66			
第 7. 8. 3 図	燃料移送機器構造説明図	67	第 11. 1. 3 図	放射性廃棄物廃棄施設系統説明図 (固体廃棄物処理設備)	89
第 7. 8. 4 図	使用済燃料移送機器構造説明図	68			
第 7. 8. 5 図	使用済燃料貯蔵容器及び貯蔵プール構造説明図	69	第 12. 1. 1 図	線量管理区域区分 (1/9)	90

第12. 1. 1 図	線量管理区域区分 (2/9) .....	91
第12. 1. 1 図	線量管理区域区分 (3/9) .....	92
第12. 1. 1 図	線量管理区域区分 (4/9) .....	93
第12. 1. 1 図	線量管理区域区分 (5/9) .....	94
第12. 1. 1 図	線量管理区域区分 (6/9) .....	95
第12. 1. 1 図	線量管理区域区分 (7/9) .....	96
第12. 1. 1 図	線量管理区域区分 (8/9) .....	97
第12. 1. 1 図	線量管理区域区分 (9/9) .....	98
第13. 2. 1 図	原子炉冷却水系統説明図 (一系統のみ) .....	99
第13. 2. 2 図	冷却塔構造説明図 .....	100
第13. 3. 1 図	一般冷却水系統説明図 .....	101
第13. 5. 1 図	原子炉格納容器換気空調設備系統説明図 .....	102
第13. 5. 2 図	原子炉補助建屋換気空調設備系統説明図 .....	103
第13. 5. 3 図	中央制御室換気空調設備系統説明図 .....	104
第13. 6. 1 図	補助蒸気設備系統説明図 .....	105
第13. 7. 1 図	圧縮空気設備系統説明図 .....	106
第13. 8. 1 図	水消火設備系統説明図 .....	107

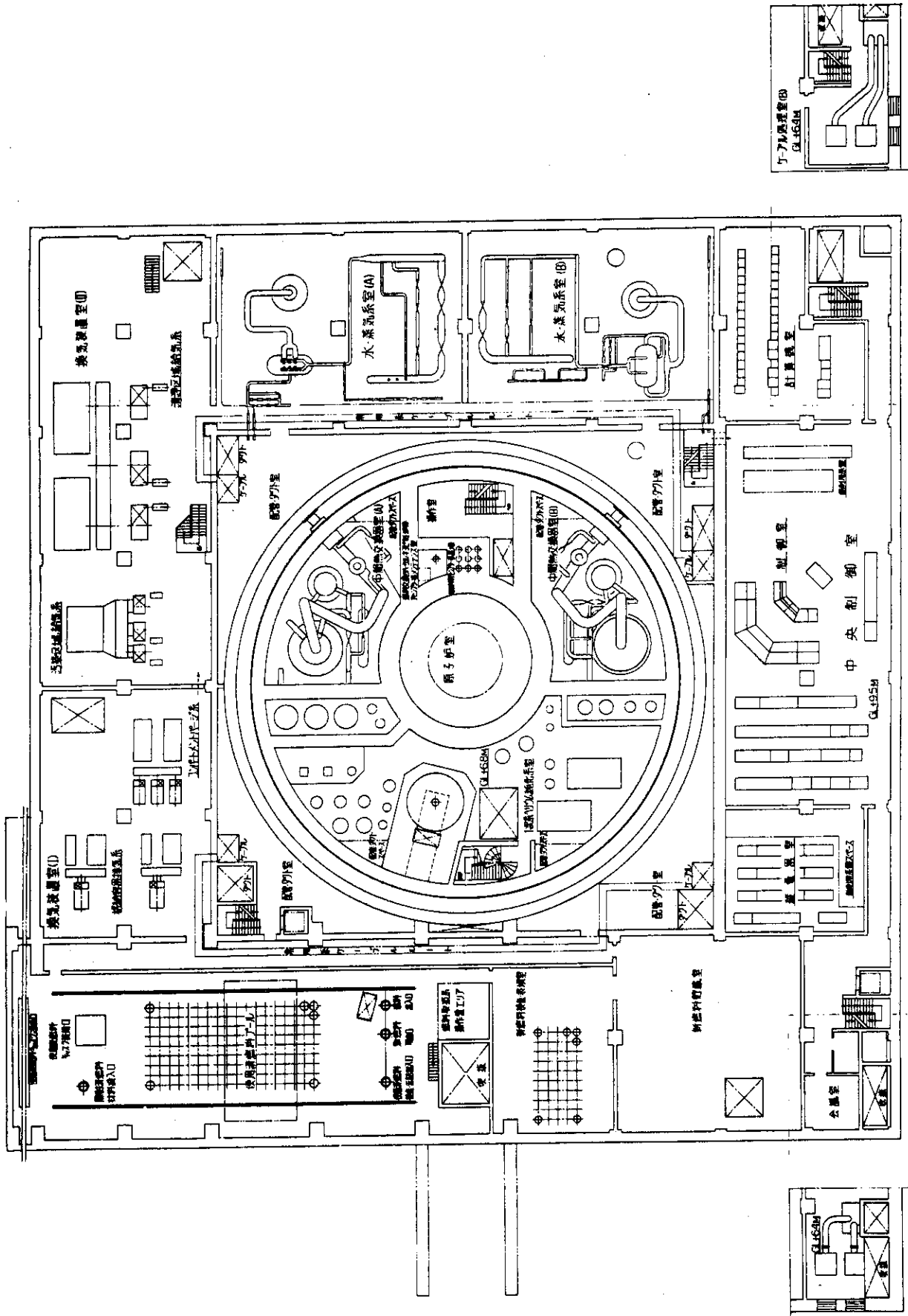


第 2.4.1 図 プラント全体配置図

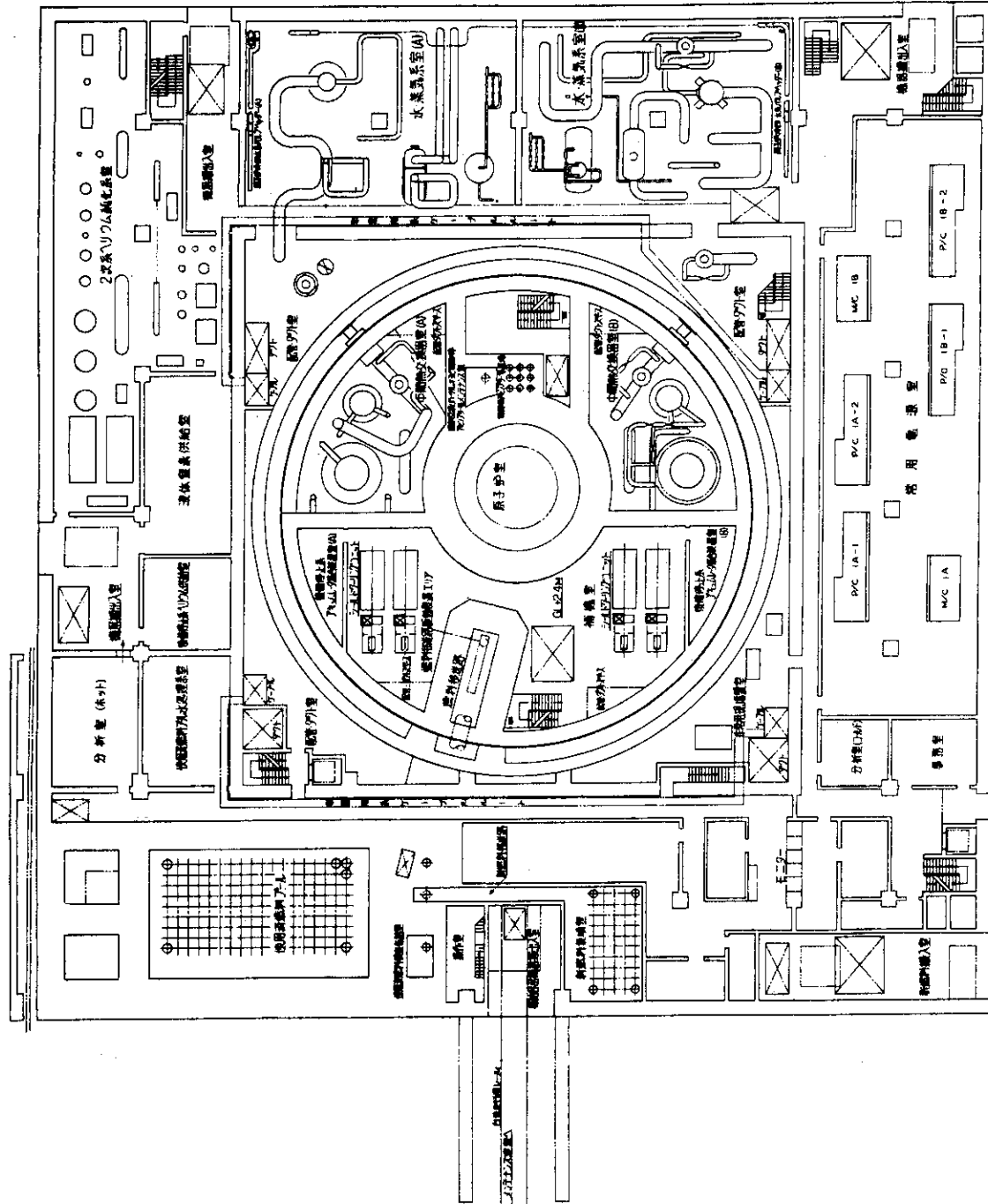


第 2. 5. 1 図 原子炉建屋機器配置図 地上 3 階 (GL + 15.2 m)

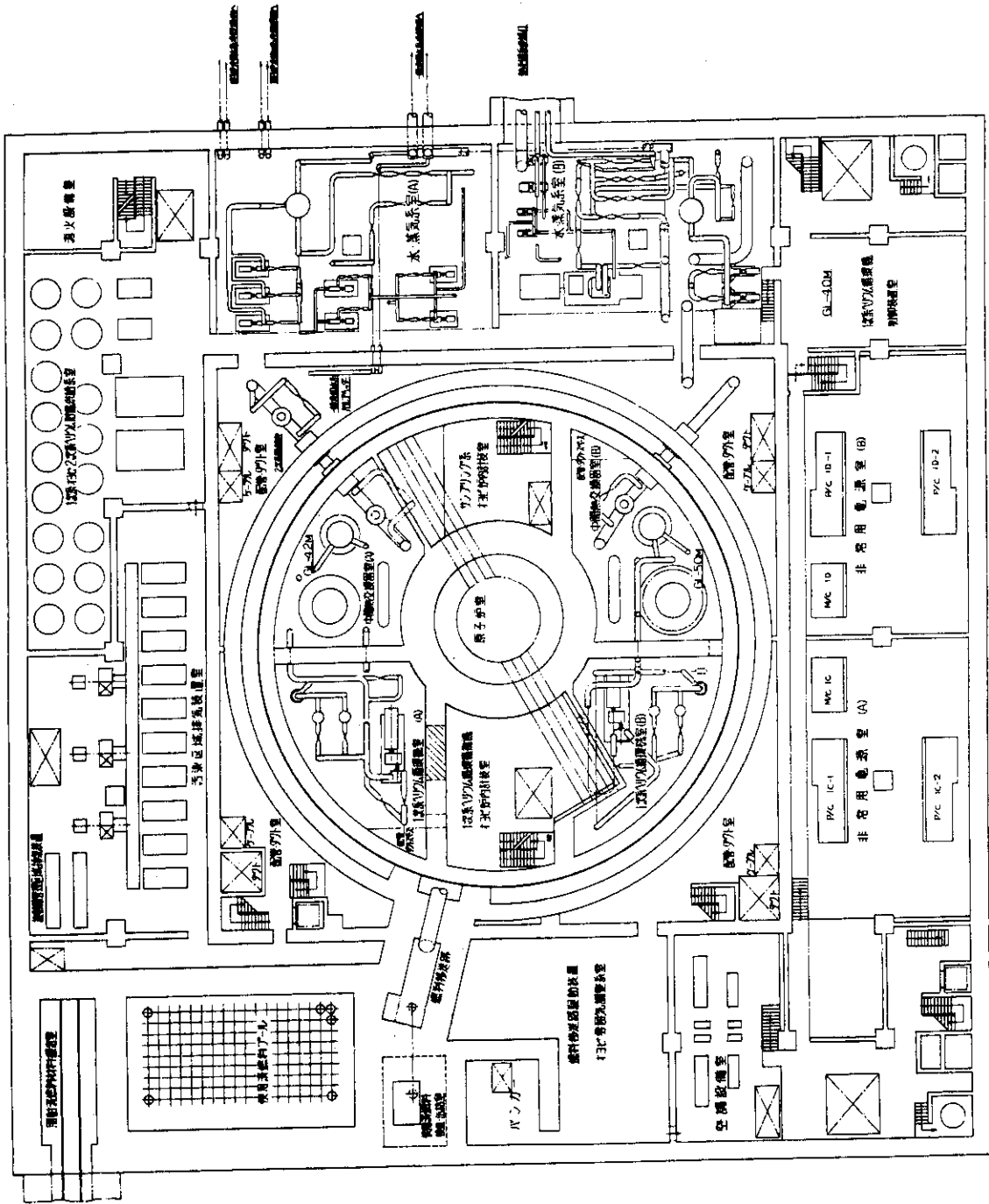




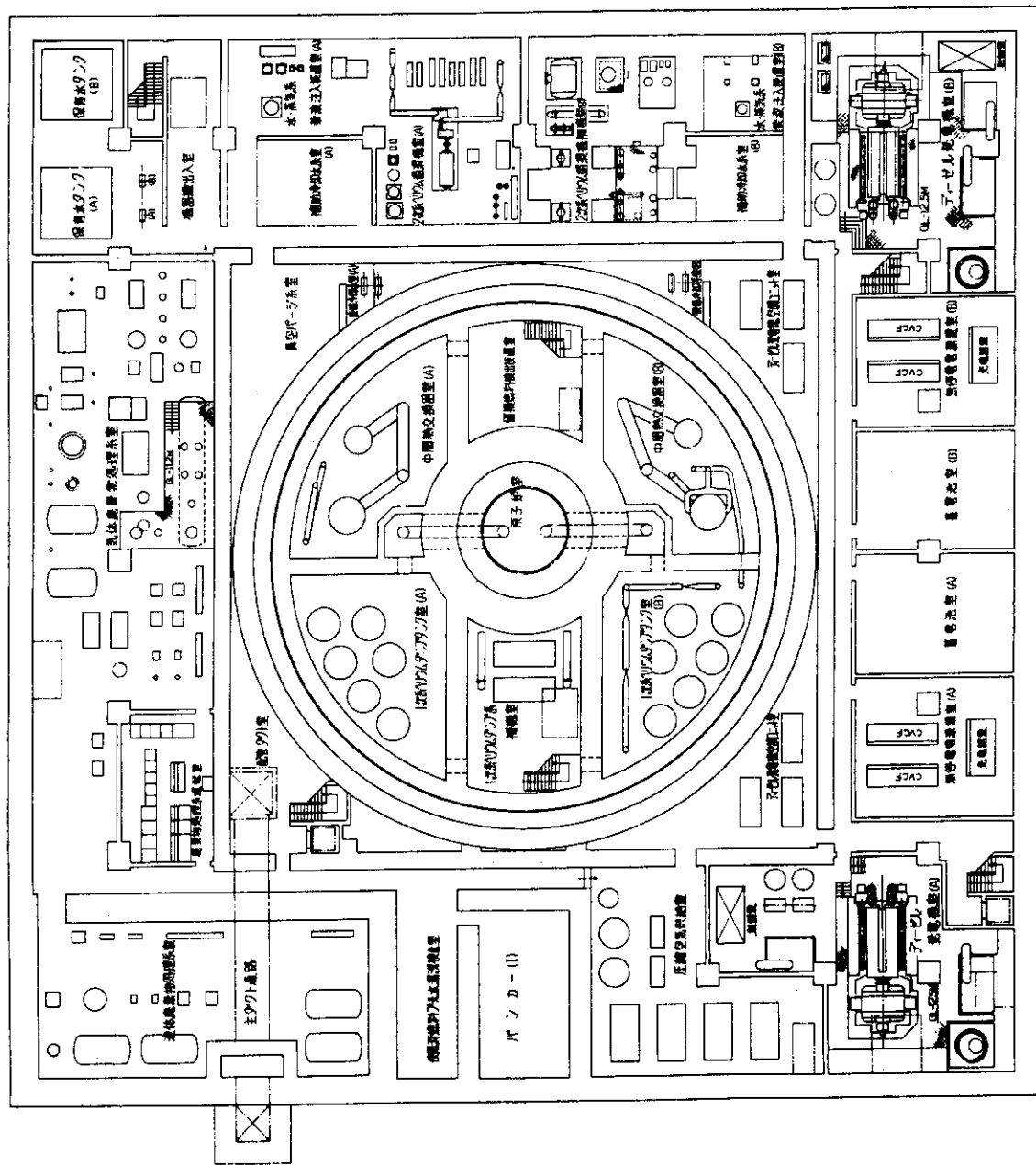
第 2.5.2 図 原子炉建屋機器配置図 地上 2 階 (GL + 7.7 m)



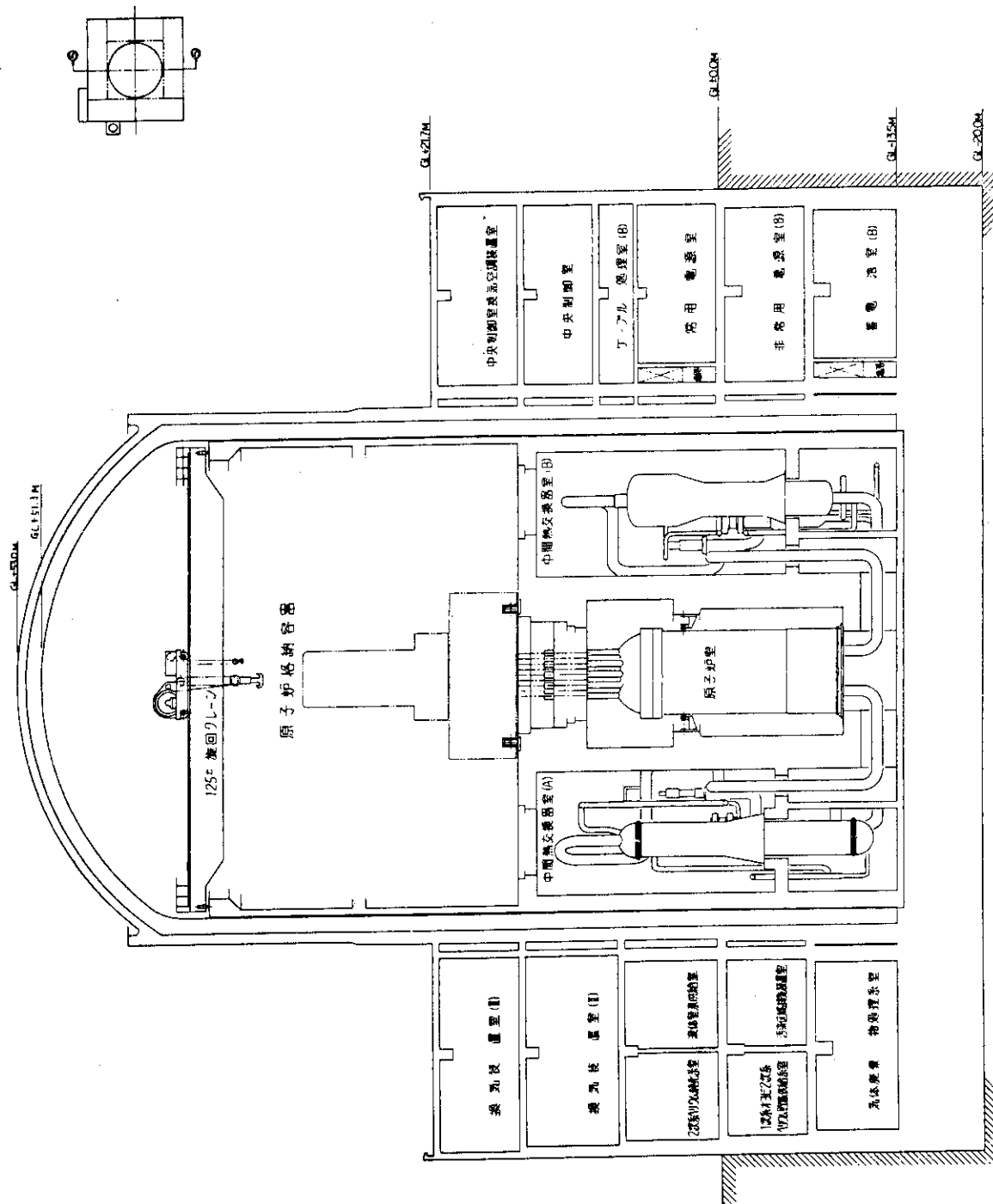
第 2.5.3 図 原子炉建屋機器配置図 地上1階 (GL + 0.2 m)



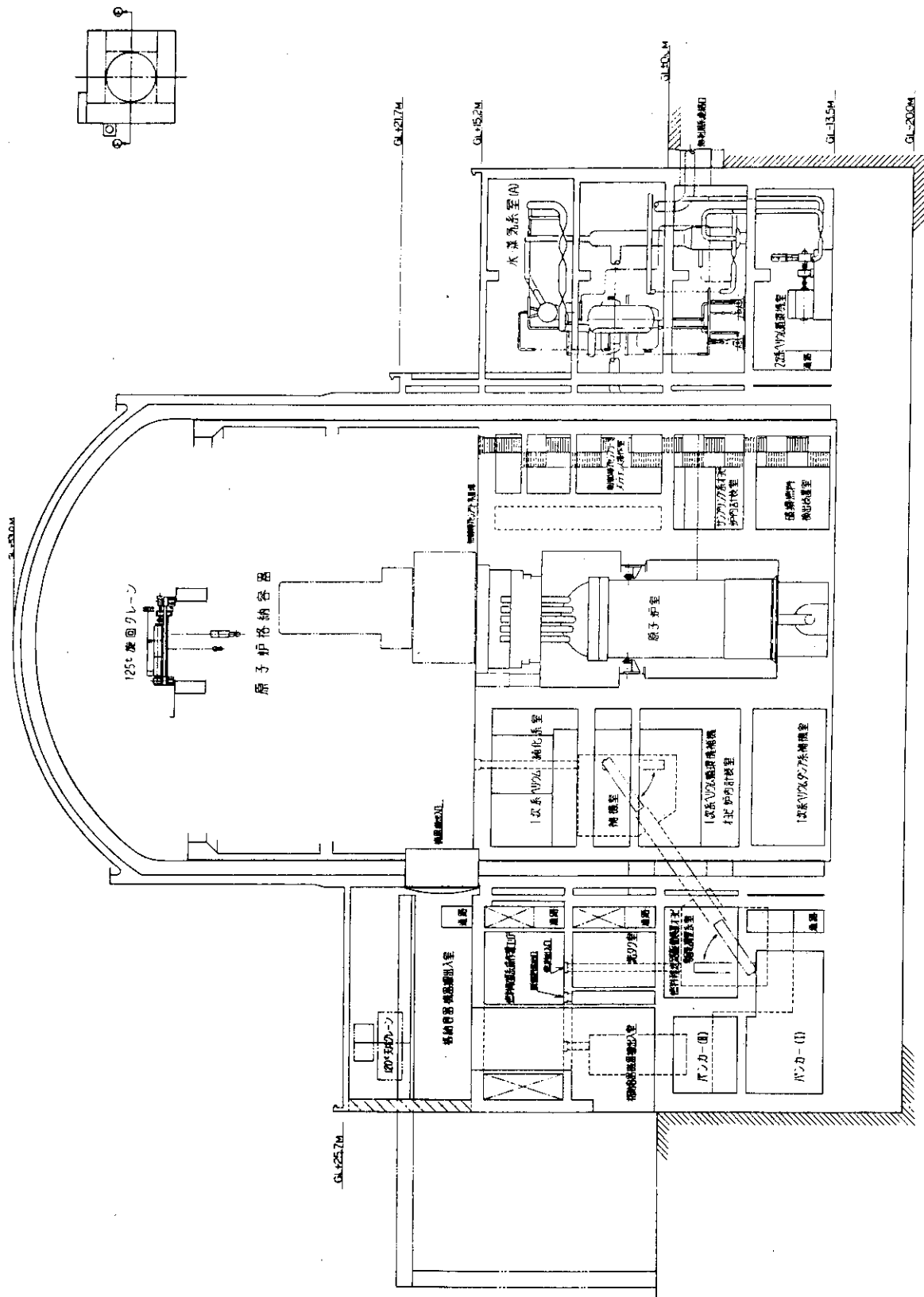
第 2.5.4 図 原子炉建屋機器配置図 地下1階 (GL-6.5 m)



第 2.5.5 図 原子炉建屋機器配置図 地下2階 (GL-13.5 m)

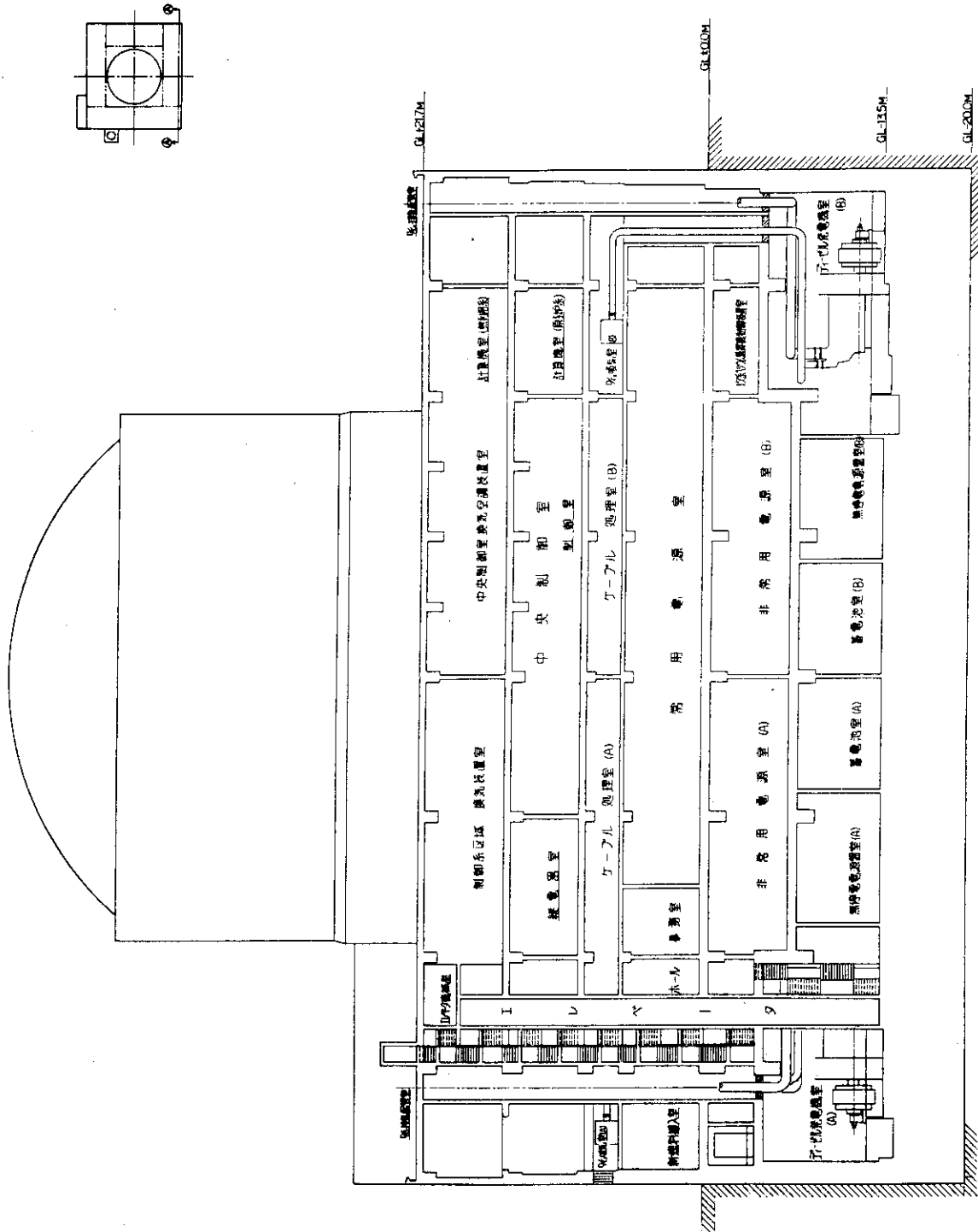


第 2. 5. 6 図 原子炉建屋機器配置図 断面⑤--⑤



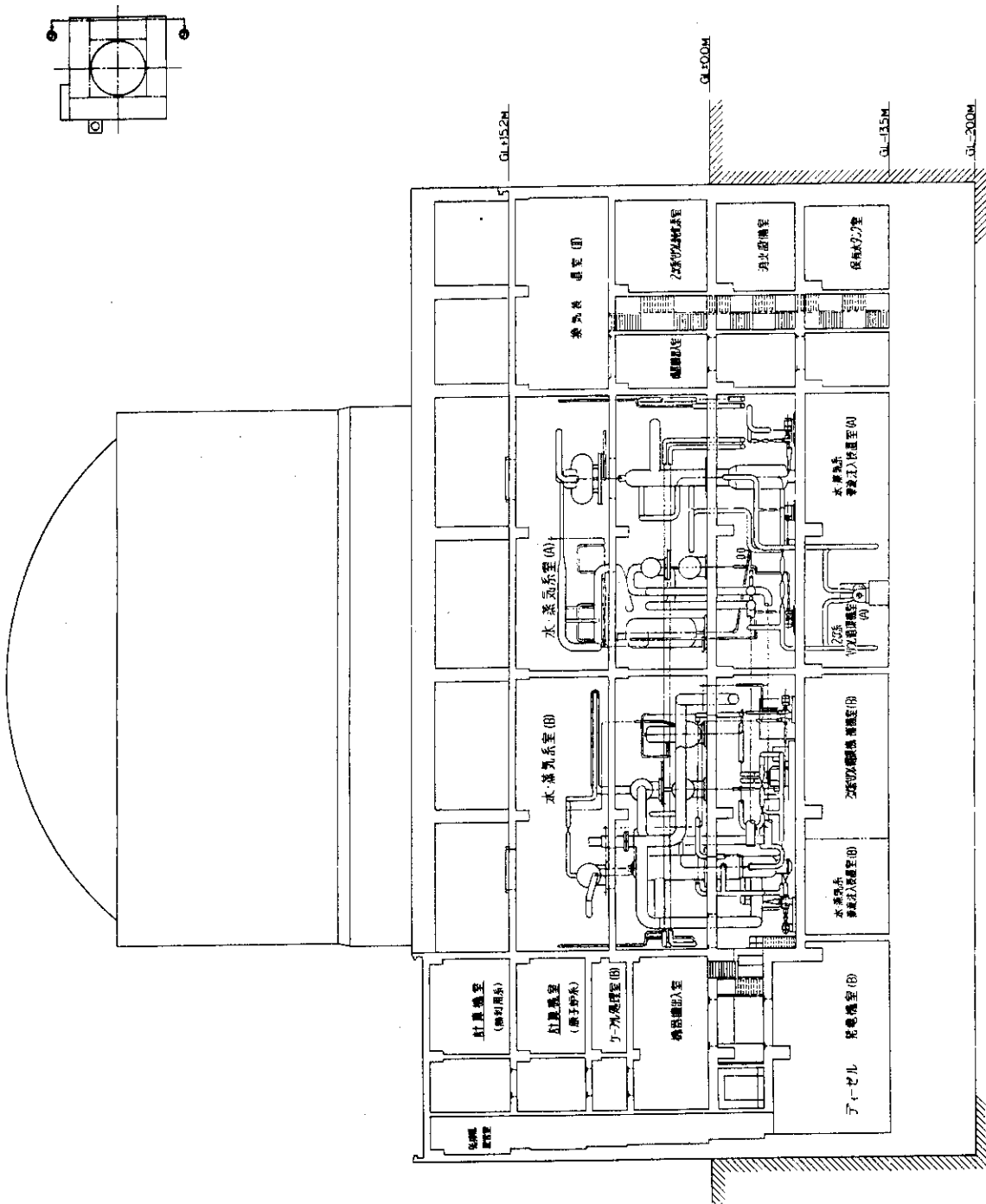
第 2.5.7 図 原子炉建屋機器配置図 断面 F-F.





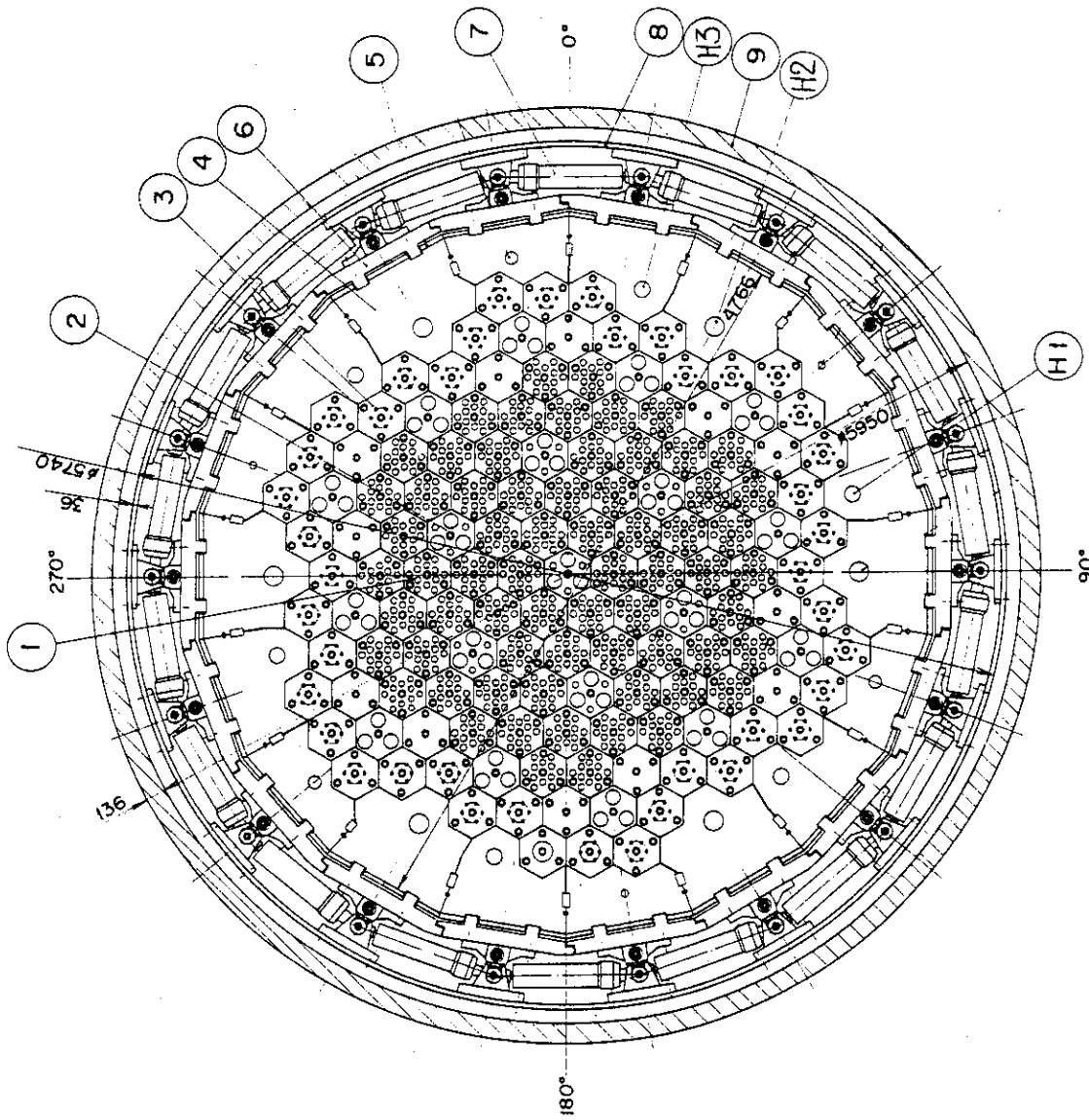
第 2.5.9 図 原子炉建屋機器配置図 断面 A-A





第 2.5.10 図 原子炉建屋機器配置図 断面⑨-⑨

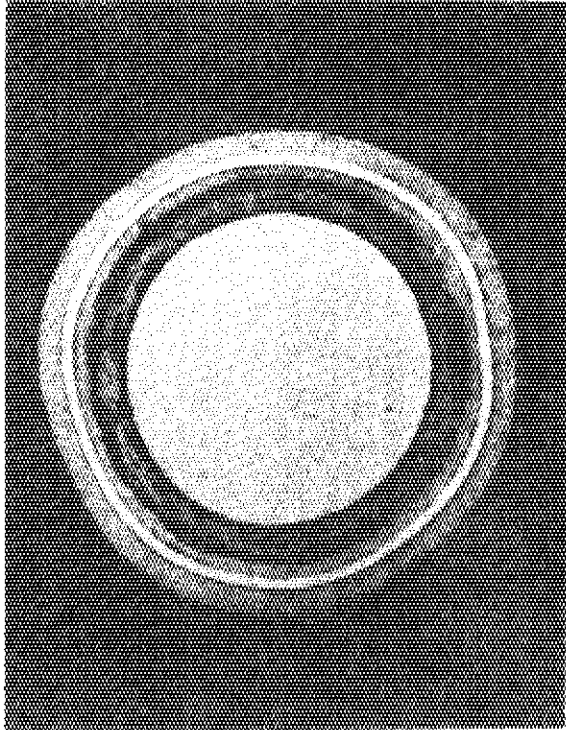




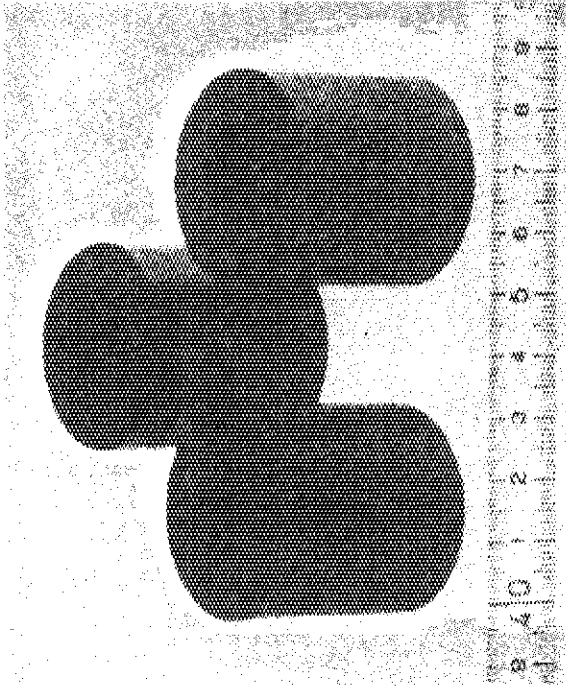
番号	名称	材料	称体
1	燃	棒	体
2	制	御	ク
3	可	動	体
4	固	定	体
5	固	定	材
6	側	部	材
7	炉	心	体
8	コ	ア	機
9	原	子	器

孔番	用途	個数
H1	サーベイランス用孔	3
H2	起動領域中性子計測用孔	3
H3	側部しゃへい体サーベイランス用孔	

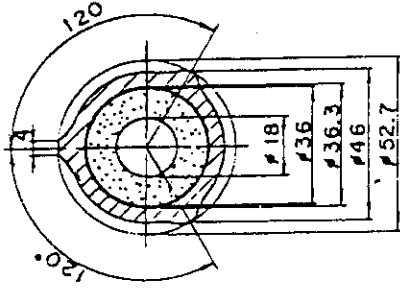
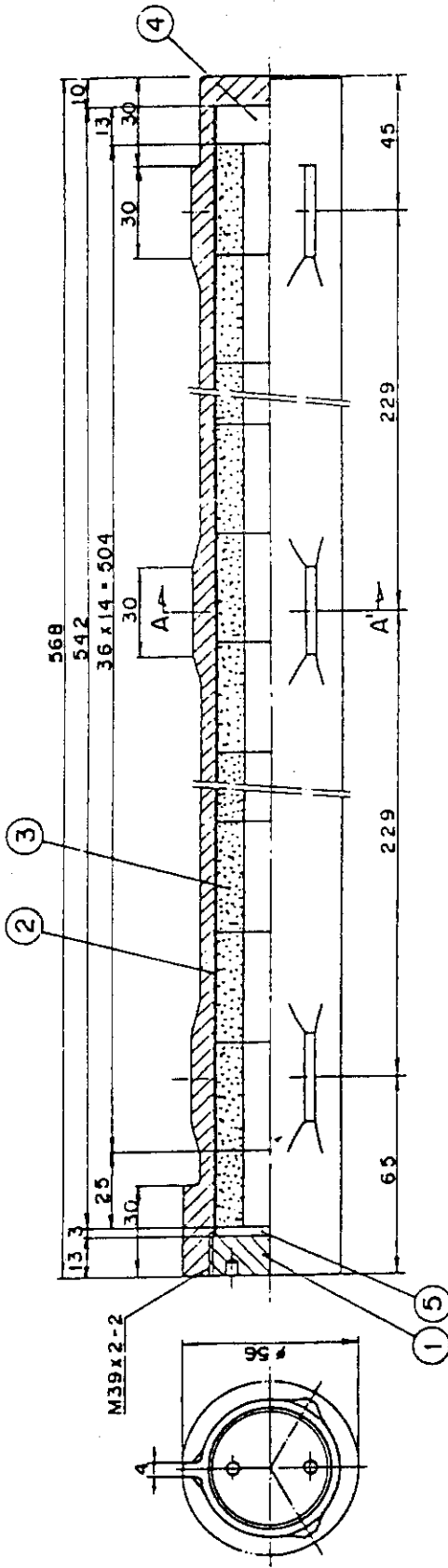
第 3. 1. 2 図 炉心断面説明図 (炉内構造配置)



第 3. 2. 1 図 被覆燃料粒子断面図 (参考図)



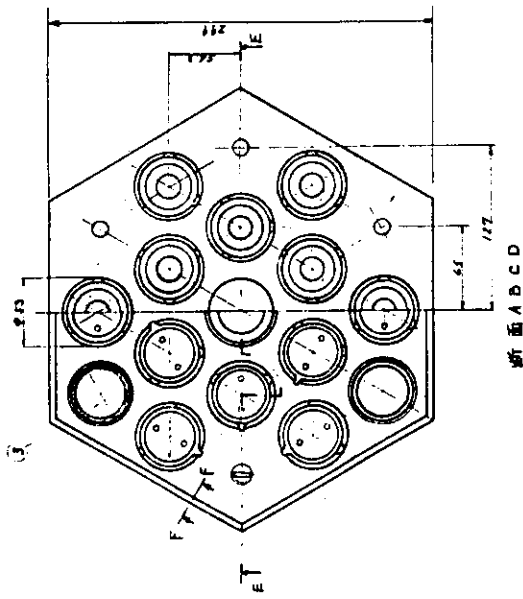
第 3. 2. 2 図 燃料コンパクト外観図 (参考図)



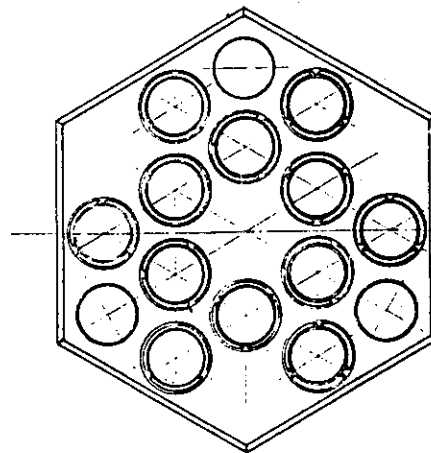
A - A' 断面

①	端 栓
②	ス リ ー ブ
③	コ ン パ ク ト
④	断 熱 材
⑤	緩 衝 材

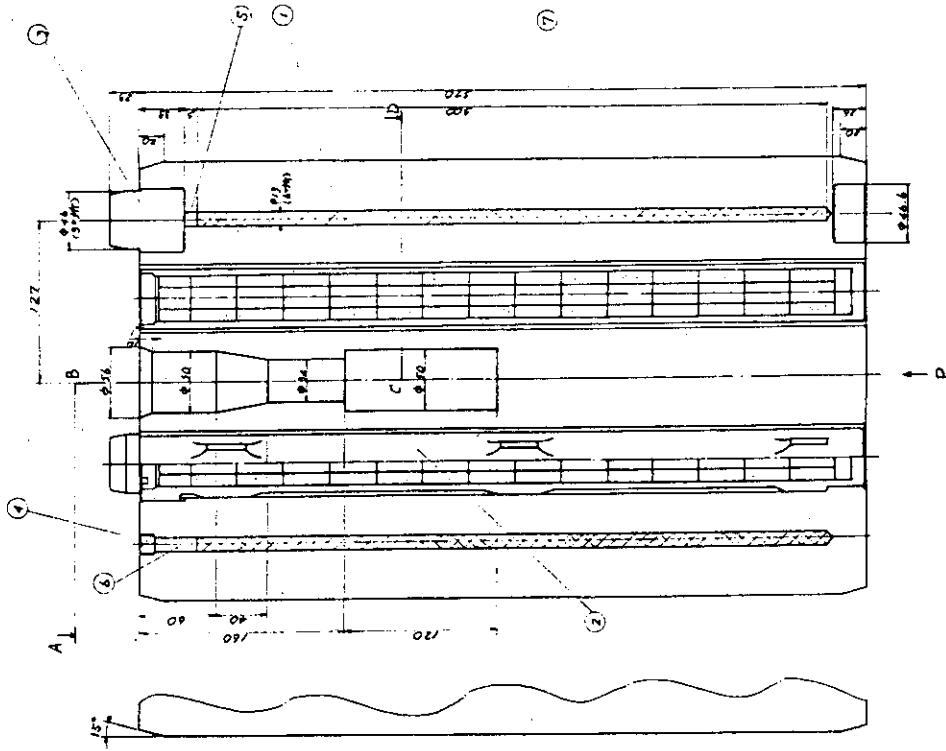
第 3. 2. 3 図 燃料棒構造説明図



断面 ABCD



断面 EE



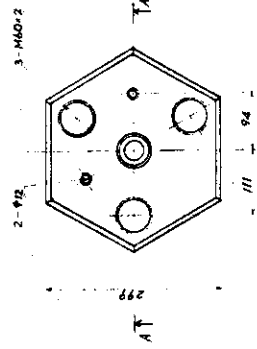
断面 FF

断面 EE

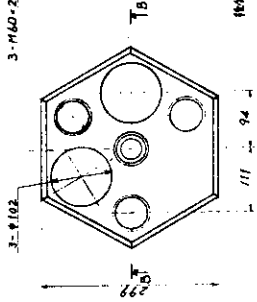
番号	名称	材質
1	燃料黒鉛ブロック	黒鉛
2	燃料棒	黒鉛+UO <sub>2</sub>
3	ダウエル	黒鉛
4	ムトウネジ	黒鉛
5	緩衝材 (A)	黒鉛ウール
6	緩衝材 (B)	黒鉛ウール
7	可燃性毒物	B <sub>4</sub> C

第 3. 2. 4 図 燃料体構造説明図

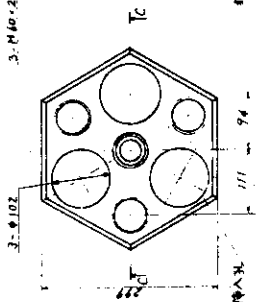
制御コラム第1段70×7



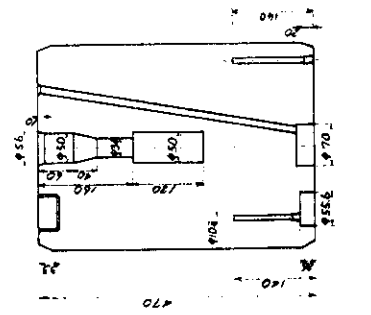
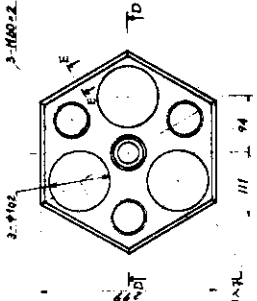
制御コラム第2段70×7



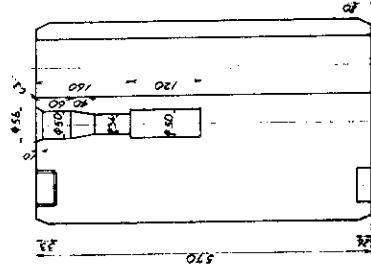
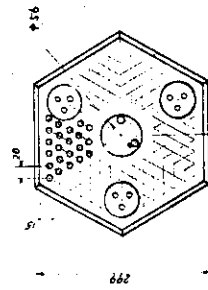
制御コラム第3段70×7



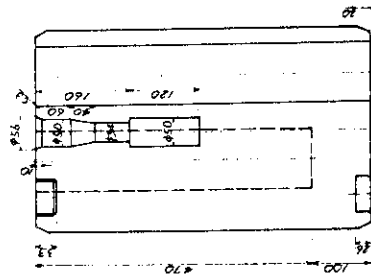
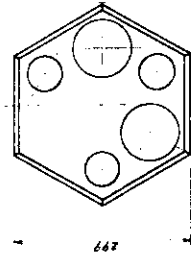
制御コラム第4~11段70×7



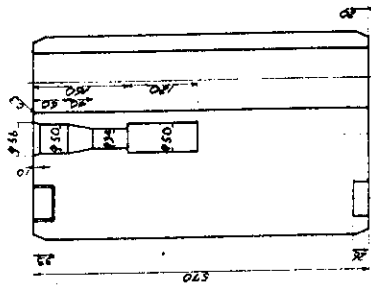
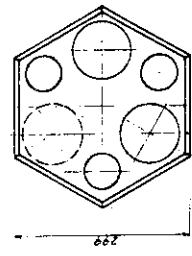
断面 AA



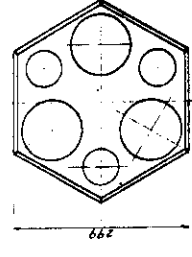
断面 BB



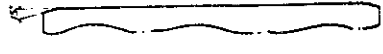
断面 CC



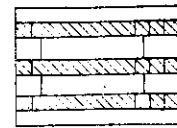
断面 DD



断面 EE



制御コラム

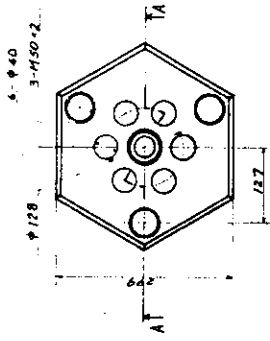


第1段70×7  
第2段70×7  
第3段70×7

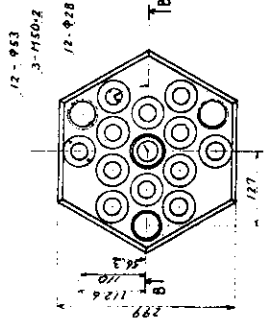
制御コラム

第 3. 2. 5 図 制御棒案内ブロック構造説明図

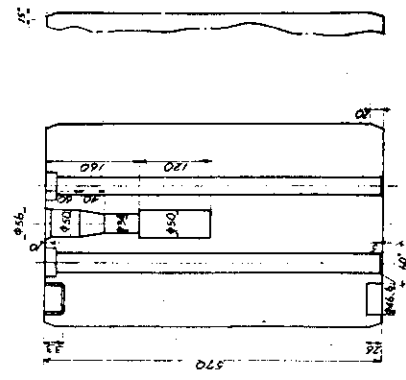
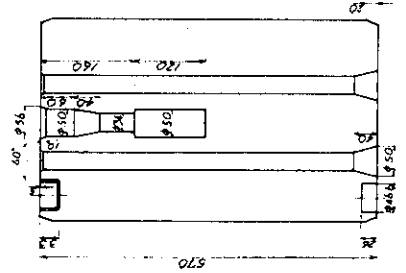
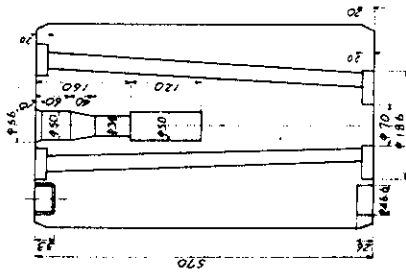
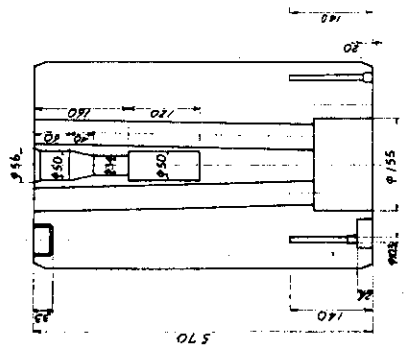
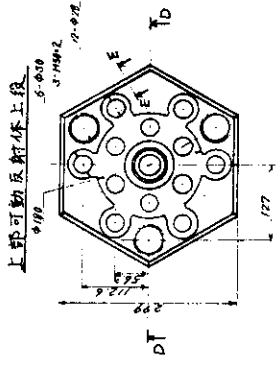
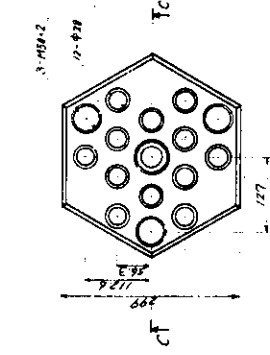
上部可動反射体上段



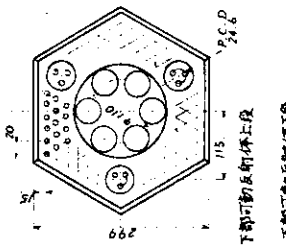
上部可動反射体上段



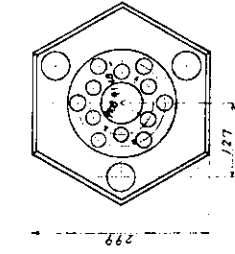
上部可動反射体下段



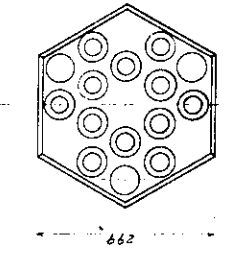
断面 A A



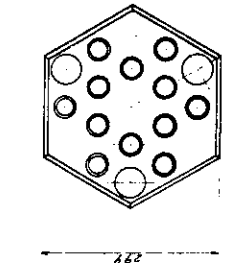
断面 B B



断面 C C



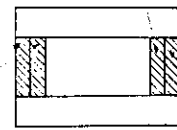
断面 D D



断面 E E



上部可動反射体上段  
上部可動反射体下段

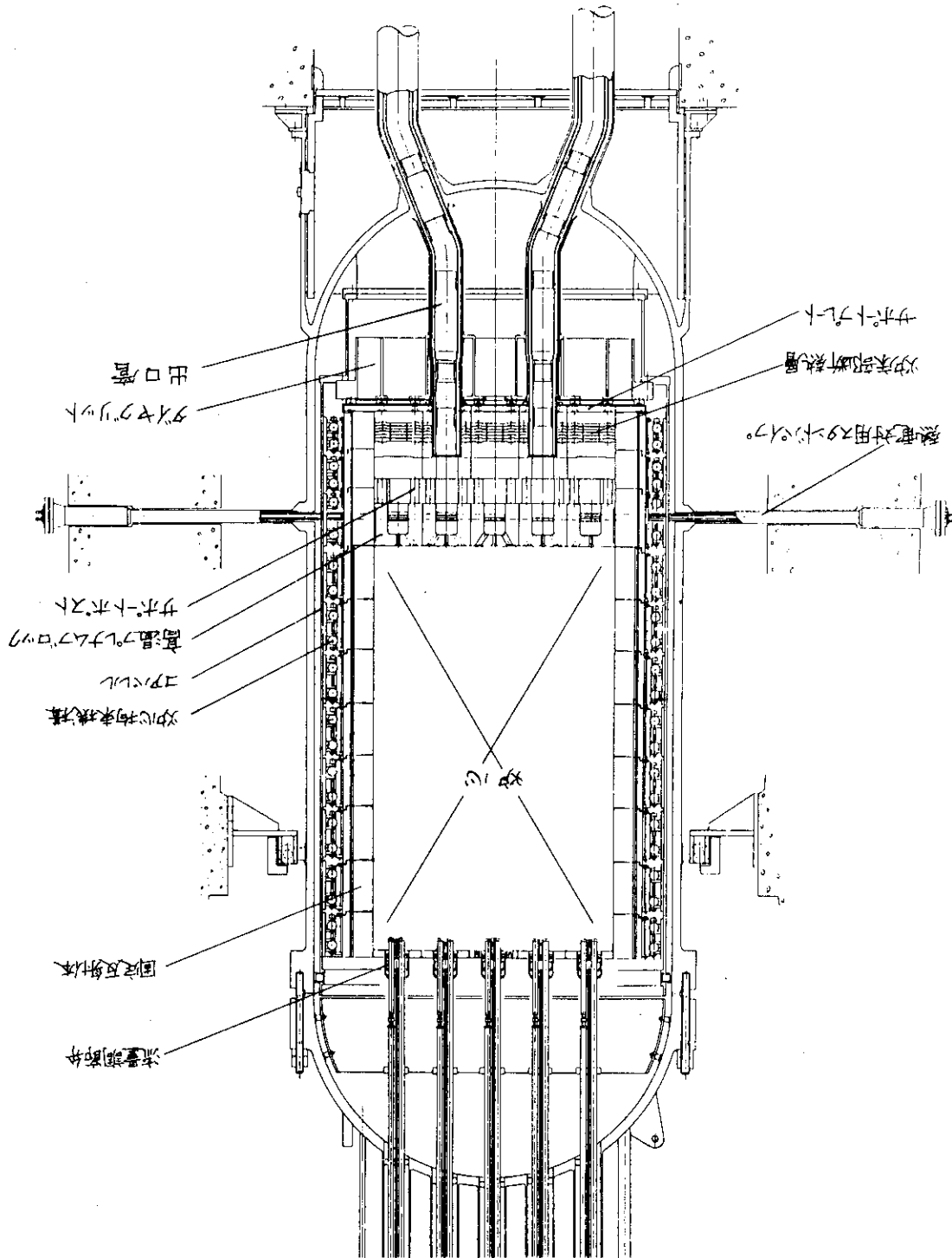


下部可動反射体上段  
下部可動反射体下段

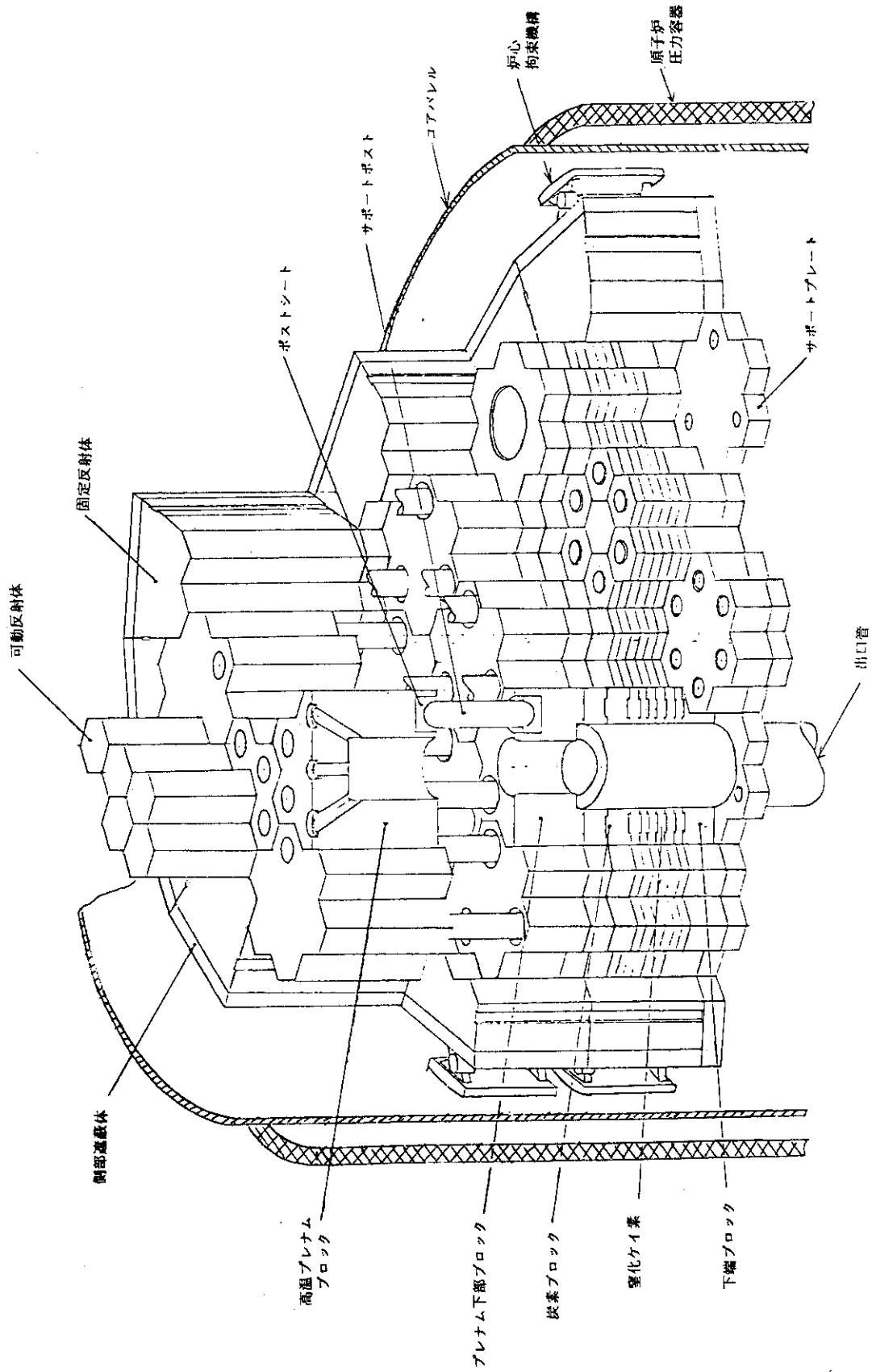
第 3. 2. 6 図 上部・下部可動反射体構造説明図





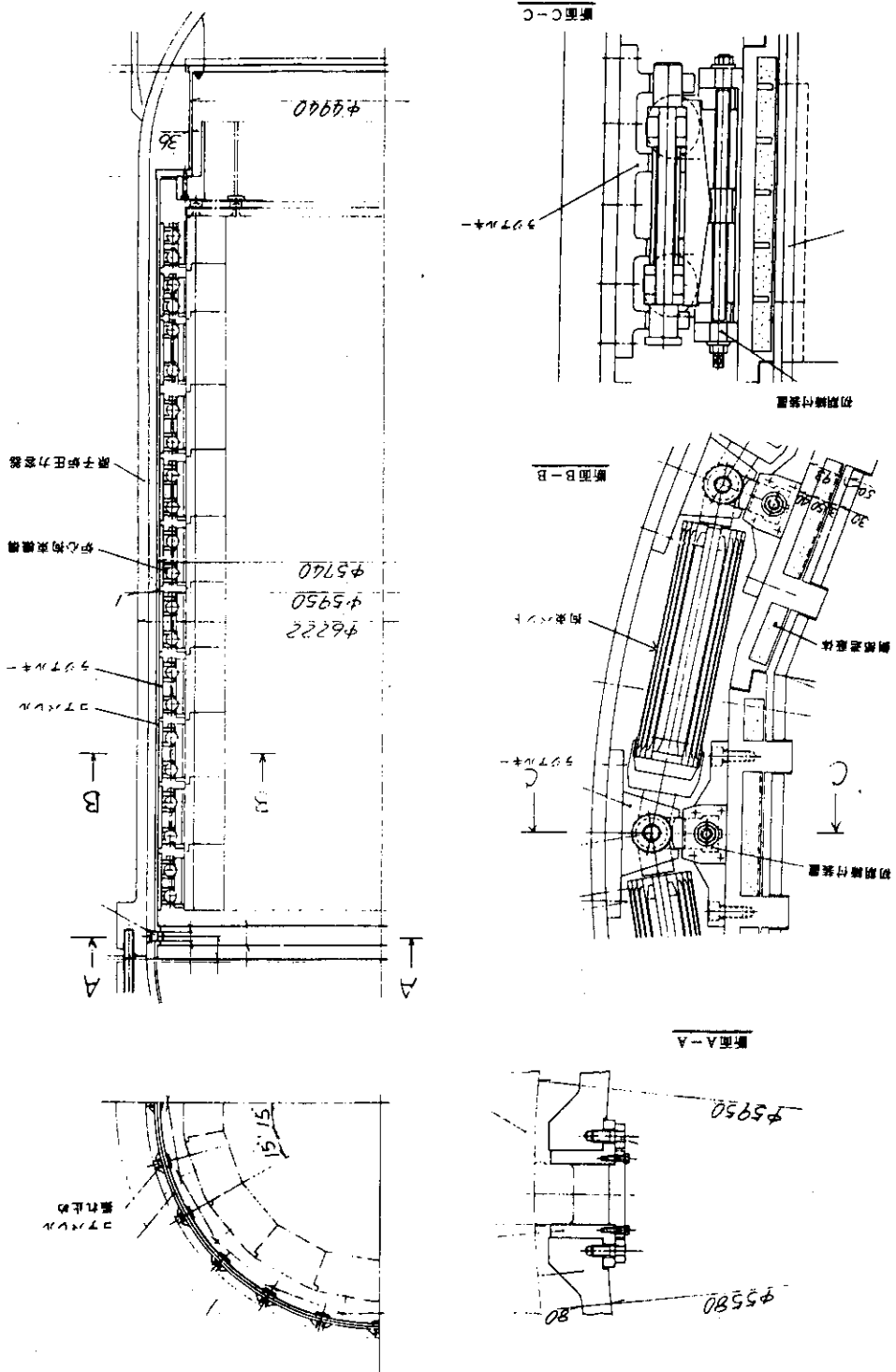


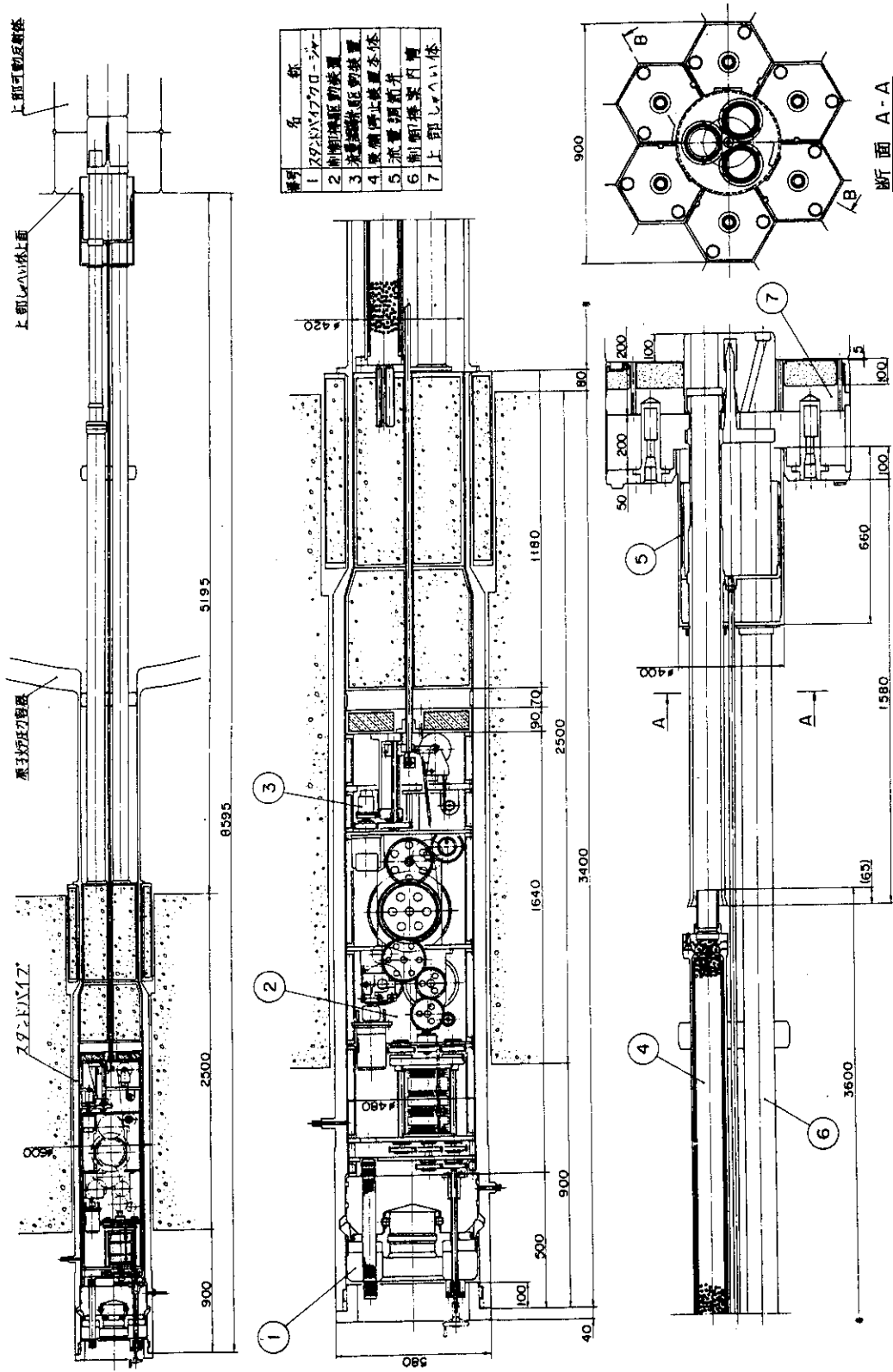
第 3 2 8 図 炉内構造物構造説明図



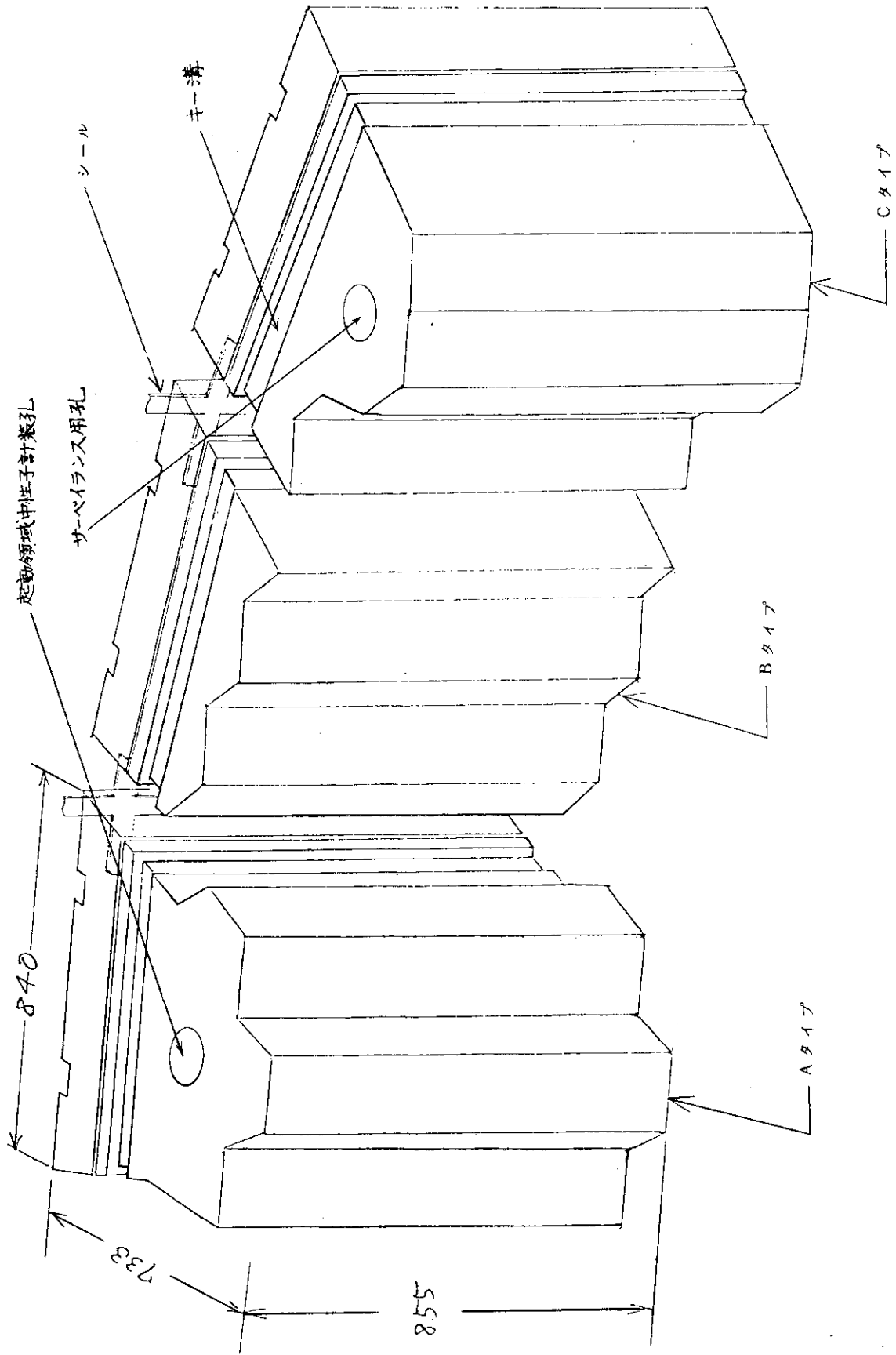
第 3.2.9 図 炉心下部構造説明図

第 3.2.10 図 炉心側部支持構造説明図

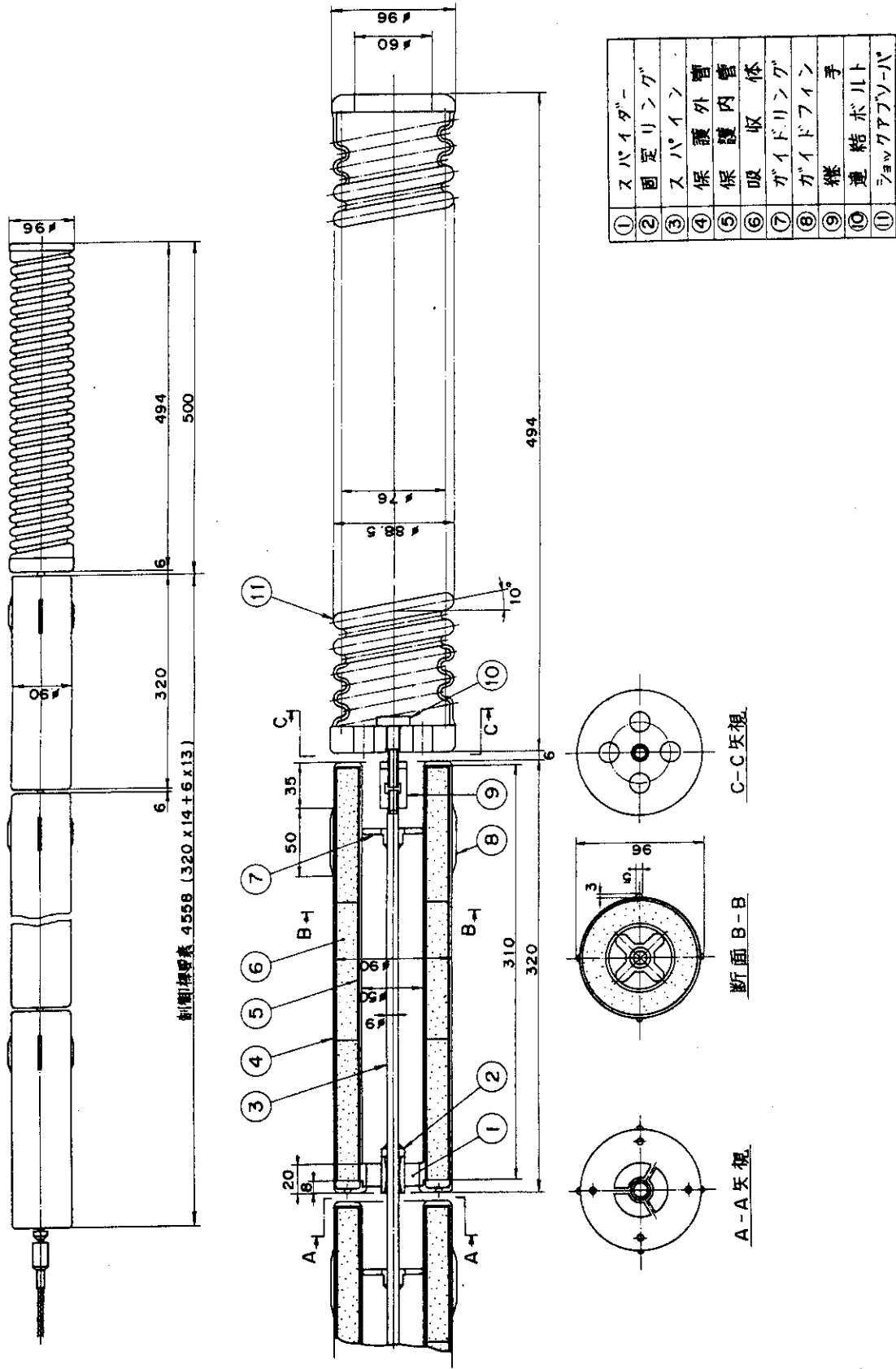




第 3 2.11 図 炉心流量調節装置構造説明図

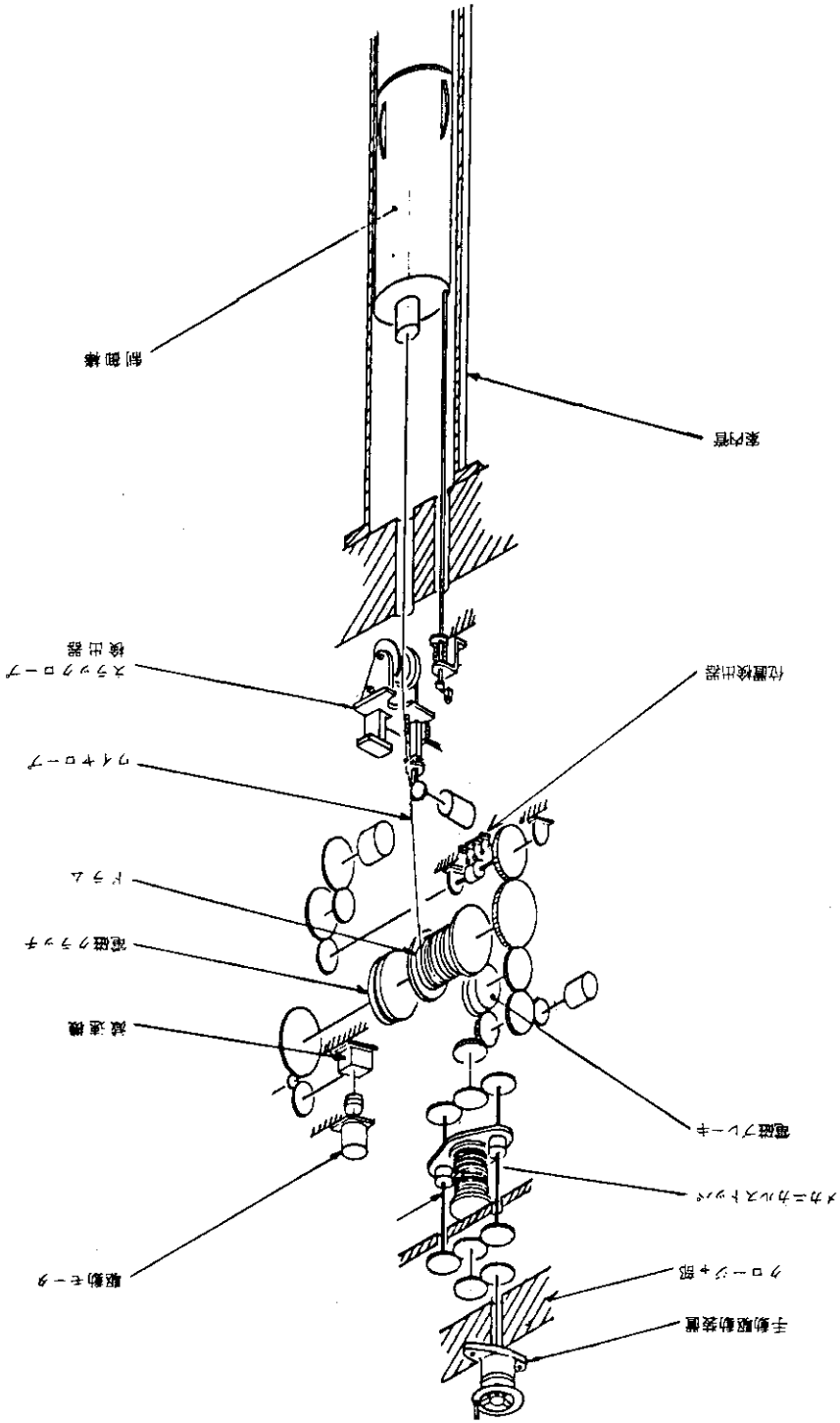


第 3. 2. 12 図 固体反射体構造説明図

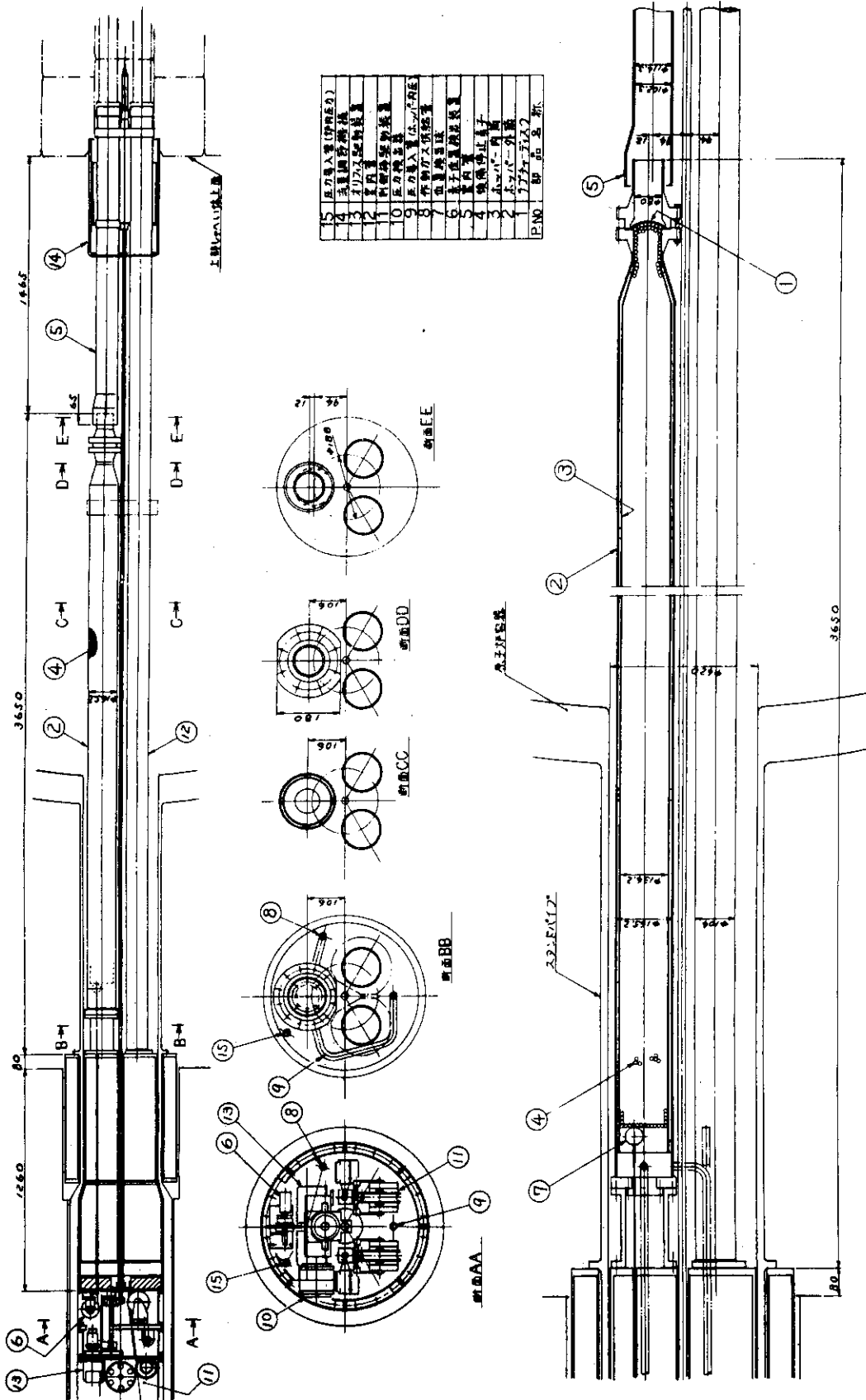


第 3. 2. 13 図 制御棒構造説明図

第 3. 2 14 図 制御棒駆動装置構造説明図

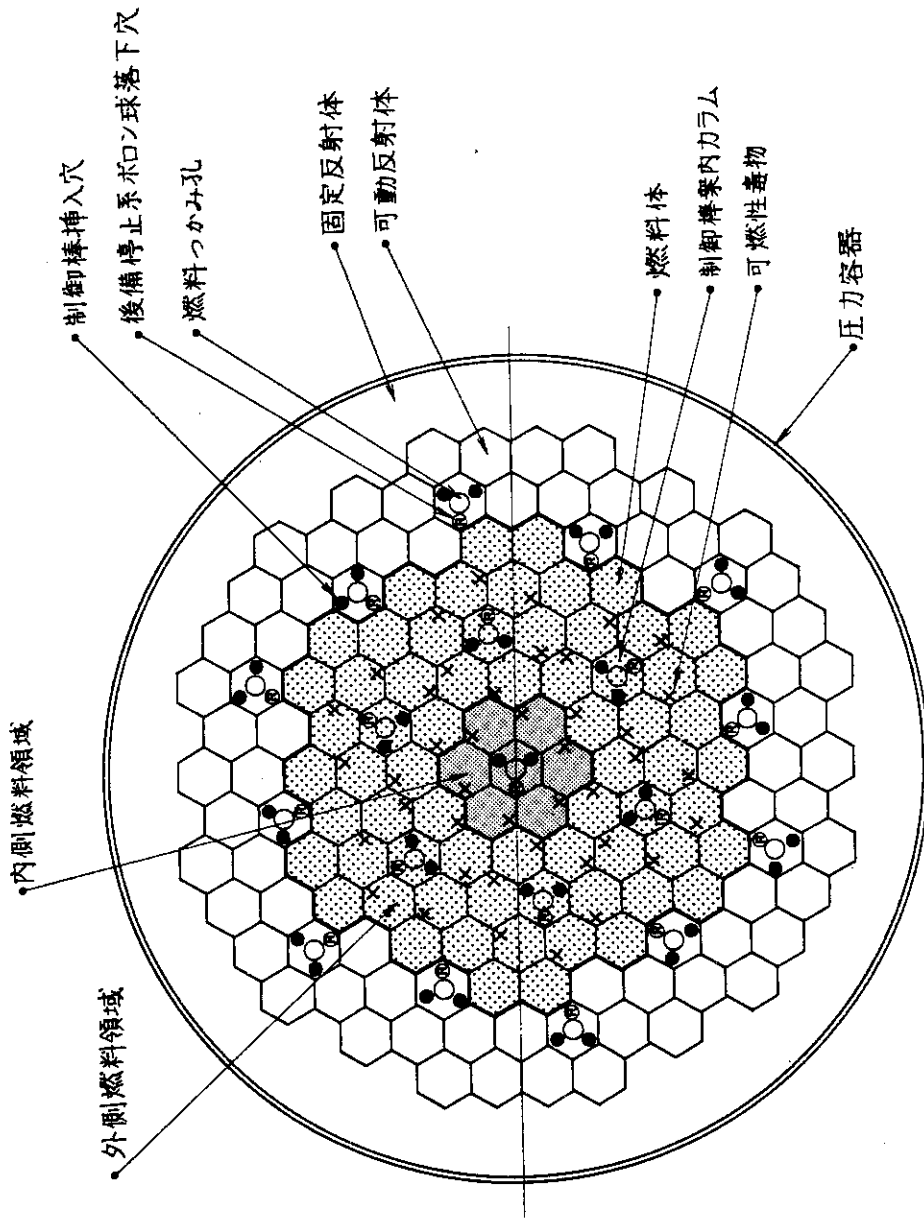






第 3. 2. 15 図 後備停止系本体部説明図





第 3. 3. 1 図 炉心断面説明図 (燃料体配置)

第7段	3.5(1)	4.6(1)	4.6
第6段	3.5(1)	4.6(1)	4.6
第5段	3.0(1)	3.5(1)	3.5
第4段	3.0(1)	3.5(1)	3.5
第3段	3.0(1)	3.5(1)	3.5
第2段	2.5(1)	3.0(1)	3.0
第1段	2.5(1)	3.0(1)	3.0

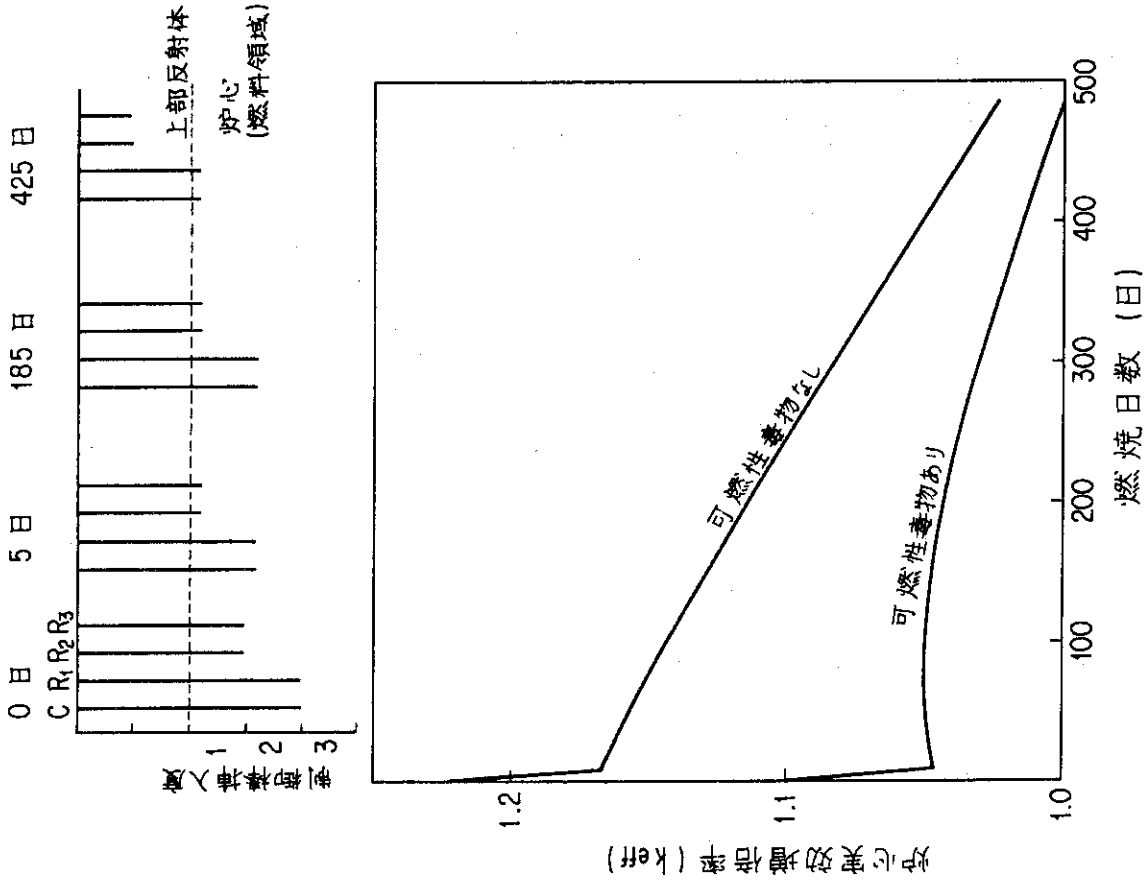
線  
図  
表  
示  
範  
疇

第1オリフィス領域 第2オリフィス領域 第3オリフィス領域

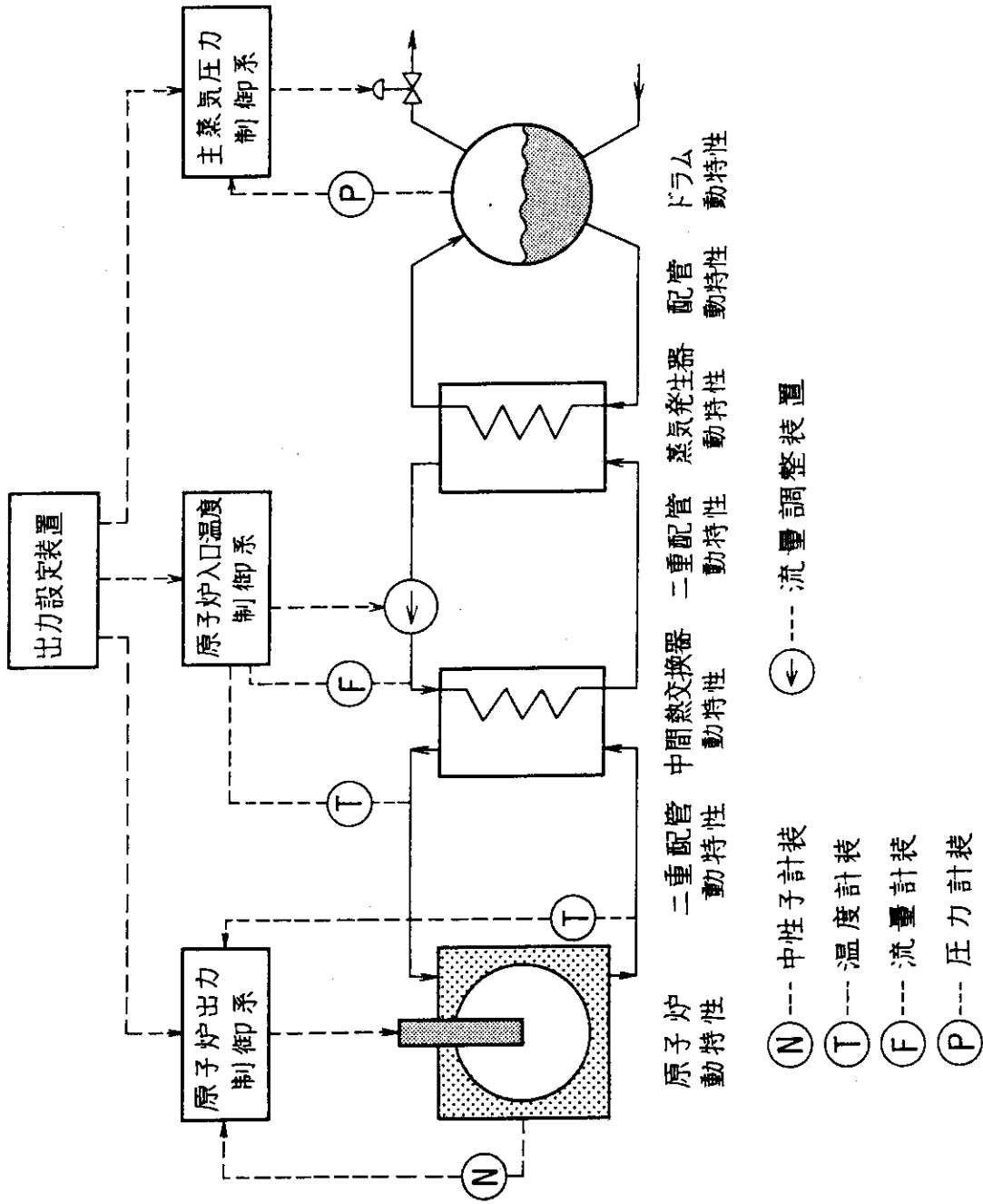
内側燃料領域 外側燃料領域

(注) 単位はwt %  
( ) 内の値は1燃料体当りの可燃性毒物本数

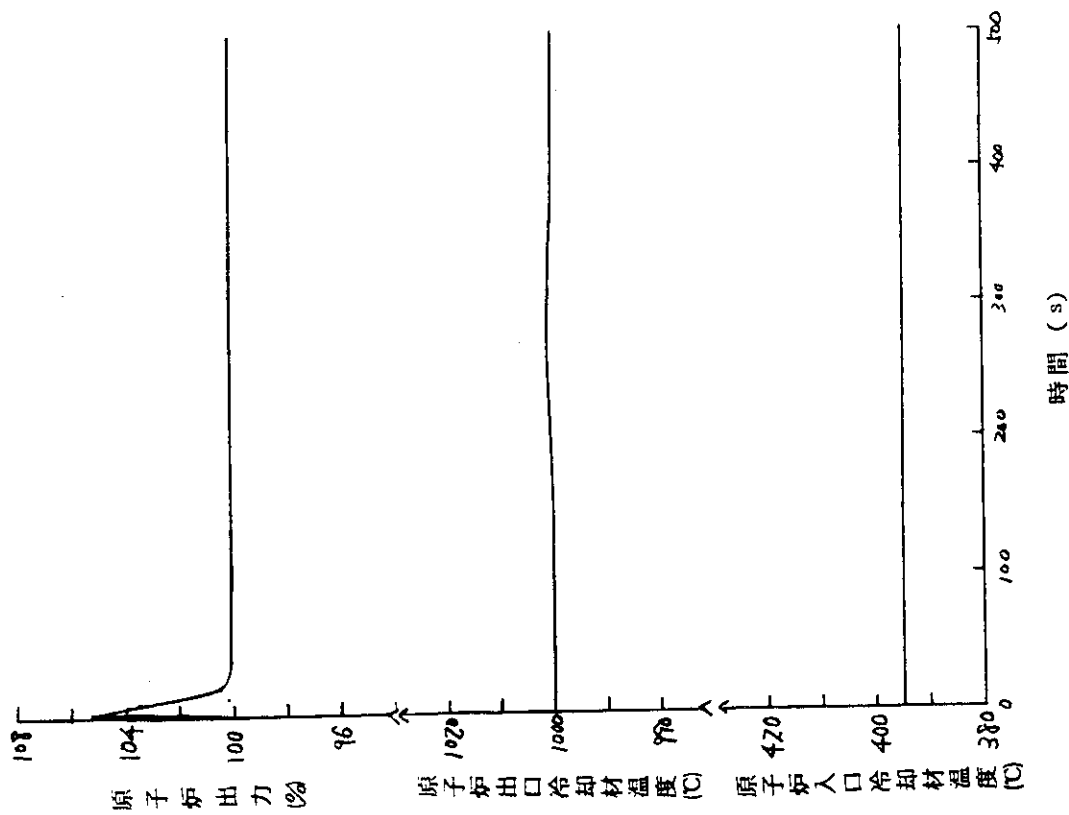
第3.3.2図 燃料及び可燃性毒物装荷法 (炉心縦断面図)



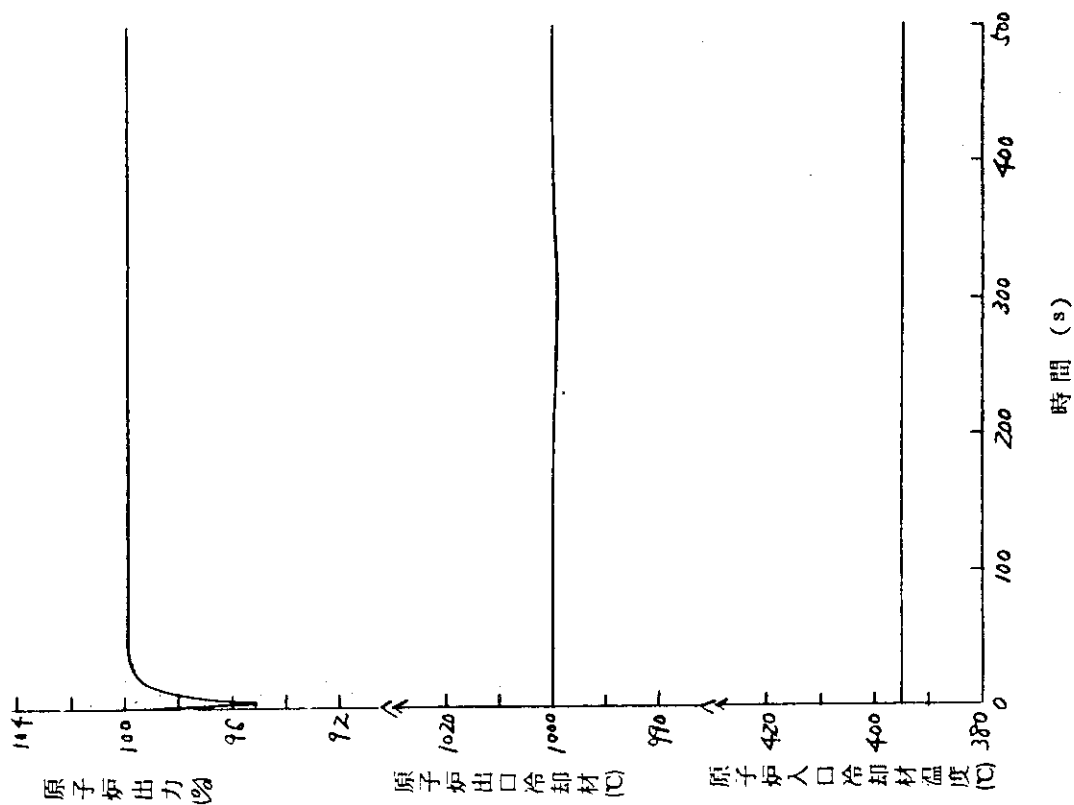
第 3.3.3 図 燃焼に伴う反応度変化と制御棒挿入状態



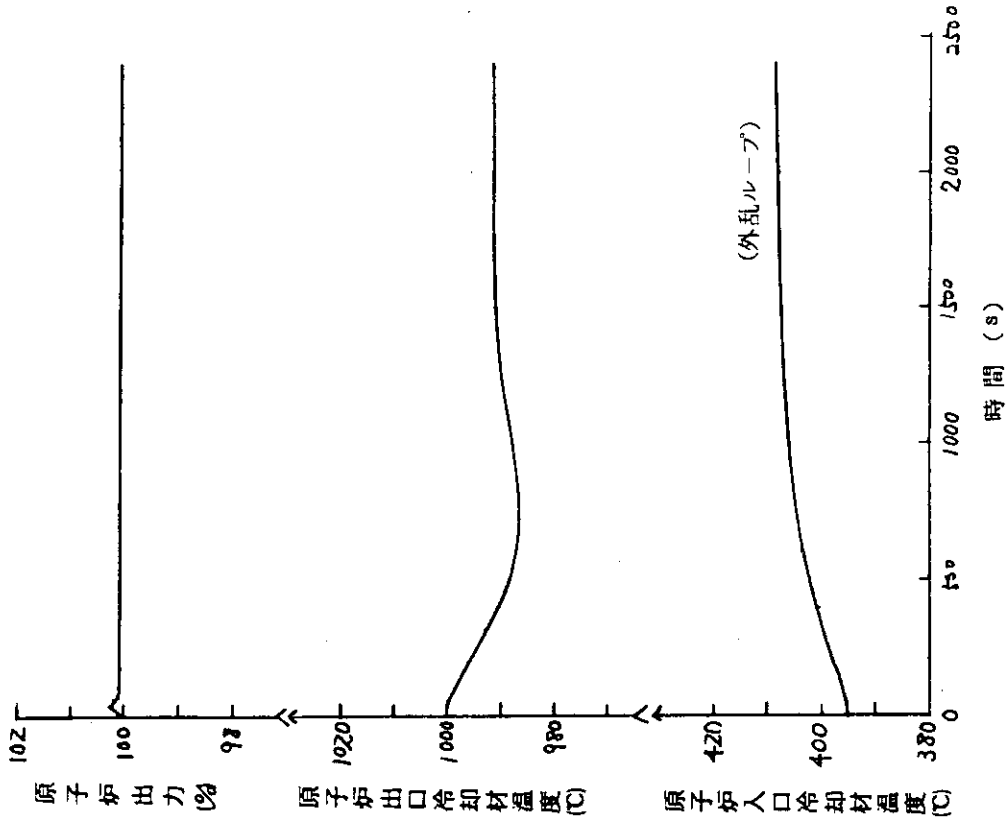
第 3. 5. 1 図 動特性シュミレーションモデルの説明図 (他ループも同様)



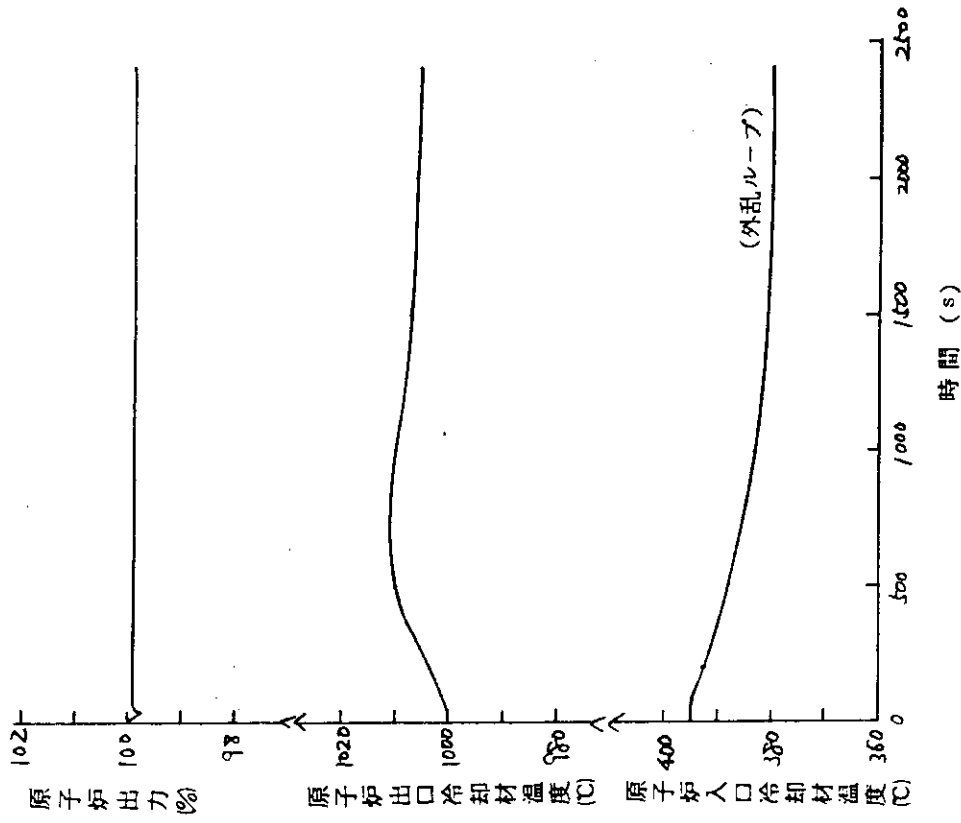
第 3. 5. 2 図  $+ 3.0 \times 10^{-4} \Delta K/K$  のステップ状の反応度添加  
(原子炉出力制御系)



第 3. 5. 3 図  $- 3.0 \times 10^{-4} \Delta K/K$  のステップ状の反応度添加  
(原子炉出力制御系)

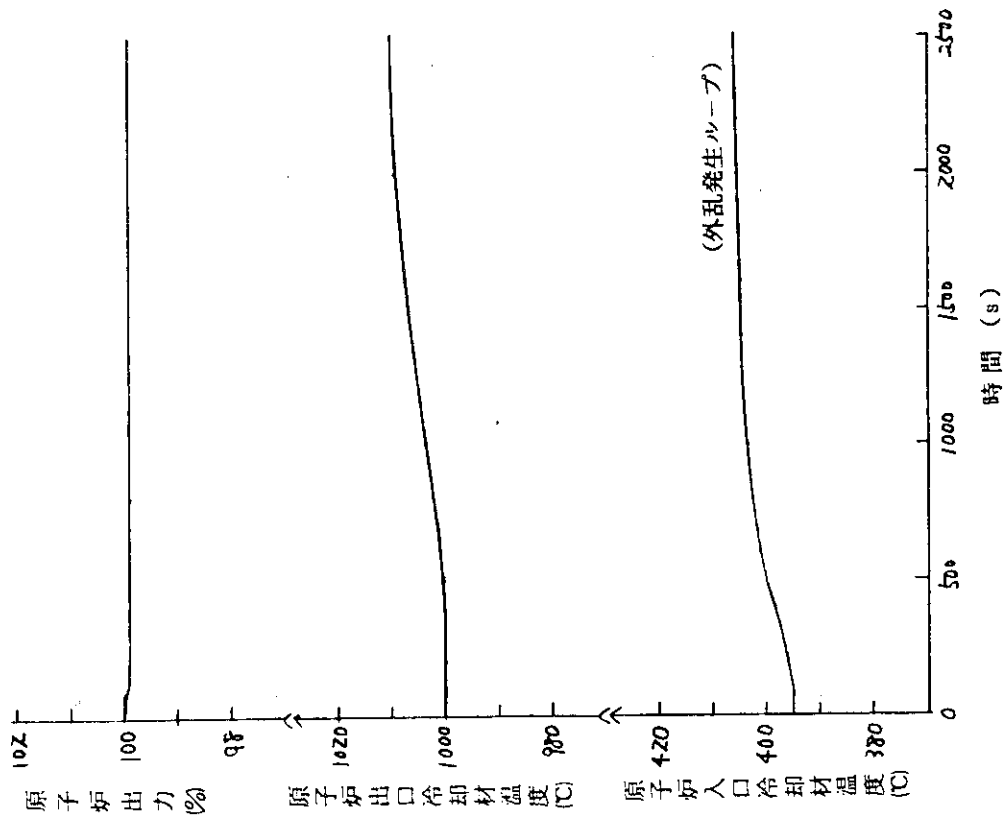


第 3. 5. 4 図 5%ステップ状の1次冷却材流量増加  
(原子炉出力制御系)

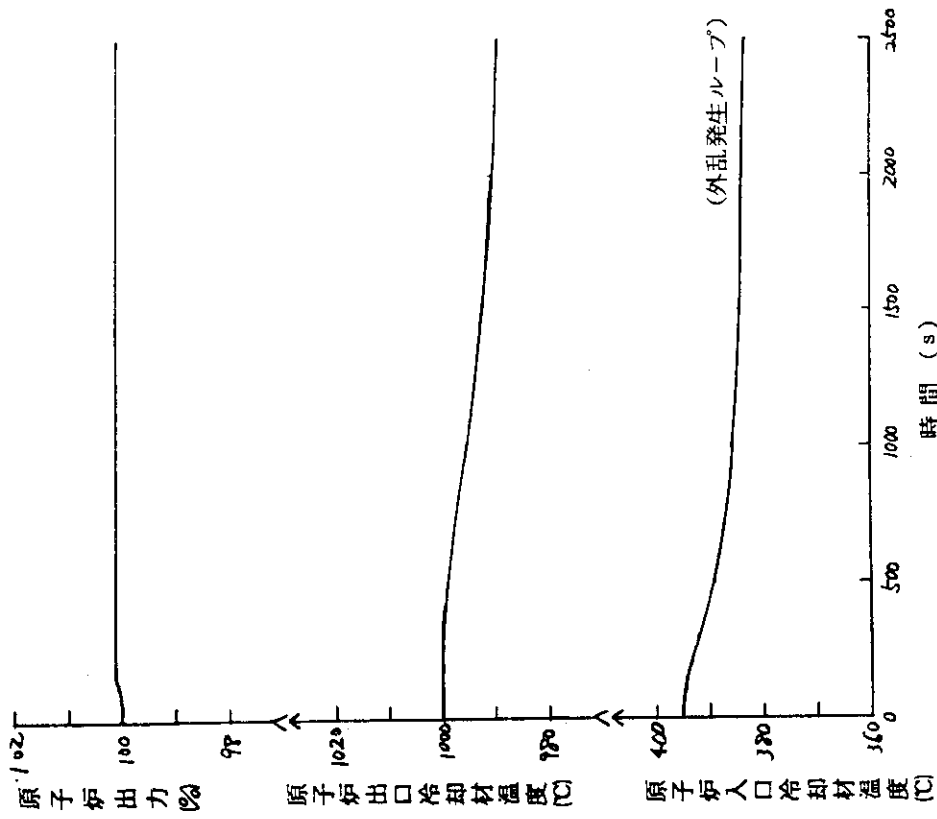


第 3. 5. 5 図 5%ステップ状の1次冷却材流量減少

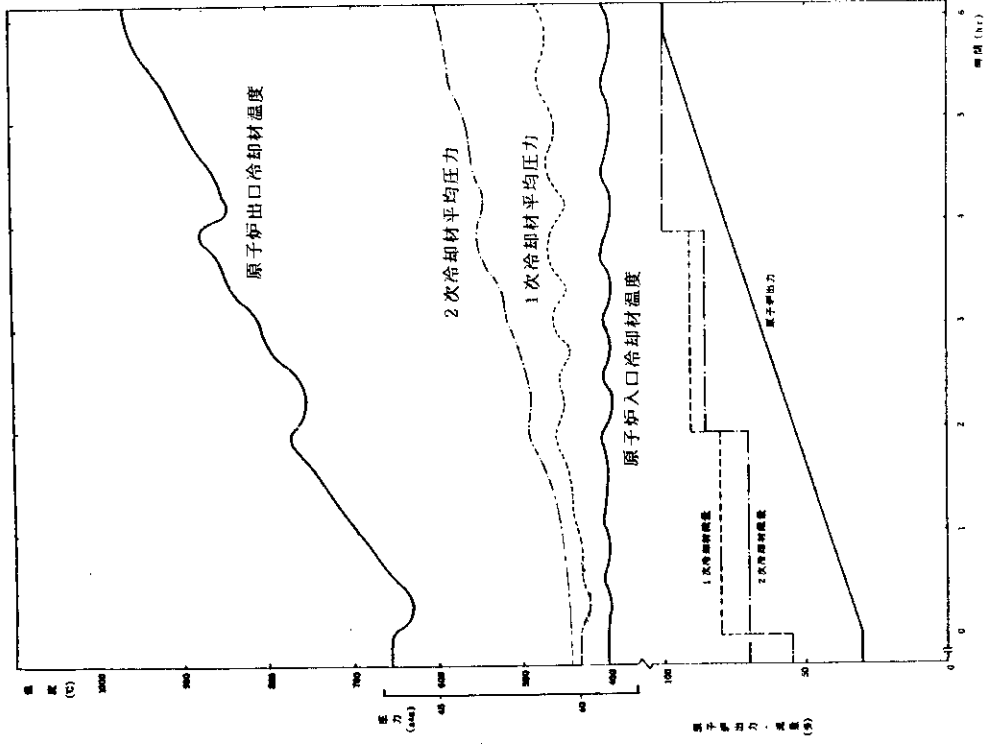




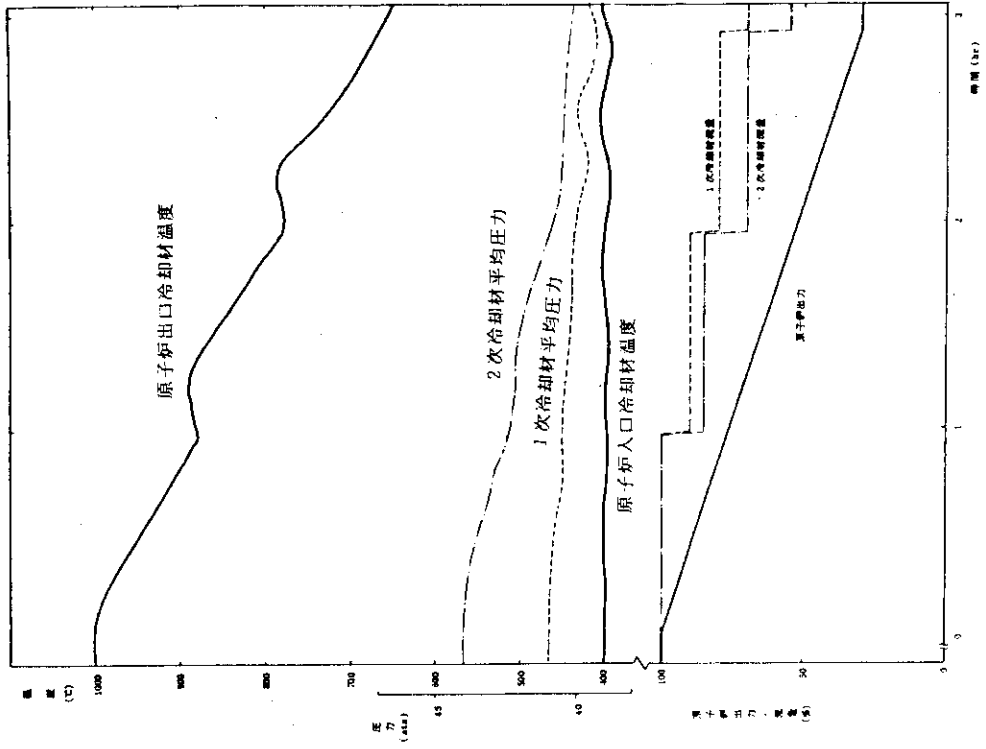
第 3. 5. 7 図 5%ステップ状の2次冷却材流量減少



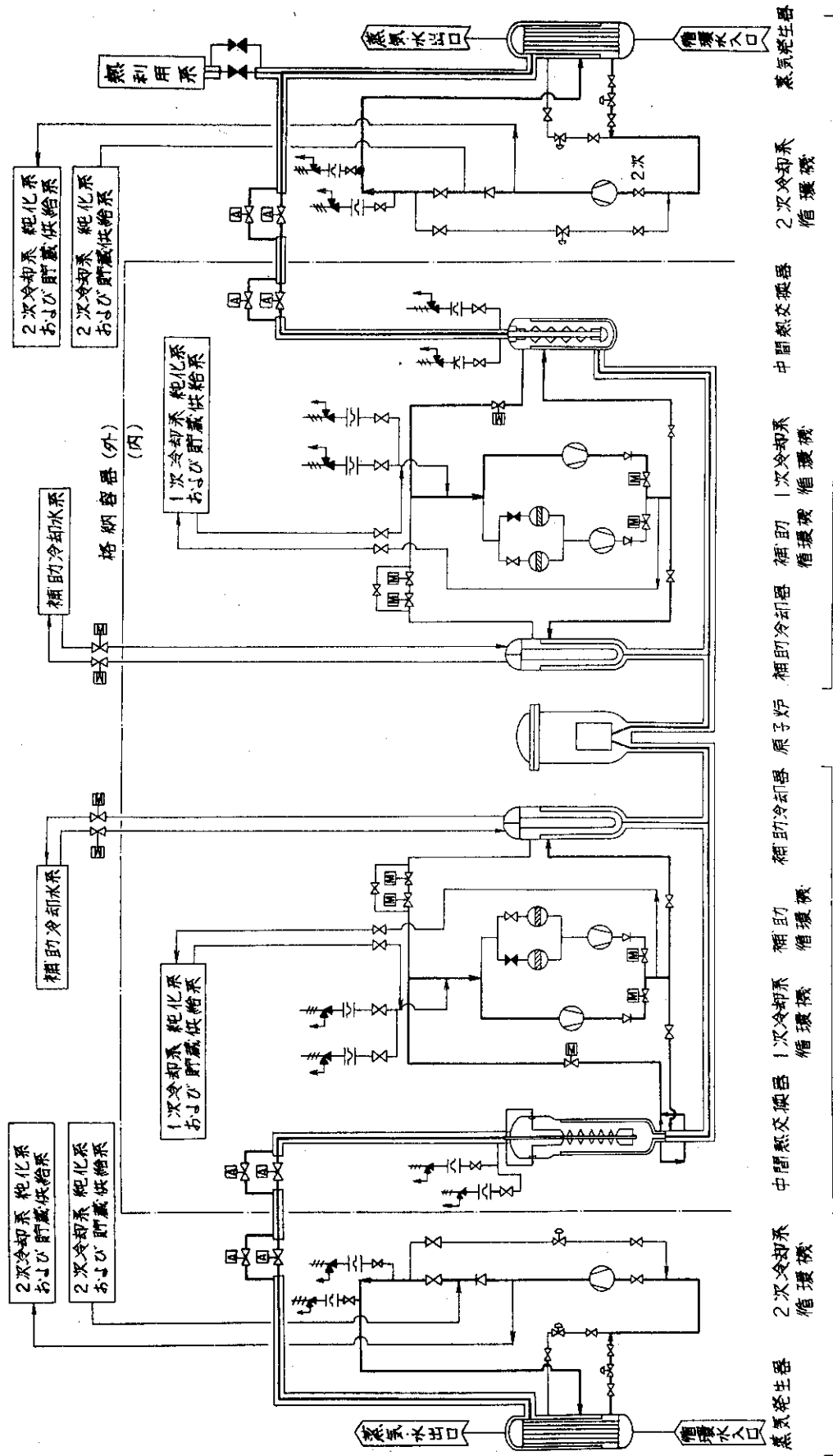
第 3. 5. 6 図 5%ステップ状の2次冷却材流量増加



第 3. 5. 8 図 0.2% / min のランプ状の出力上昇



第 3. 5. 9 図 0.4% / min のランプ状の出力低下



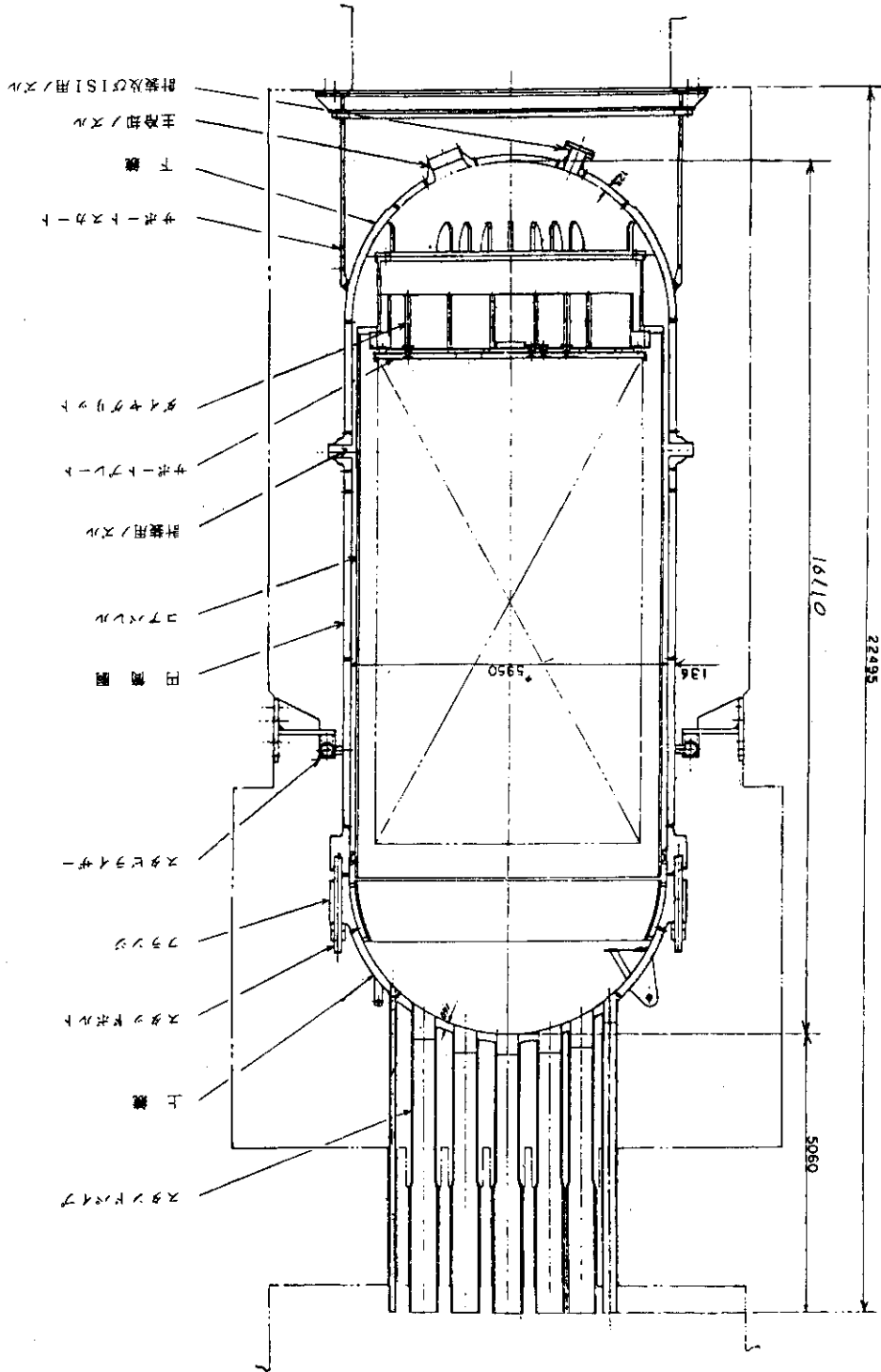
A 凡-7°

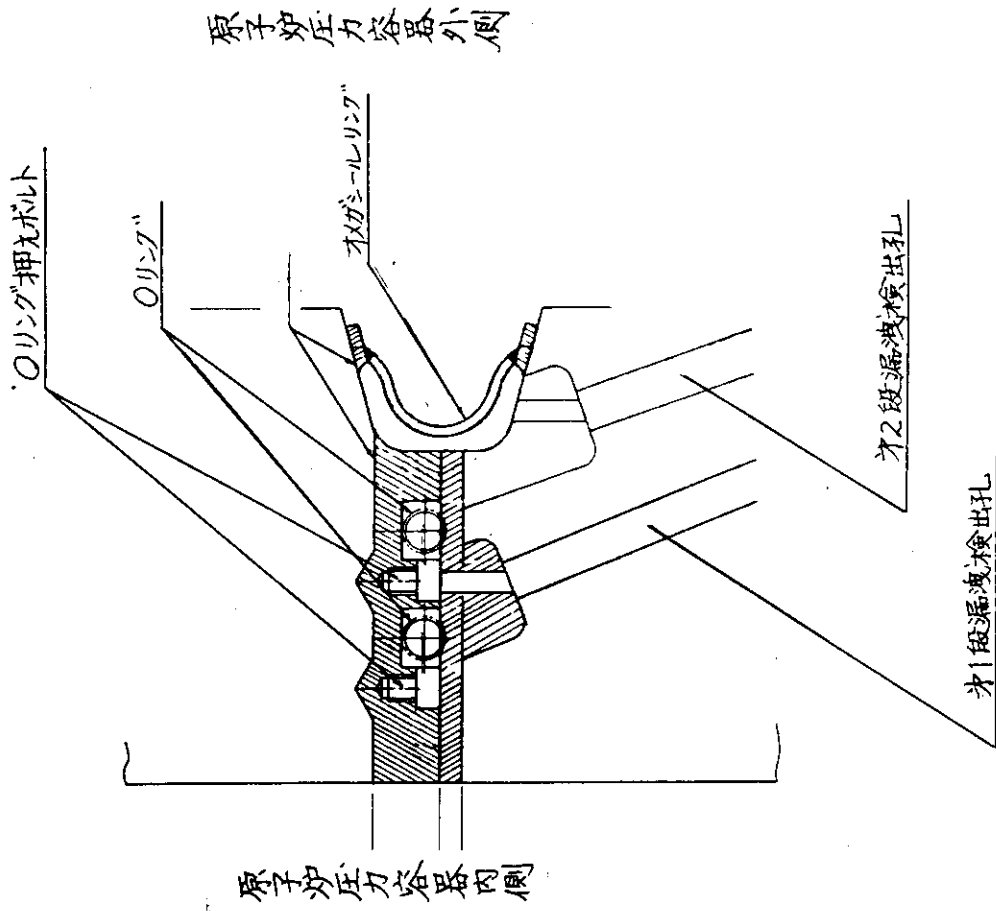
B 凡-7°

第 4. 1. 1 図 1 次・2 次冷却設備系統説明図



第 4.4.1 図 原子炉圧力容器構造説明図

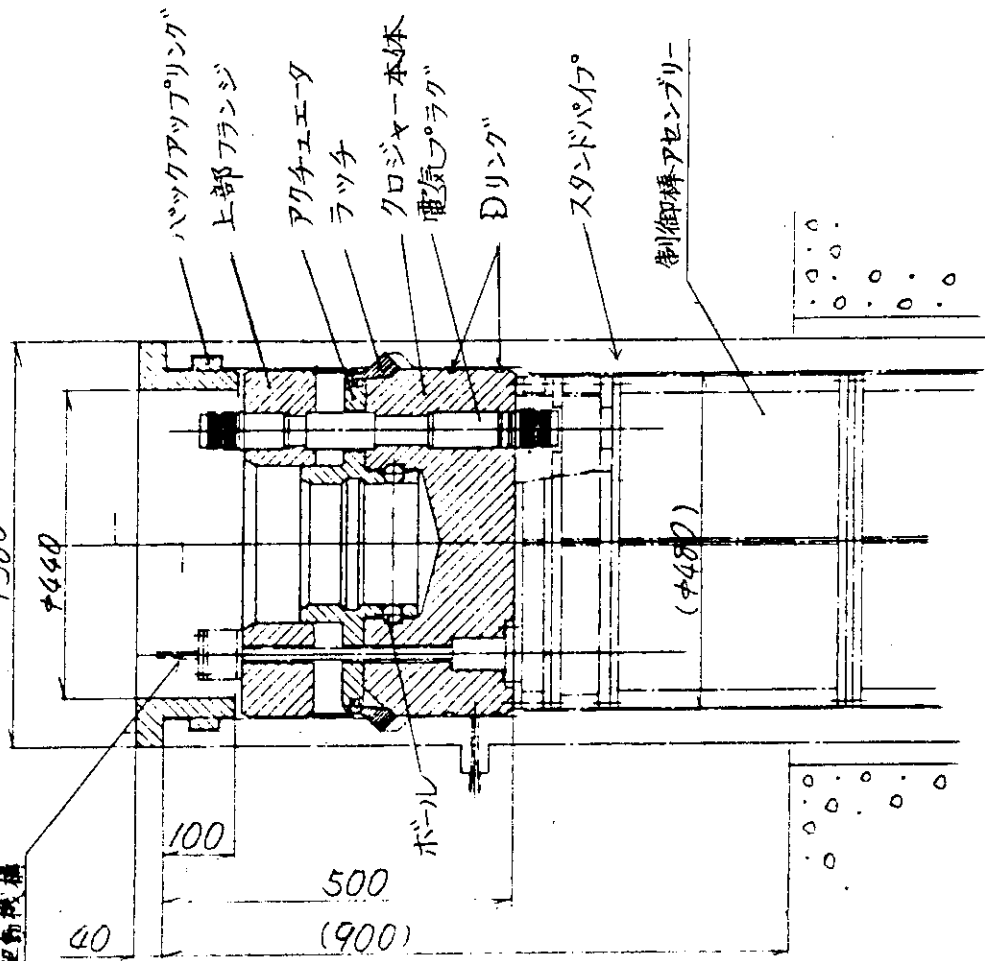




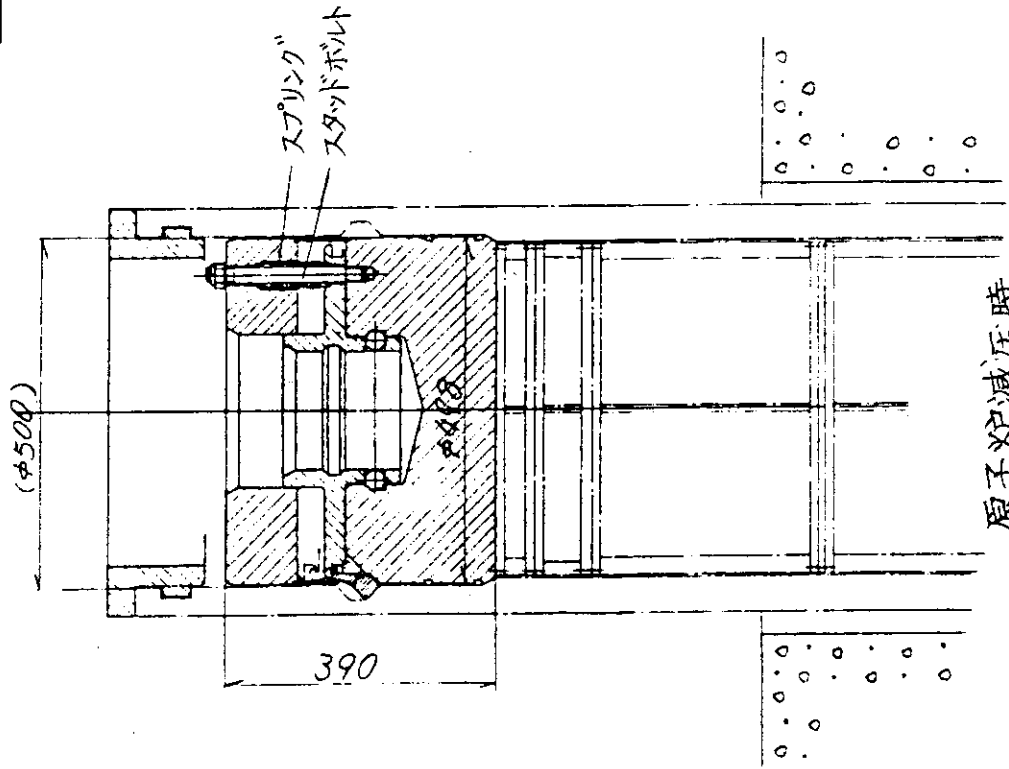
第 4. 4. 2 図 原子炉压力容器フランジシール部構造説明図

JAERI-M 84-172

制御棒駆動装置  
主軸駆動機構

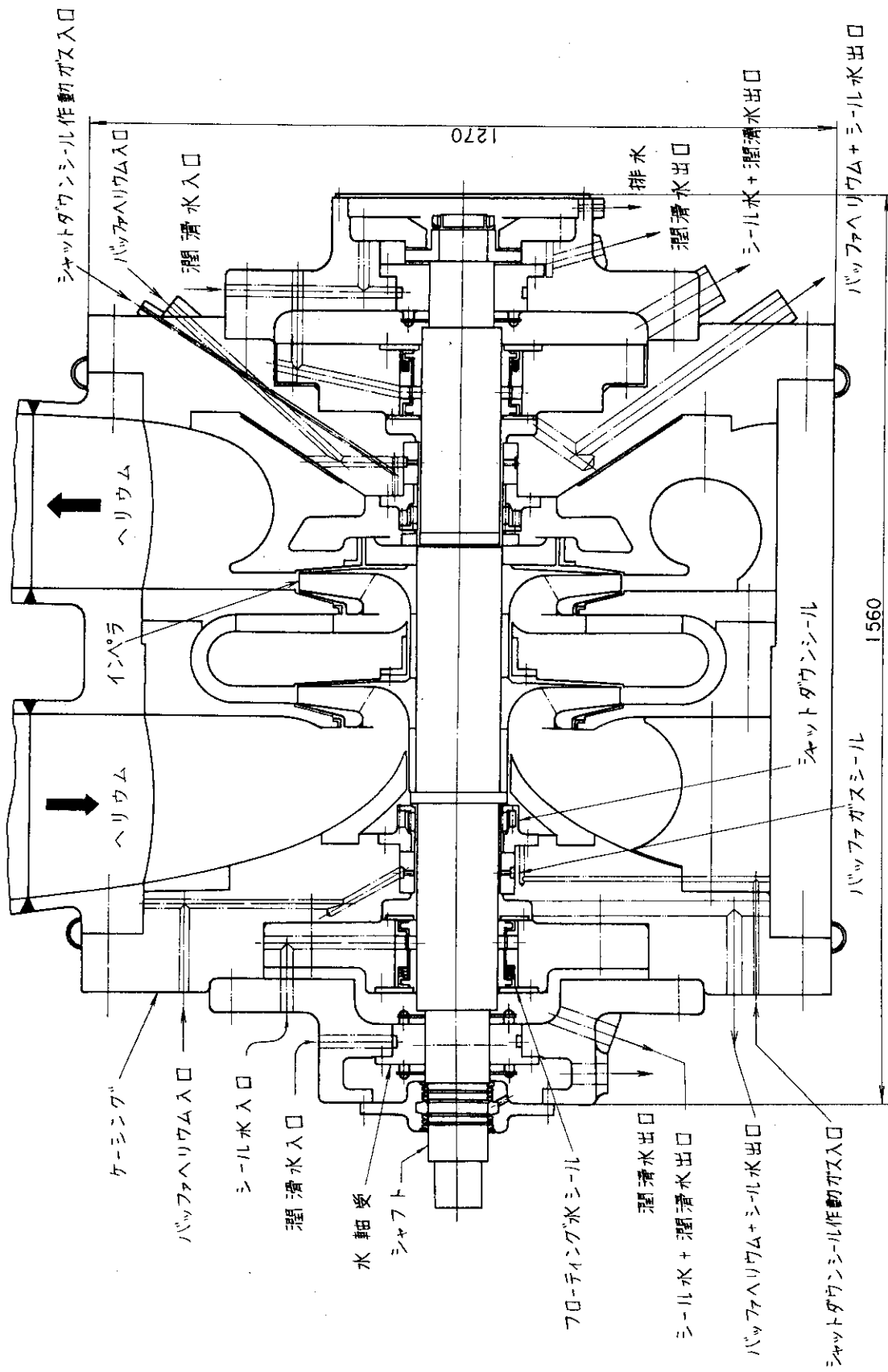


原子炉加圧時



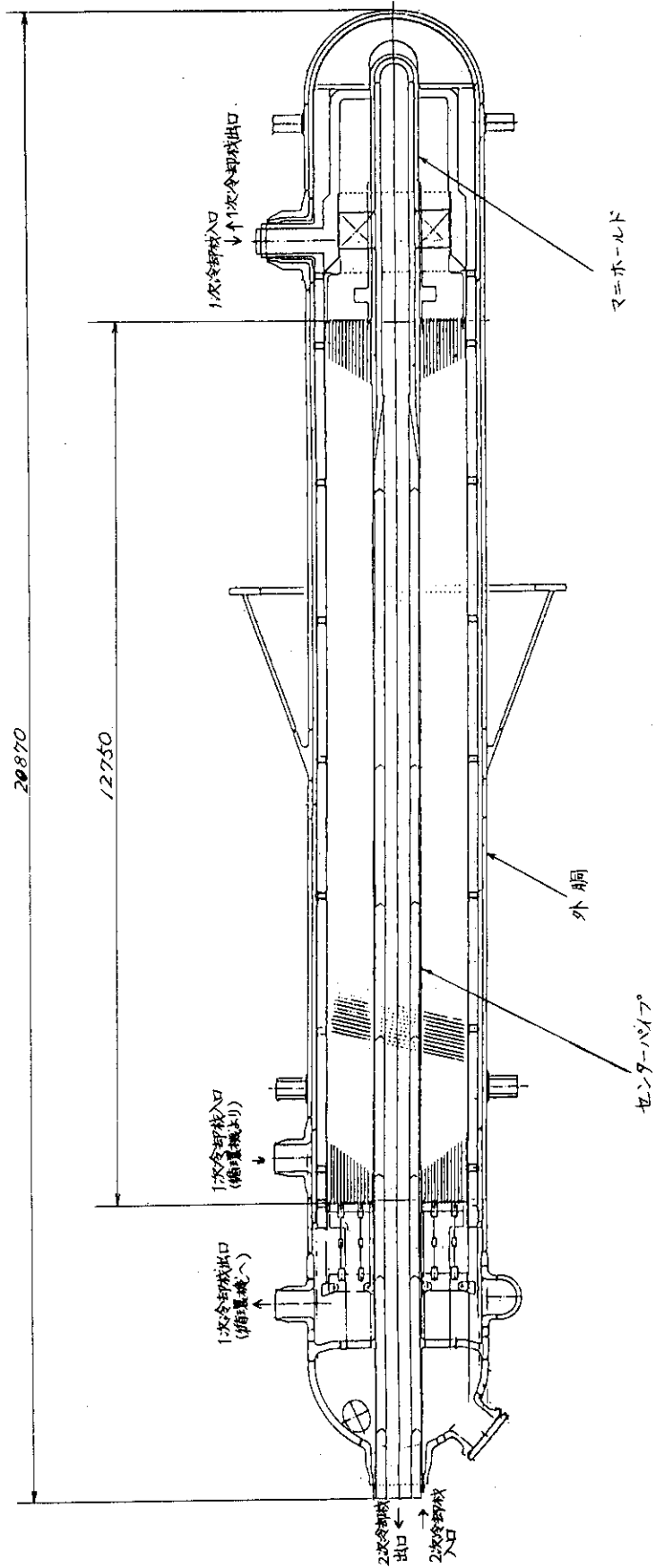
原子炉減圧時

第 4. 4. 3 図 スタンドパイプロージャー構造説明図

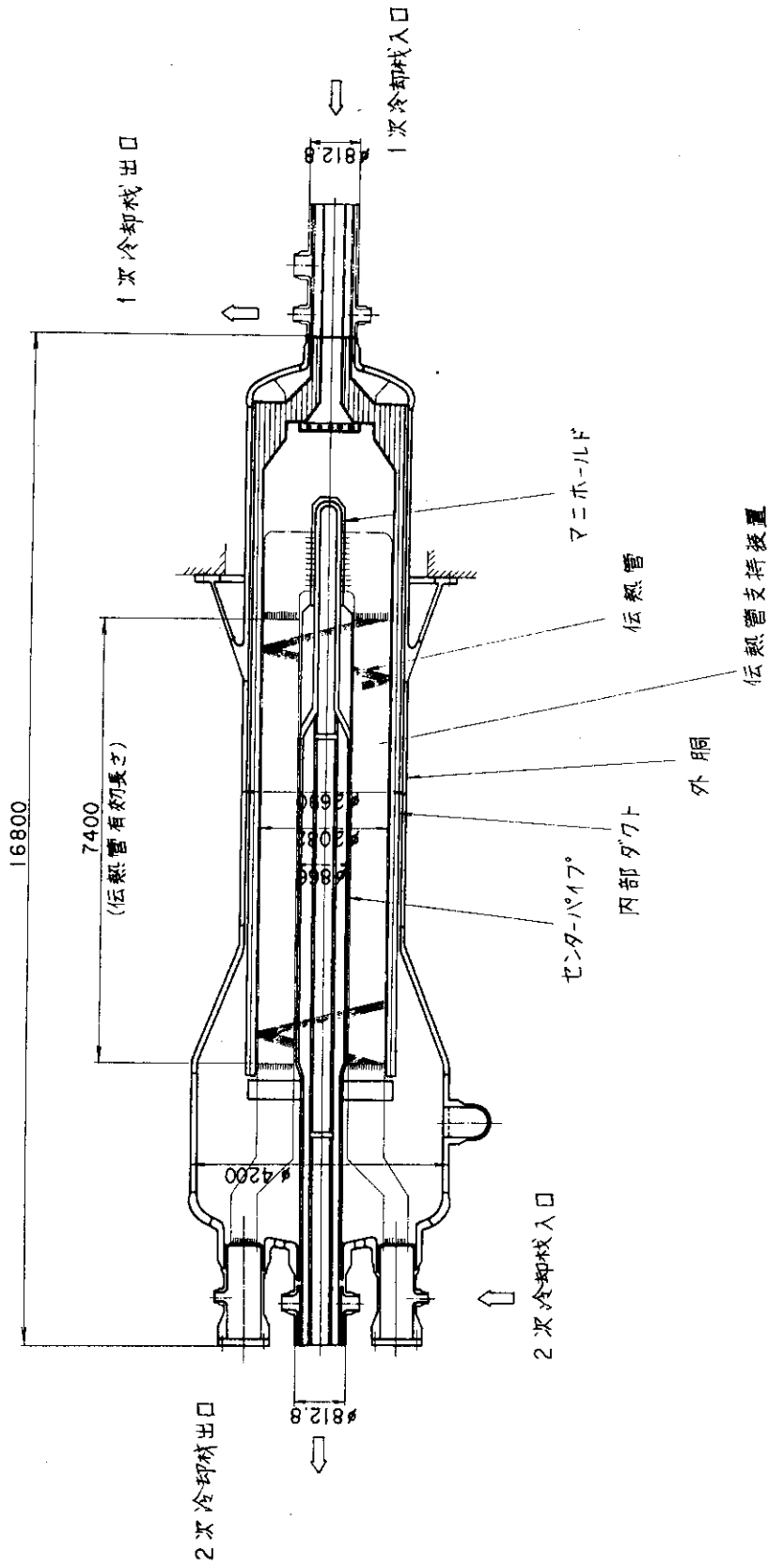


第 4. 4. 4 図 1 次冷却系循環機構説明図

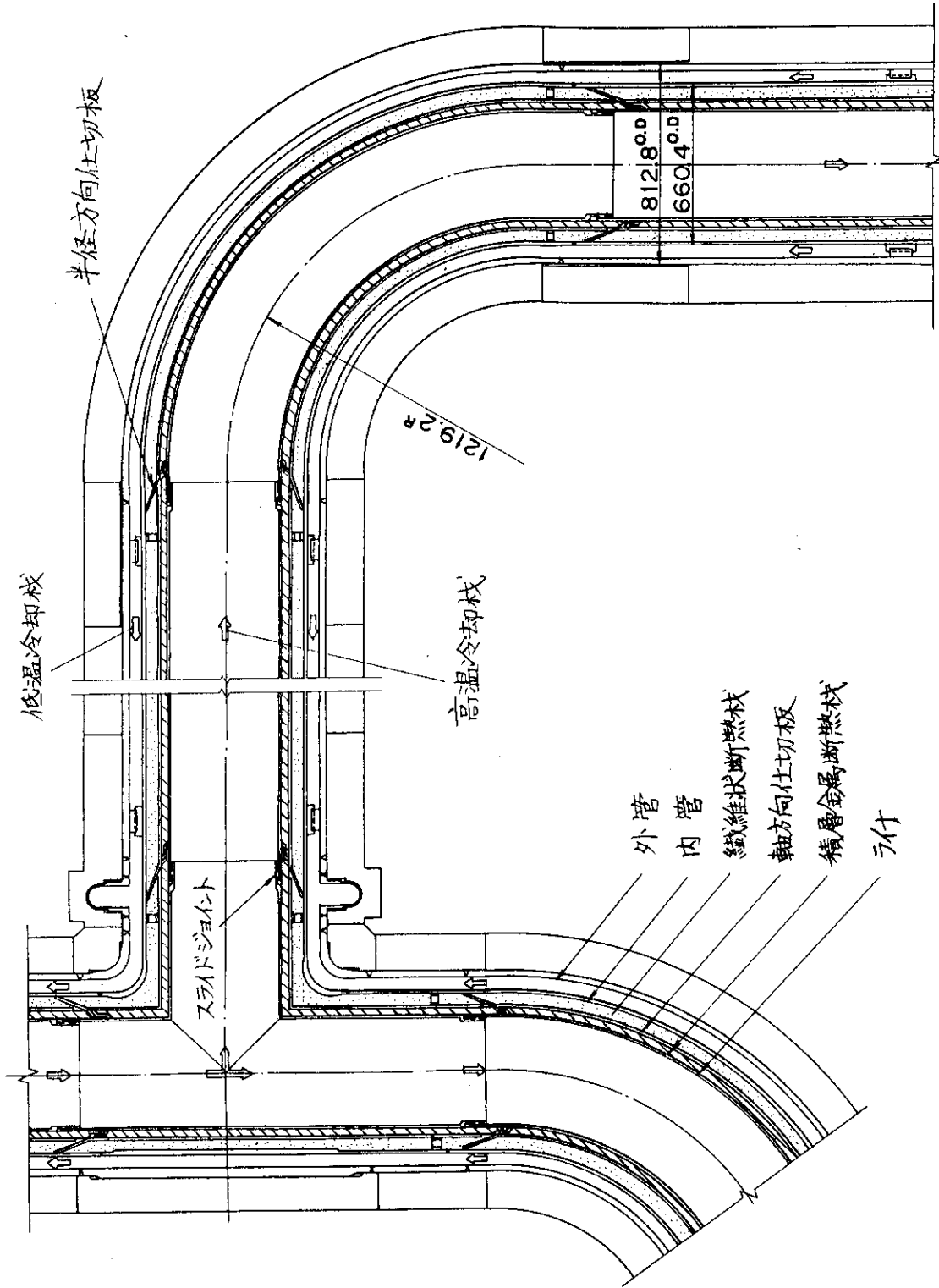




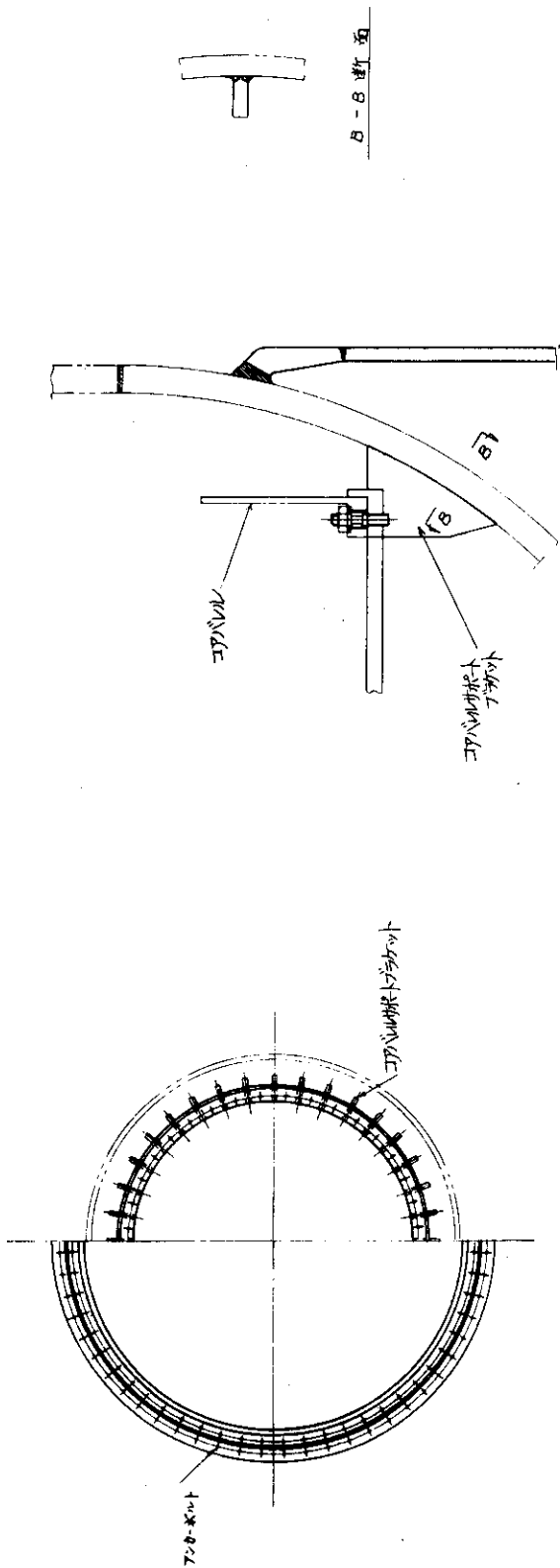
第 4.4.5(a)図 中間熱交換器構造説明図 (Aグループ)



第 4. 4. 5(b) 図 中間熱交換器構造説明図 (Bループ)

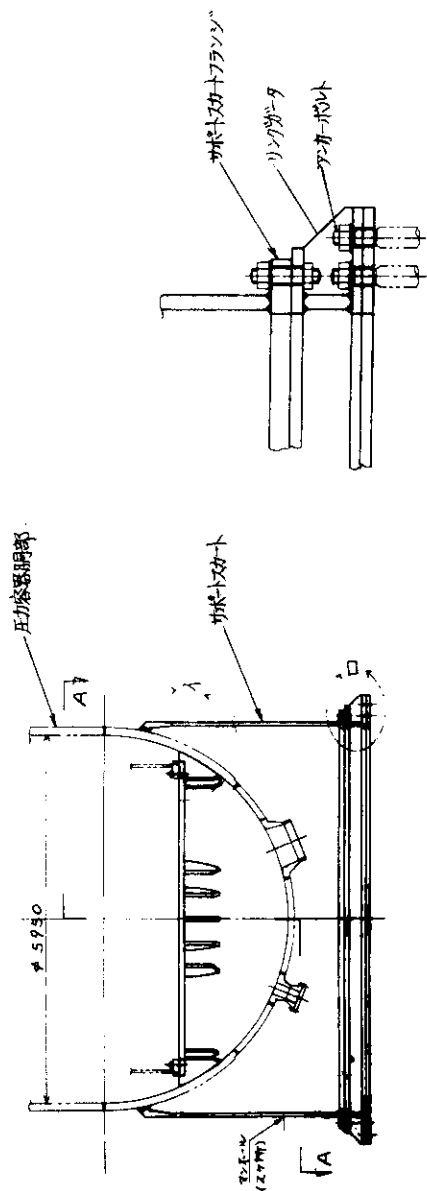


第 4. 4. 6 図 1 次冷却系二重配管構造説明図

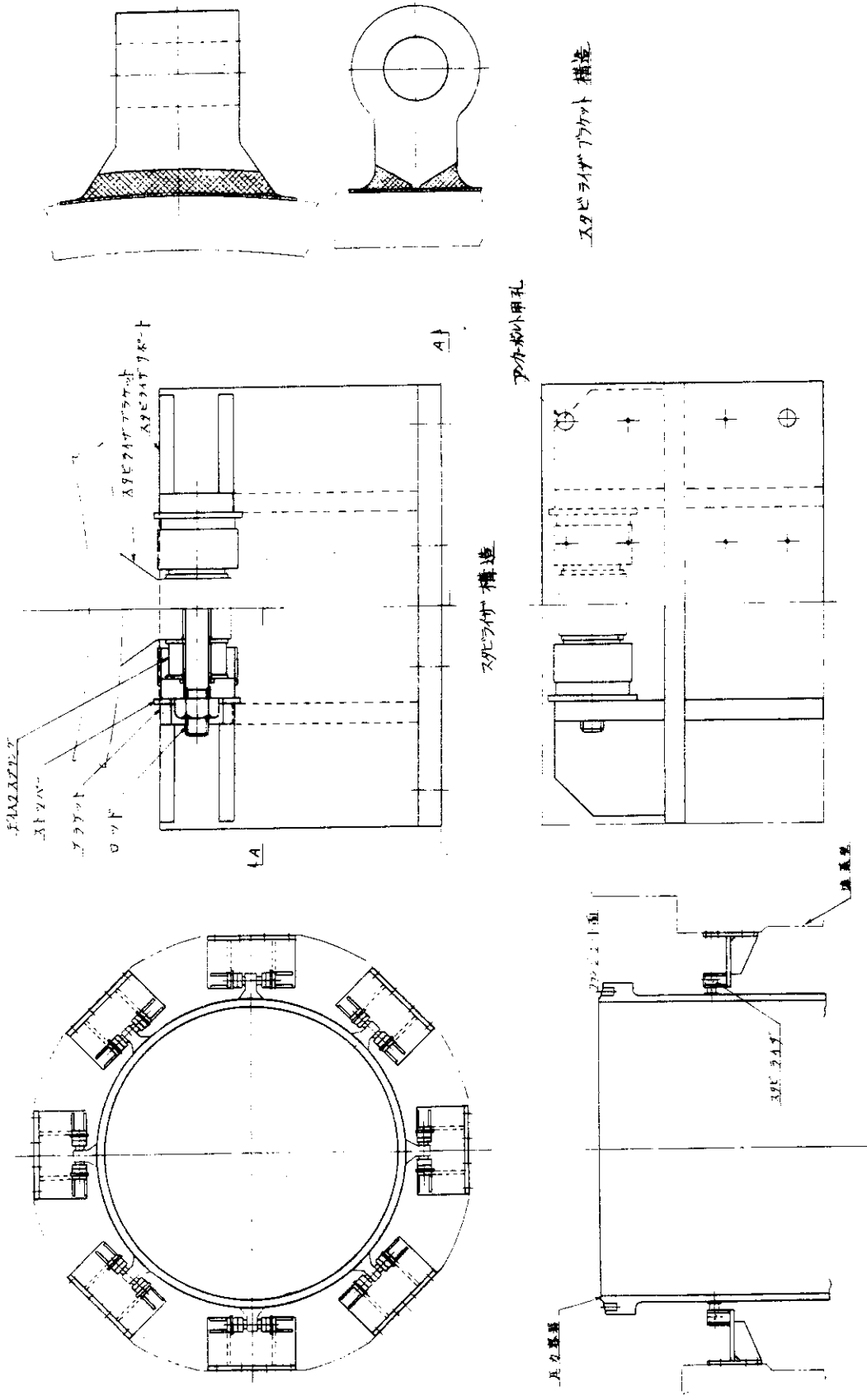


A-A 视图

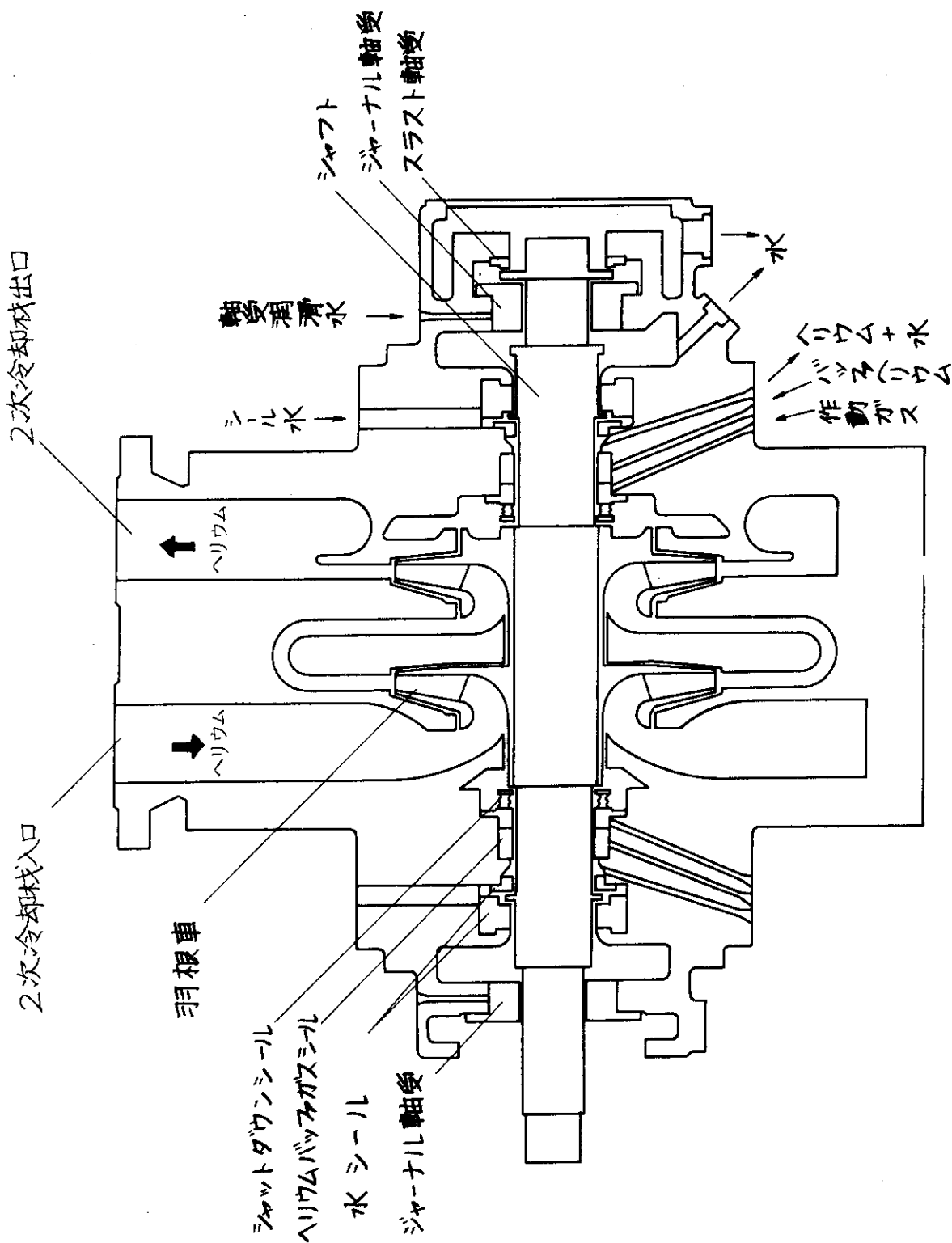
① 部詳細



第 4. 4. 7(a) 図 原子炉圧力容器支持構造説明図

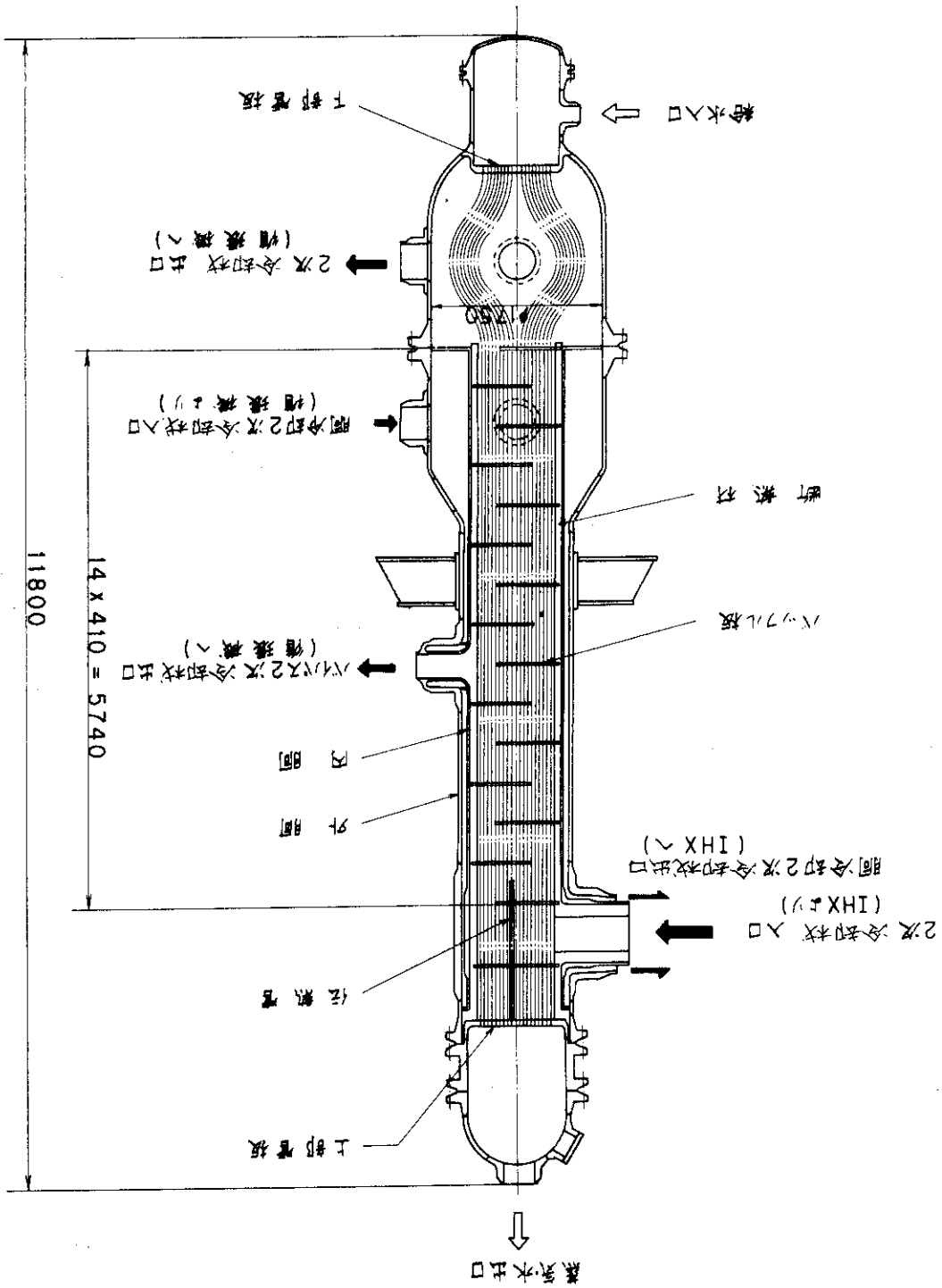


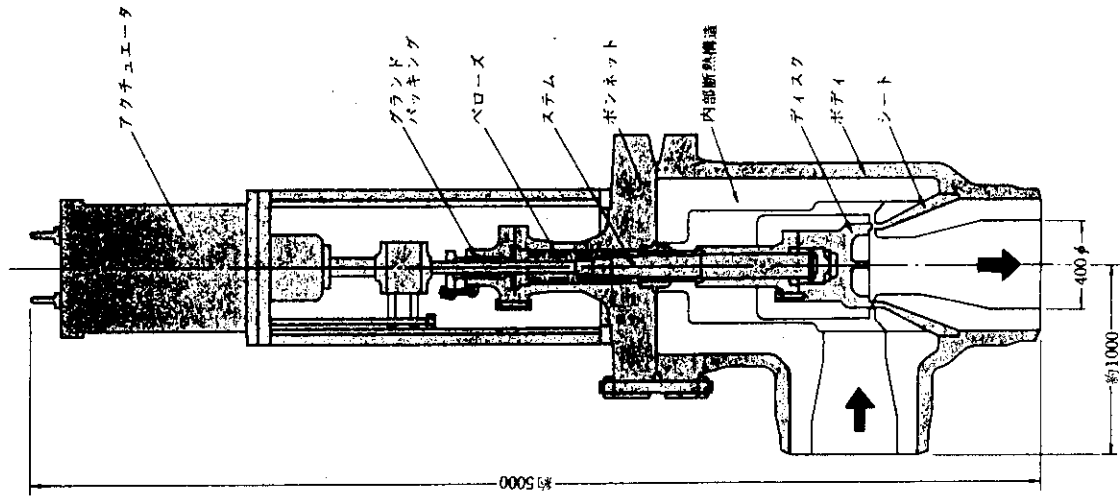
第 4. 4. 7(b) 図 原子炉压力容器支持構造説明図



第 5. 4. 1 図 2 次冷却系循環機構構造説明図

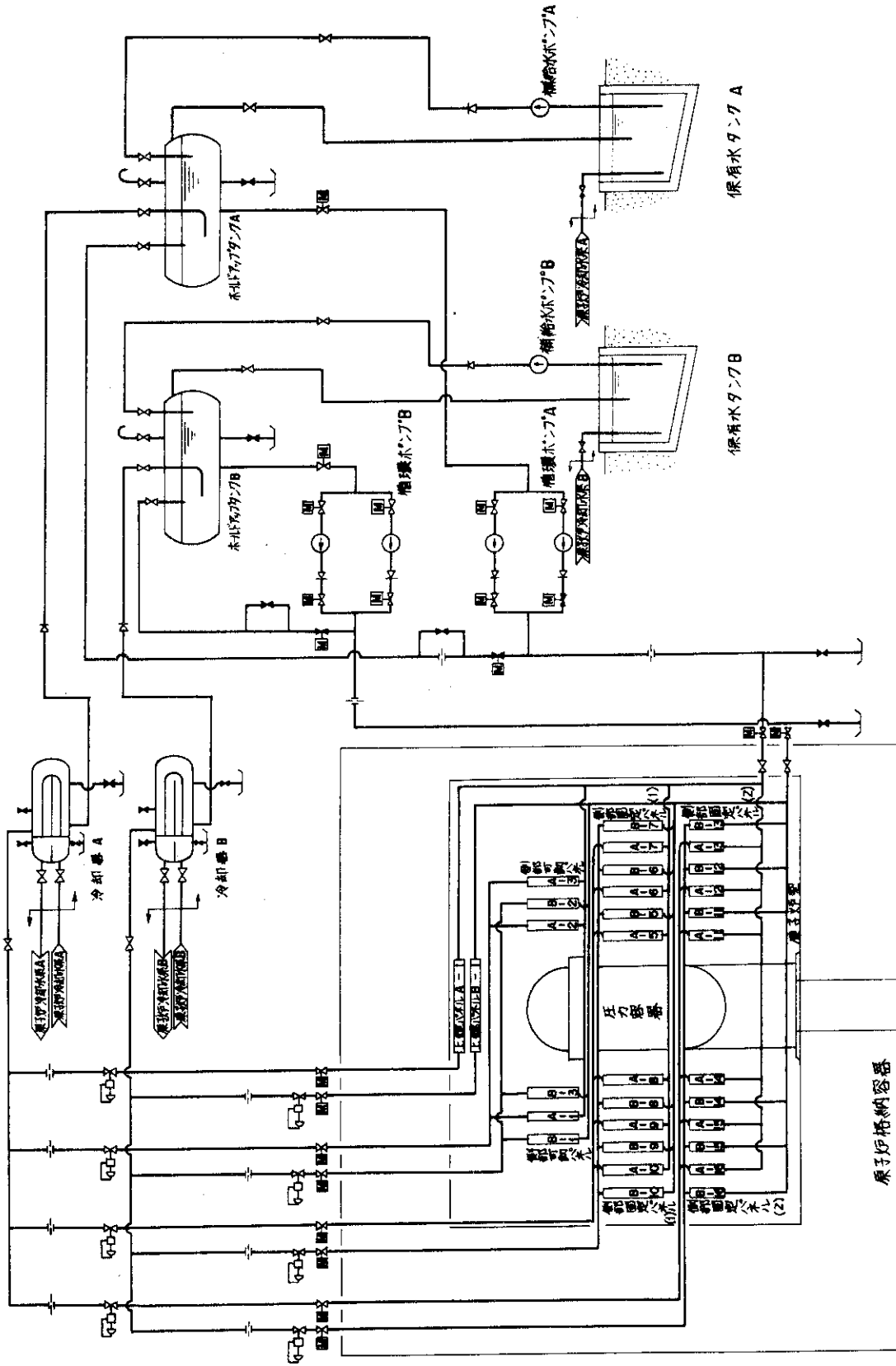
第 5.4.2 図 蒸気発生器構造説明図



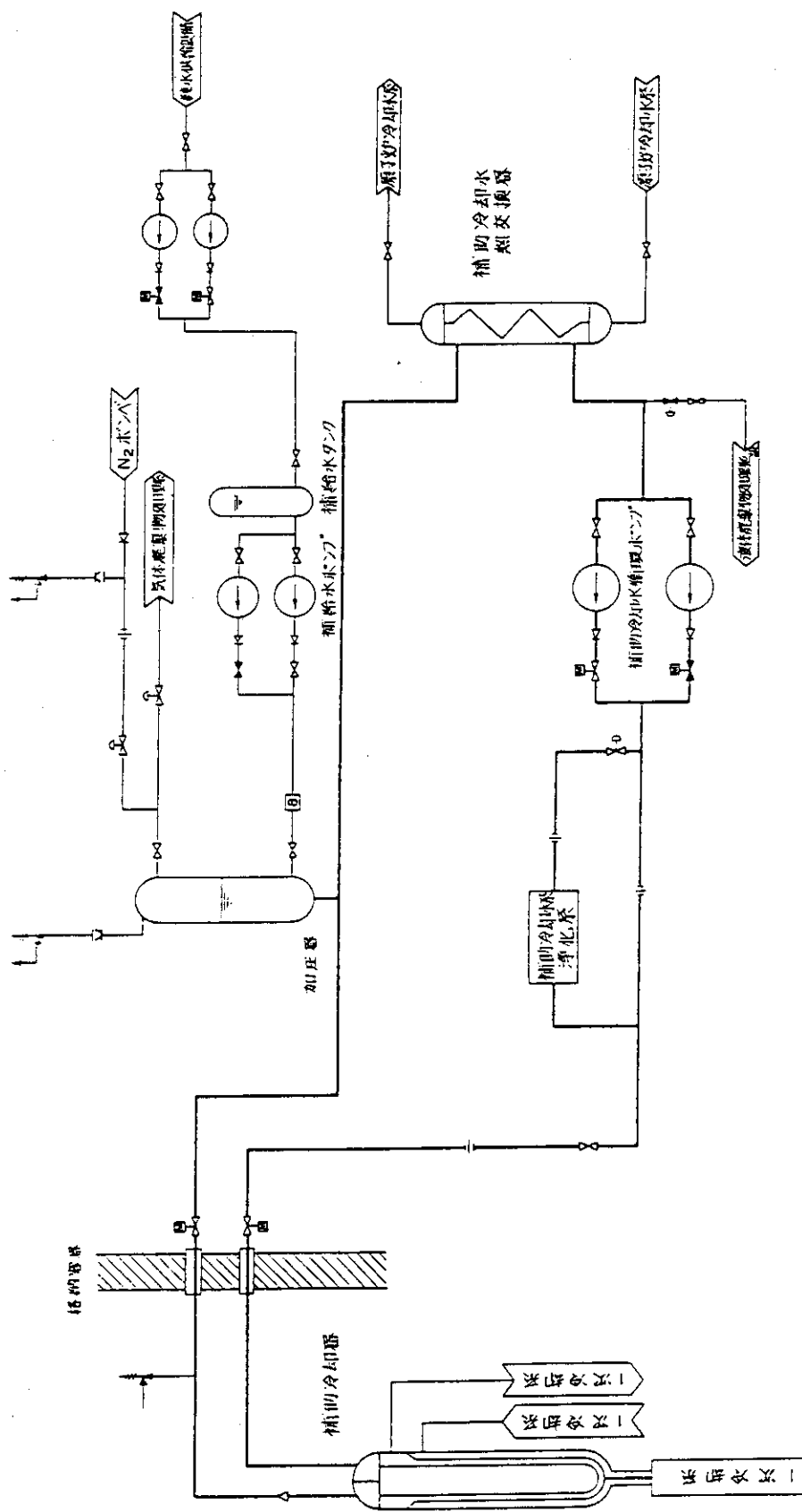


第 5. 4. 3 図 高温隔離弁構造図

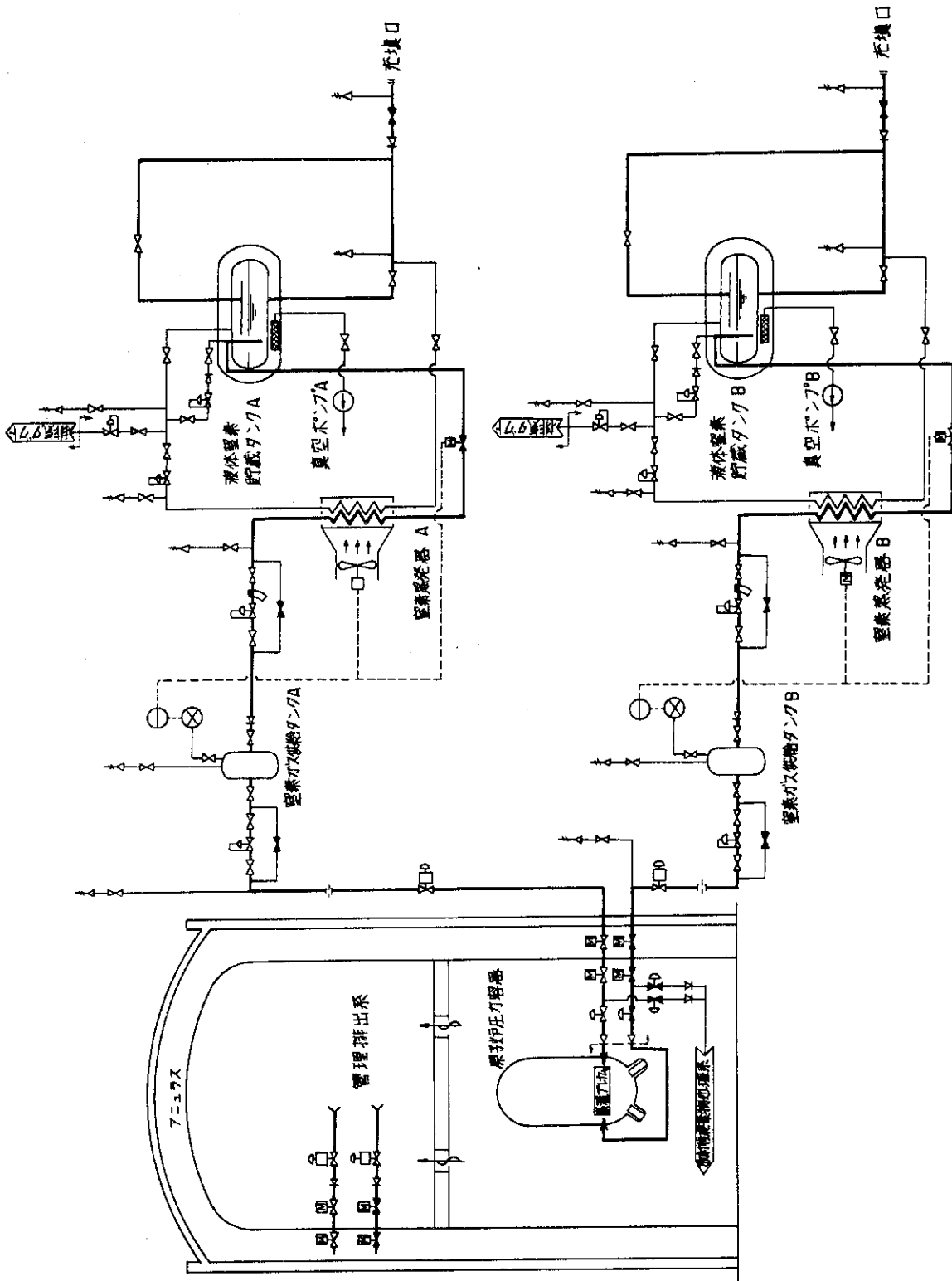




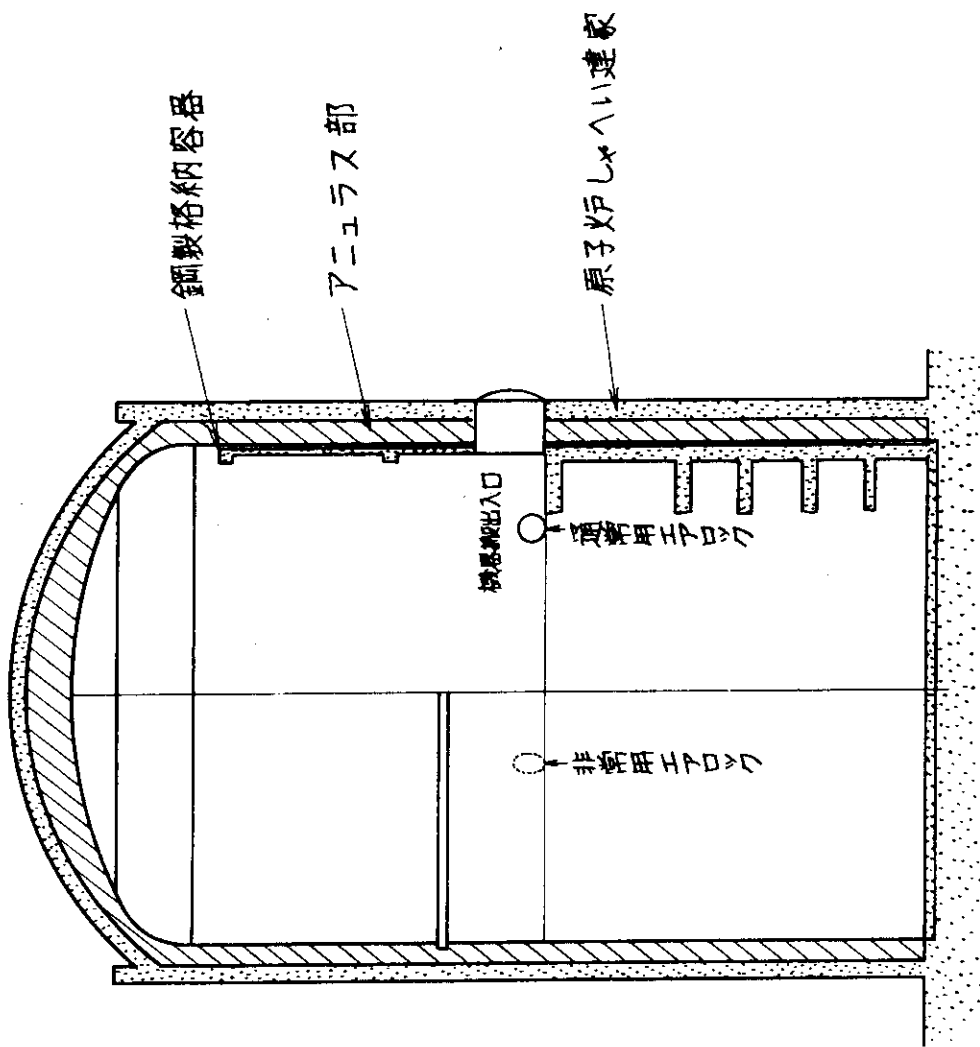
第 6. 2. 1 図 後備冷却設備の系統図



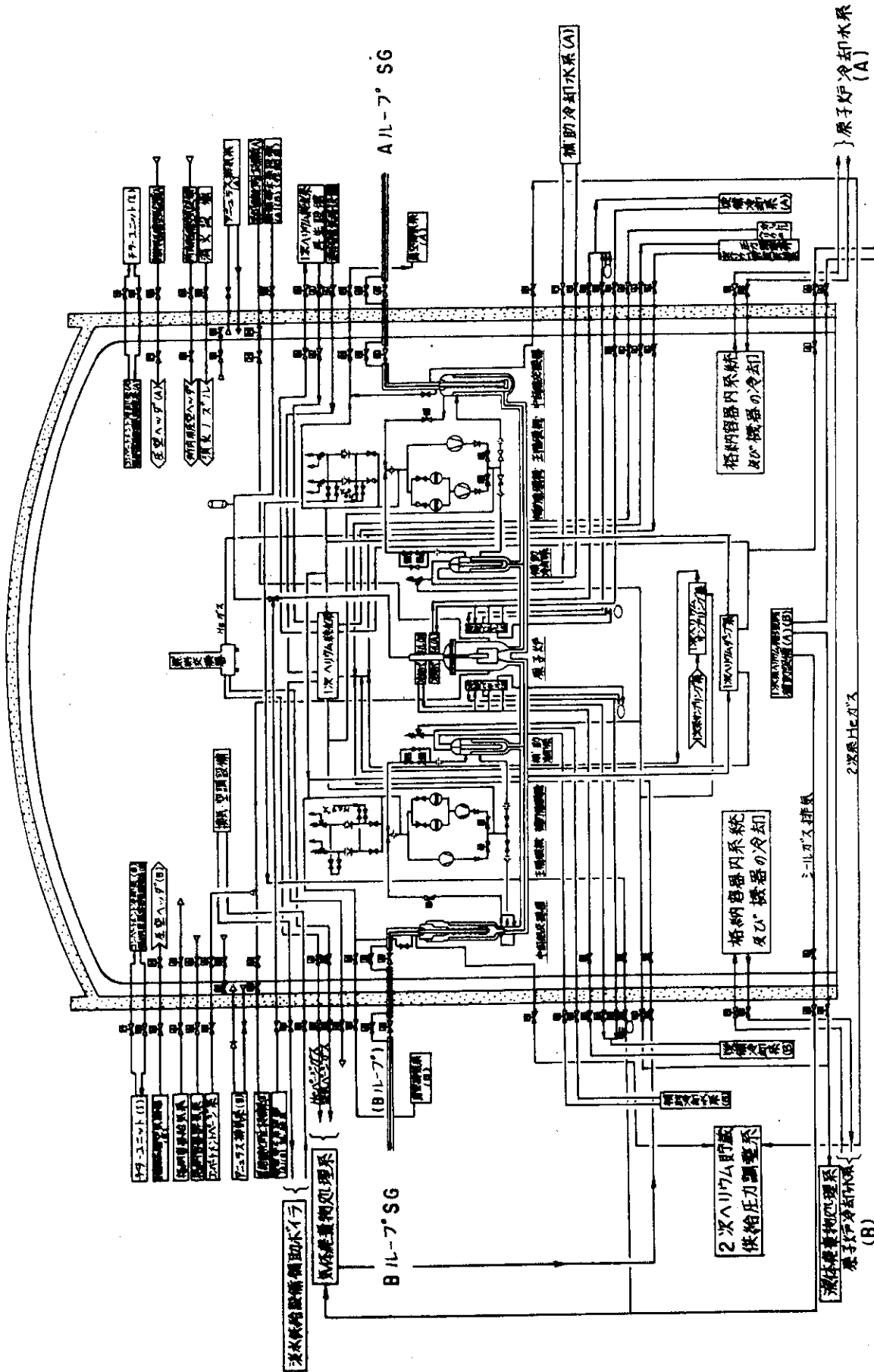
第 6. 2. 2 図 補助冷却水系系統図



第 6.3.1 図 黒鉛酸化防止設備系統図

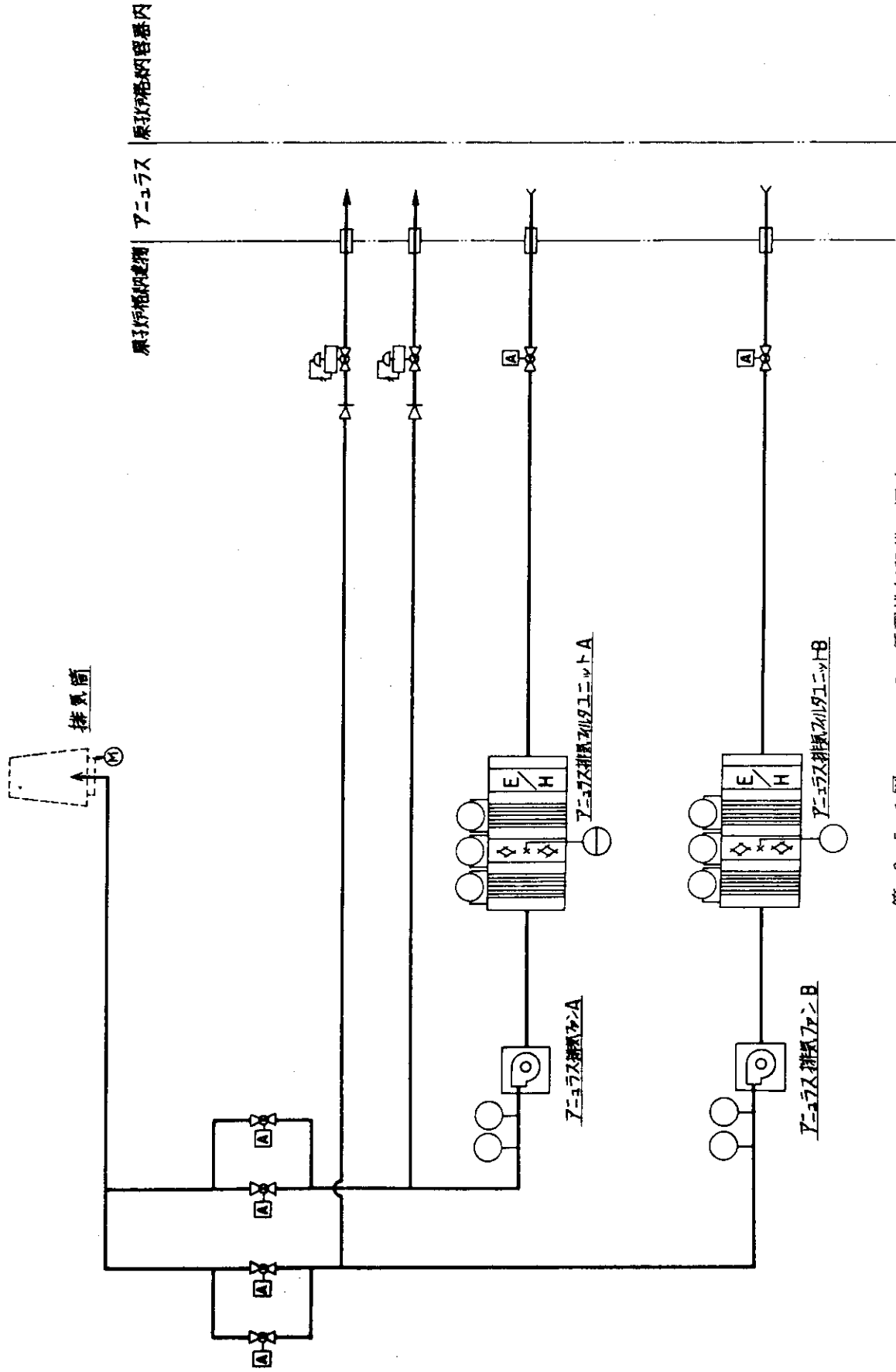


第 6. 4. 1 図 原子炉格納施設説明図



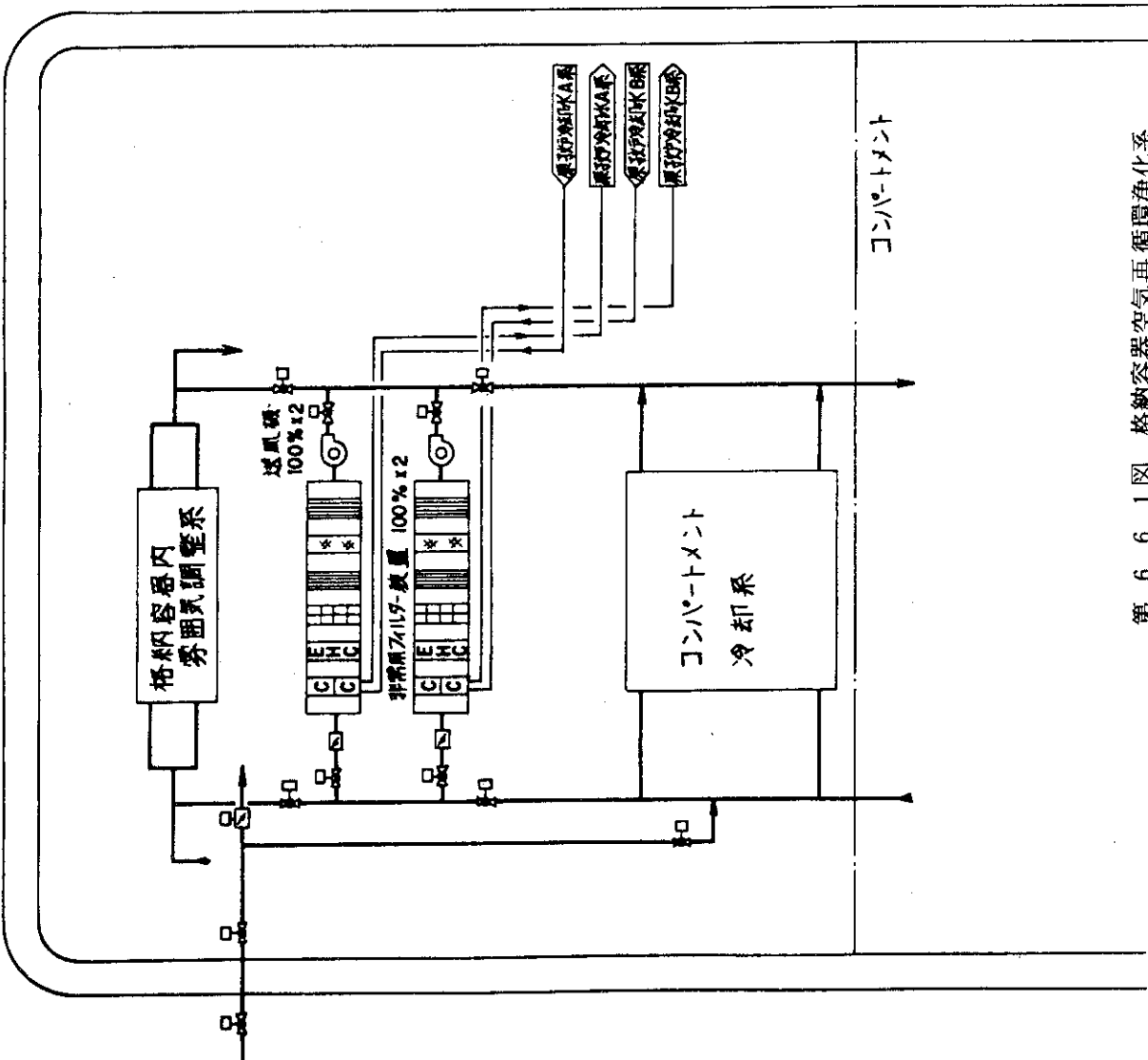
1次ヘリウム循環機  
潤滑油・シール水

第 6. 4. 2 図 格納容器バンドリ説明図




第 6. 5. 1 図 Arecus 循環排気設備の概略


原子炉 建屋





凡例

冷却コイル  


加熱コイル (電気)  



プレフィルター  



高性能フィルター  


活性炭フィルター  


隔離弁  


自動バタフライ弁  


バタフライ弁  


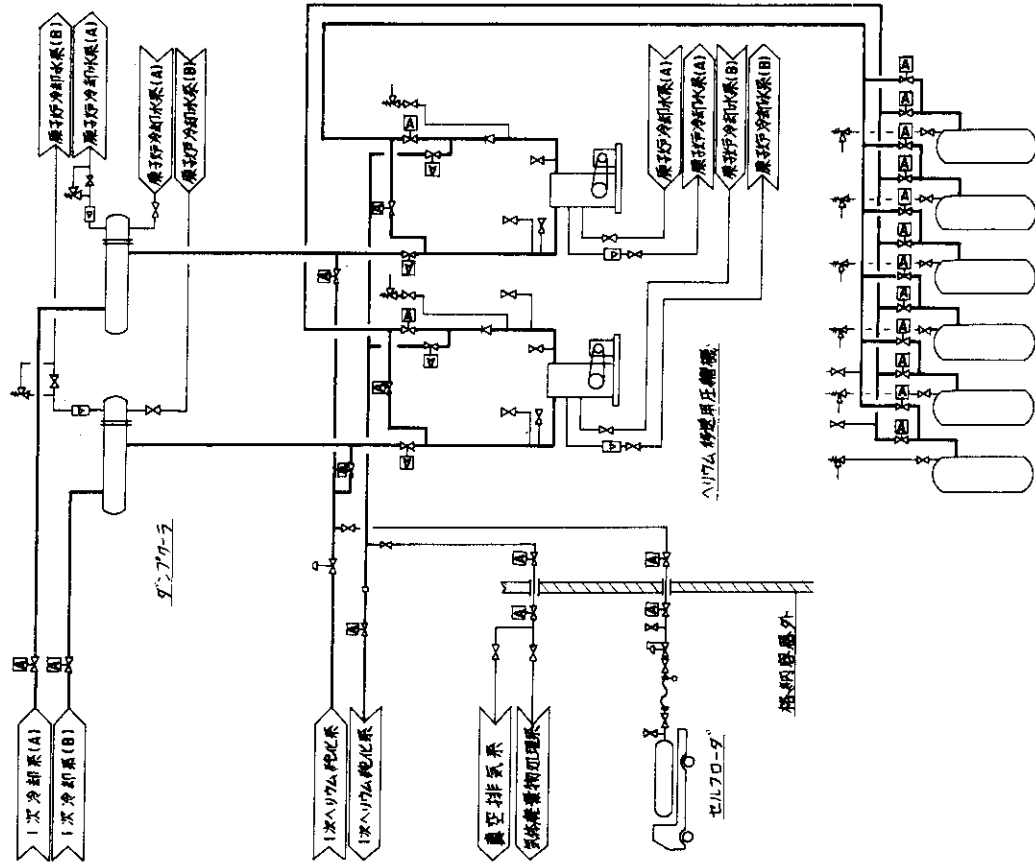
自動ダンパー  


手動ダンパー  


→ 排気又は循環系ダクト

 送風機又は排風機

第 6. 6. 1 図 格納容器空気再循環浄化系

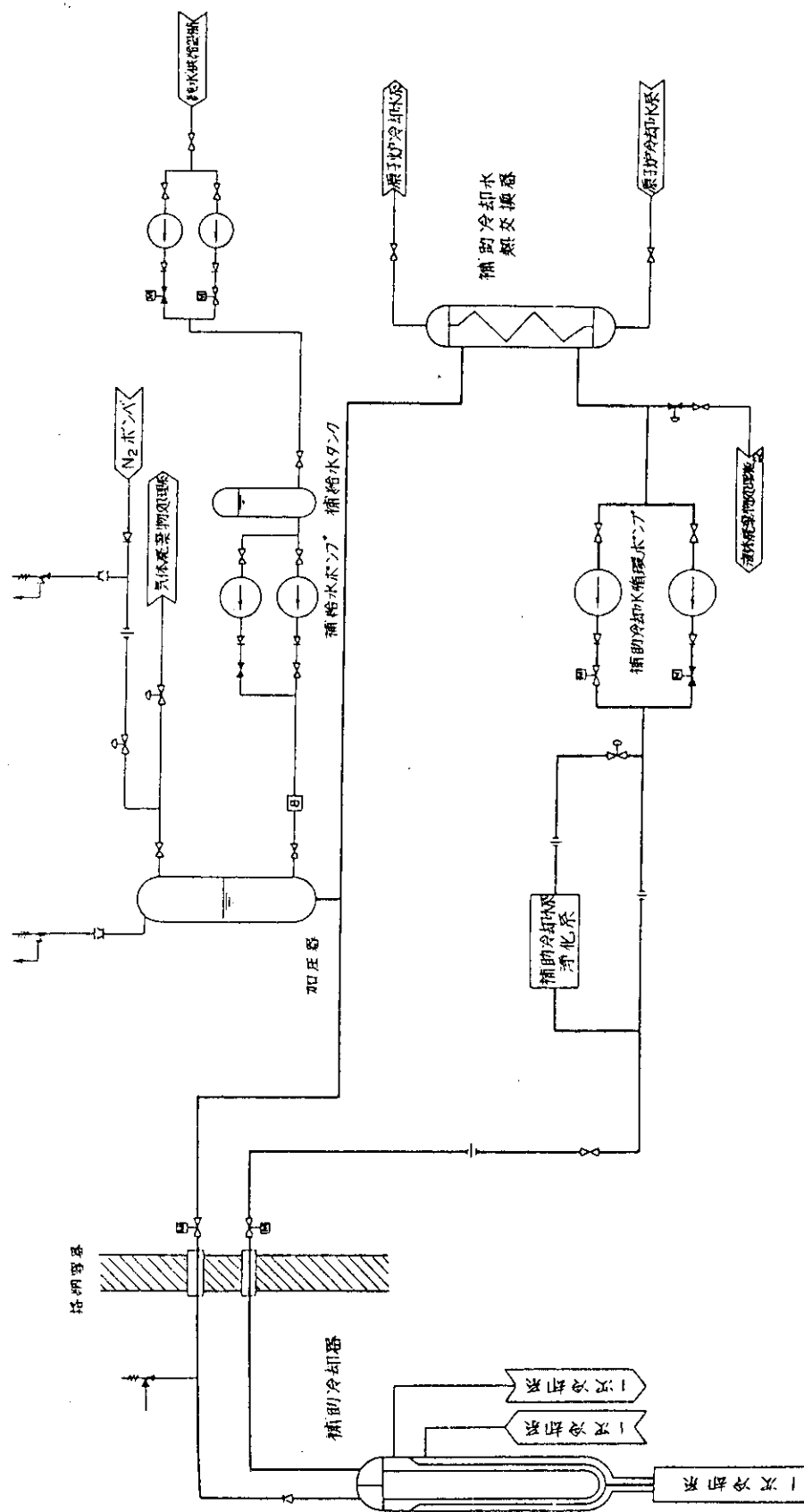


1次冷却系ダクタ

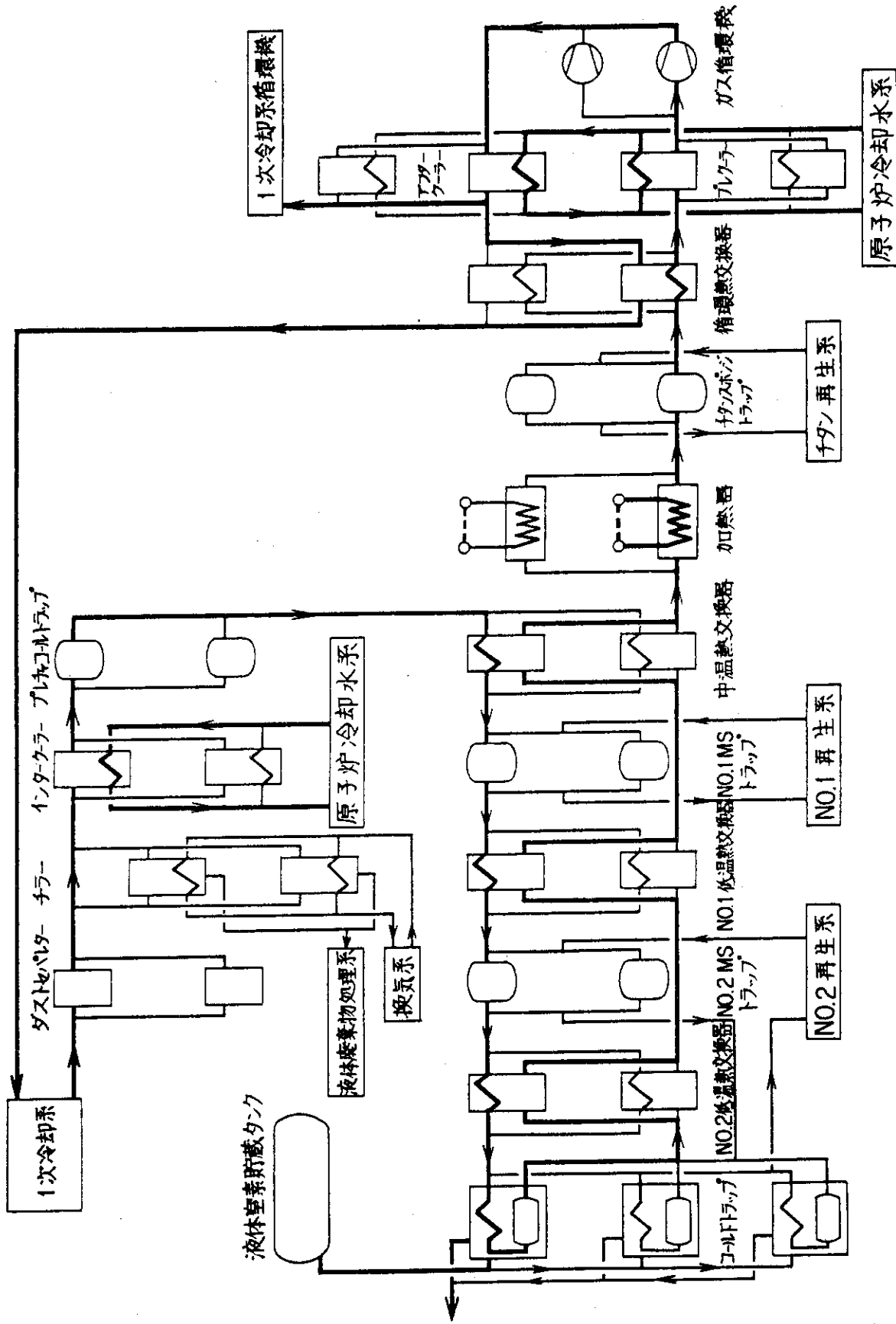
第 6. 7. 1 図 1 次冷却系へリウムダンプ設備の概略



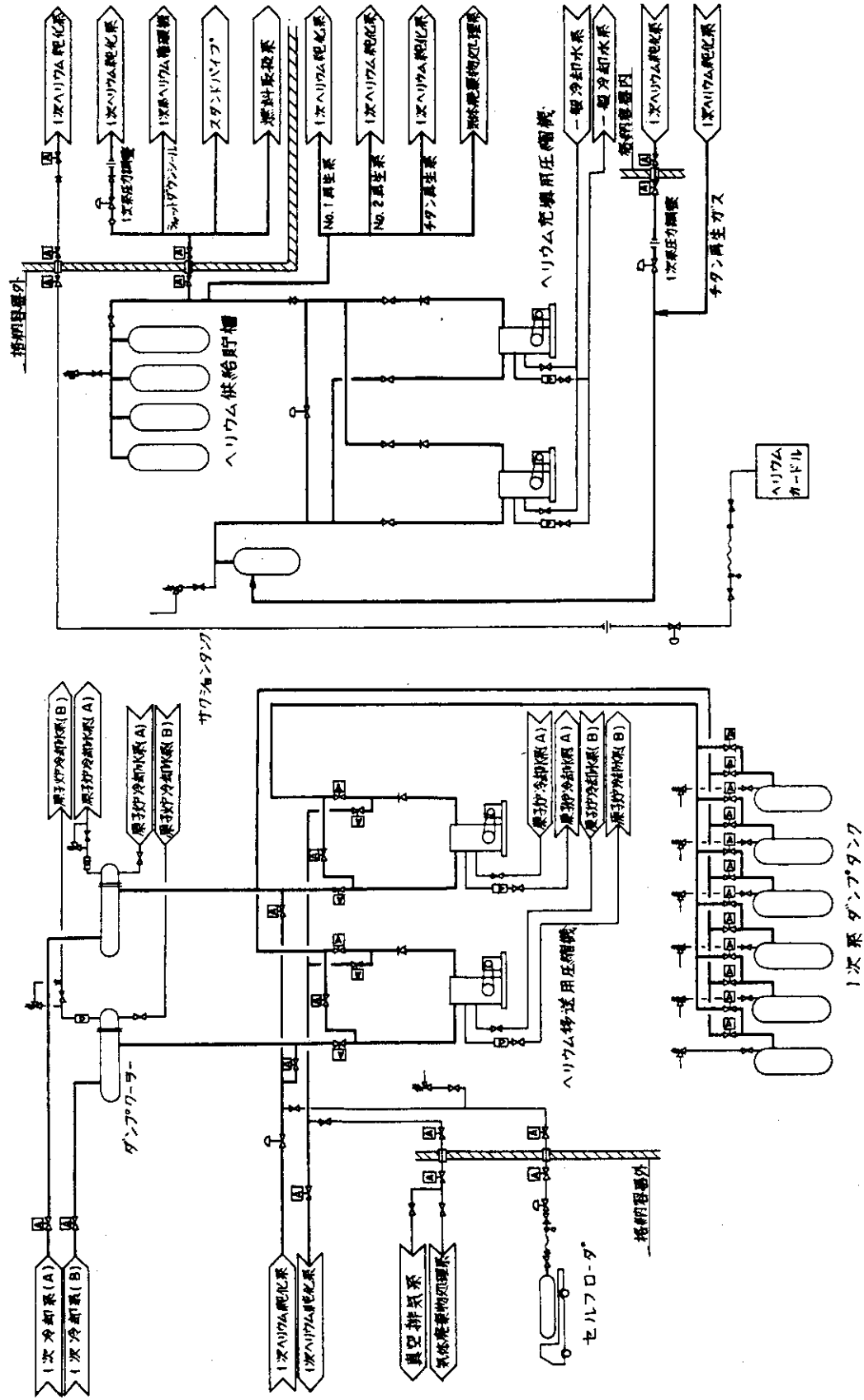




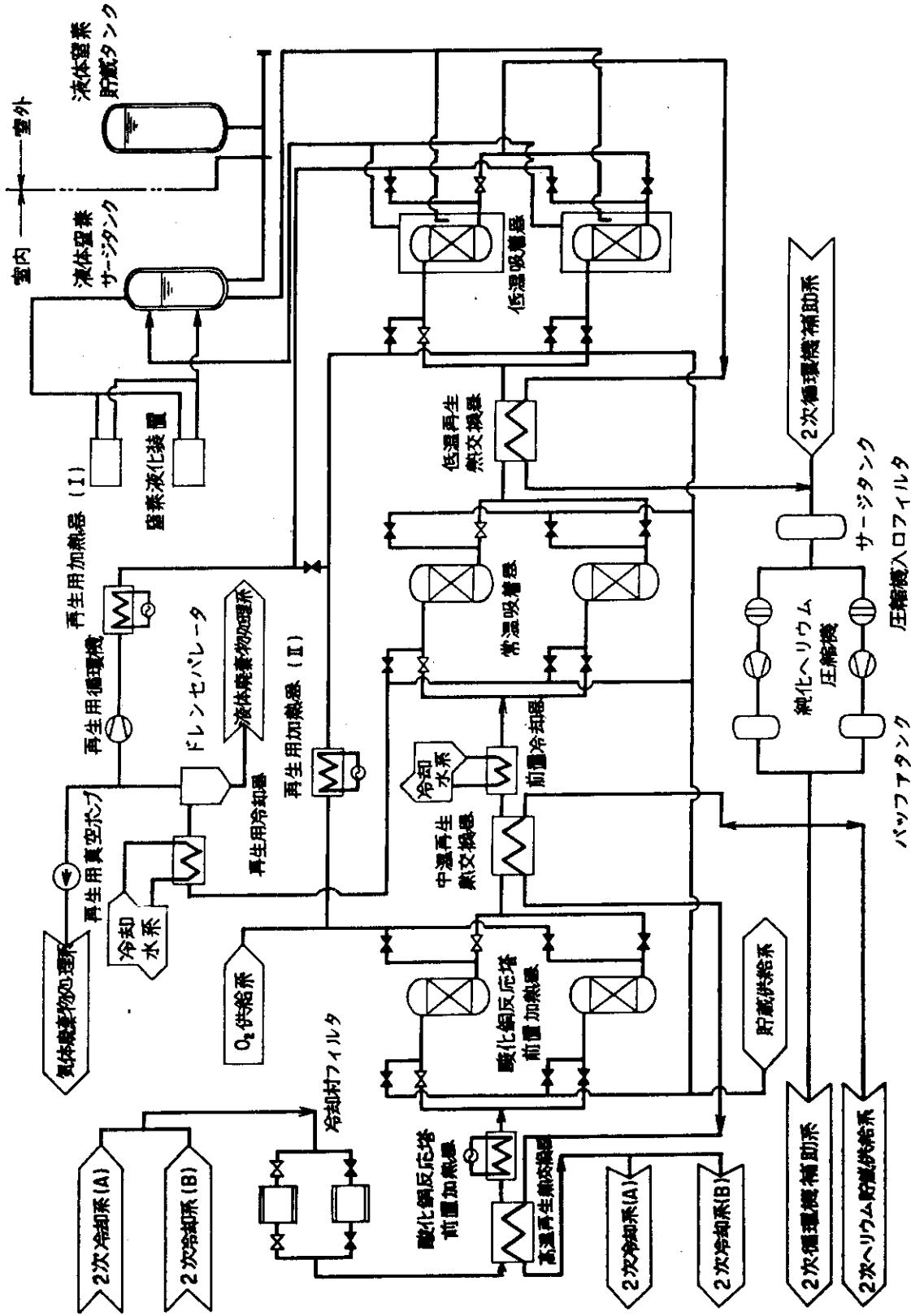
第 7. 2. 2 図 残留熱除去設備水系統図



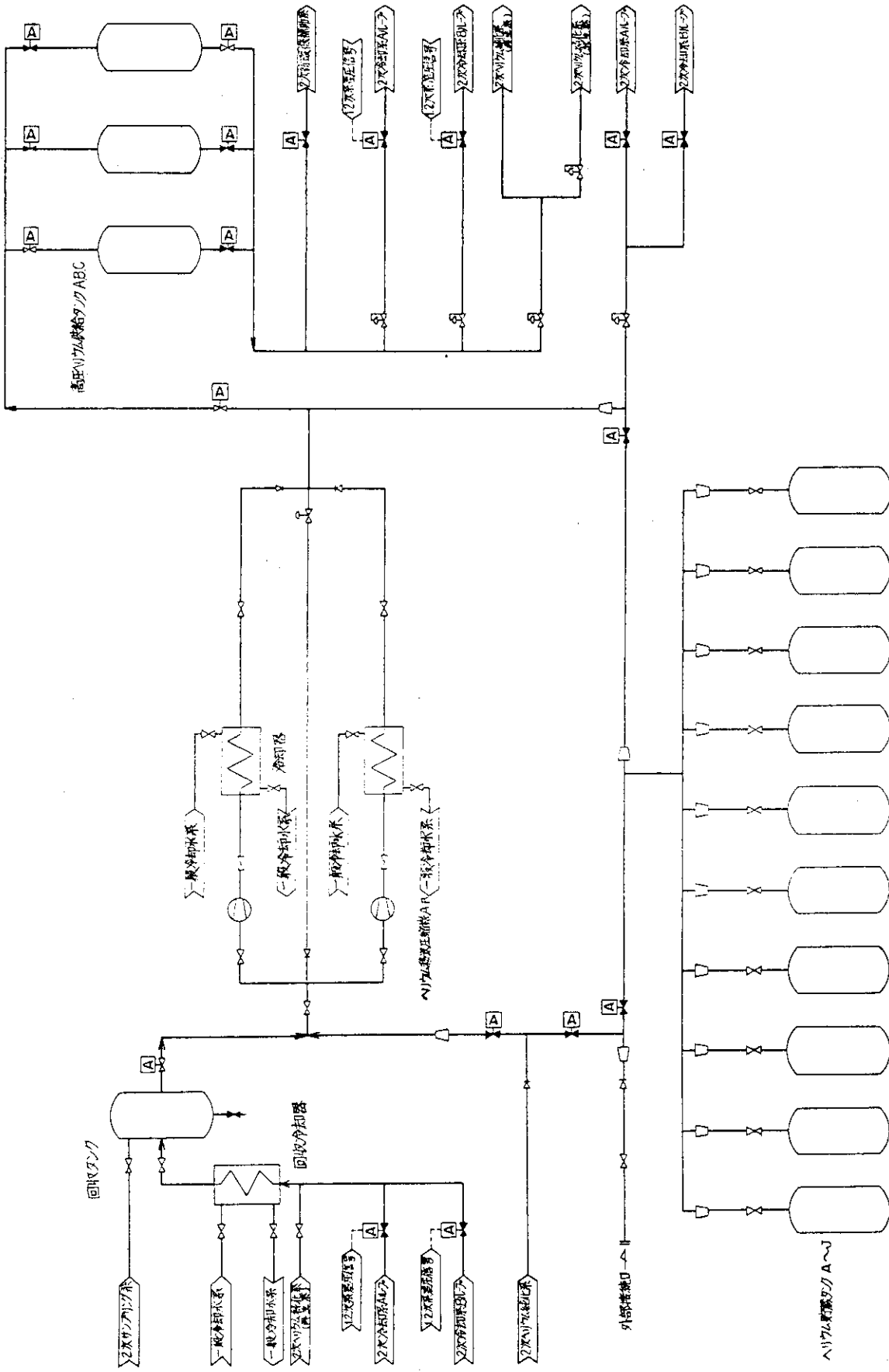
第 7. 3. 1 図 1 次へリウム純化設備系統図



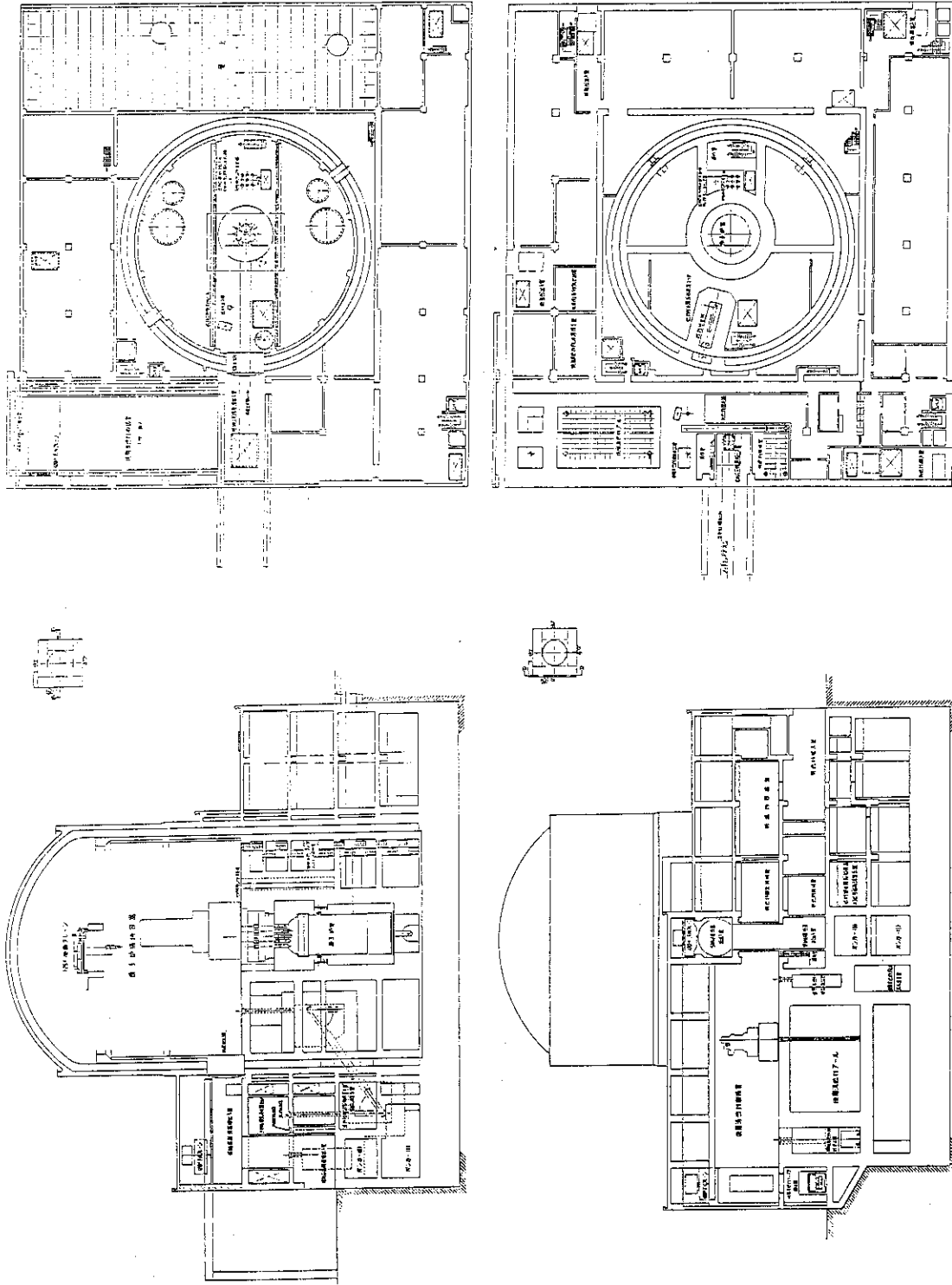
第 7. 4. 1 図 1 次ヘリウム貯蔵・供給及び圧力調整設備系統図



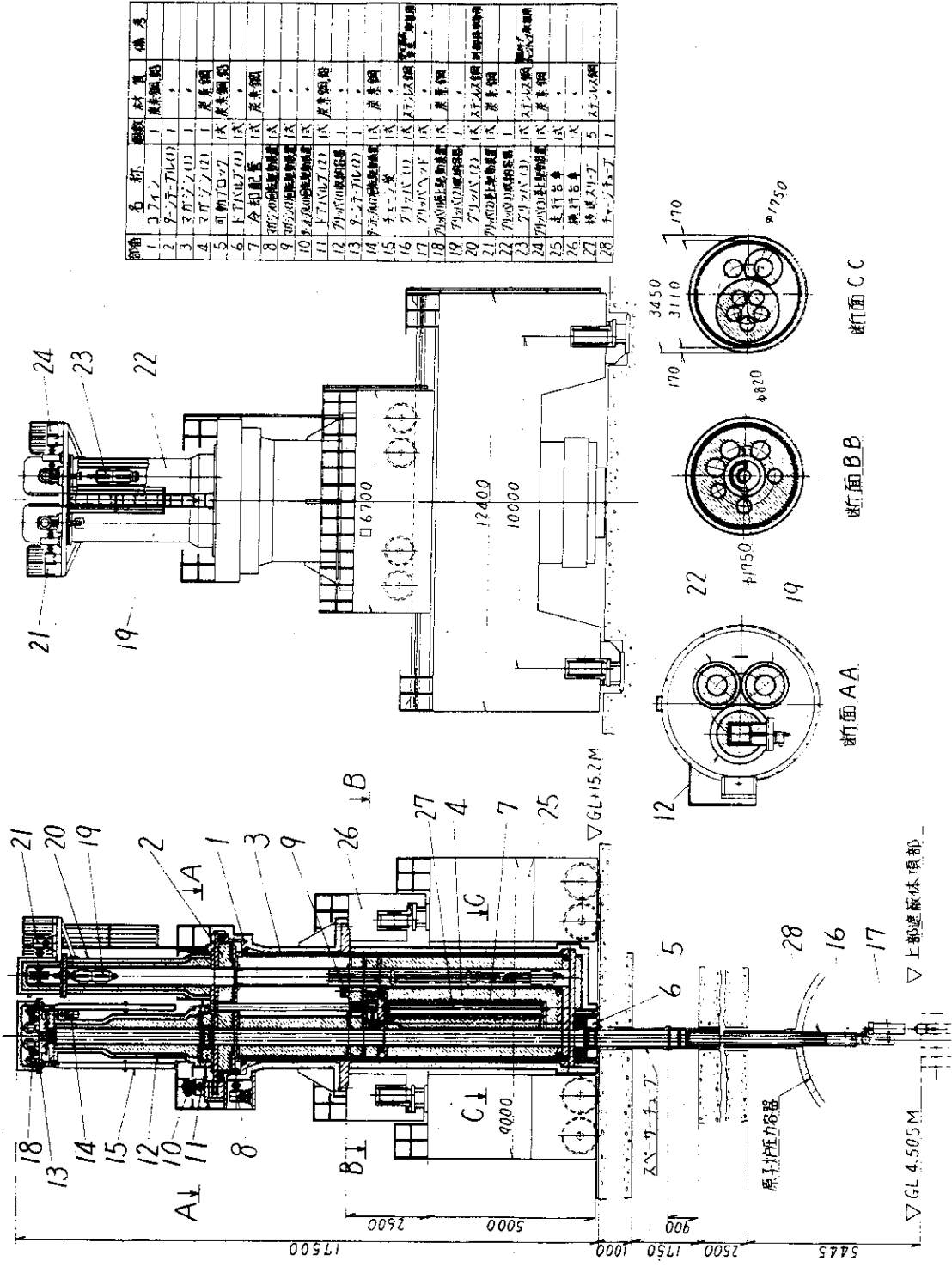
第 7. 5. 1 図 2 次ヘリウム純化設備系統図



第 7. 6. 1 図 2 次ヘリウム貯蔵・供給及び圧力調整設備系統図



第 7. 8. 1 図 燃料取扱機及び貯蔵設備の機器配置図

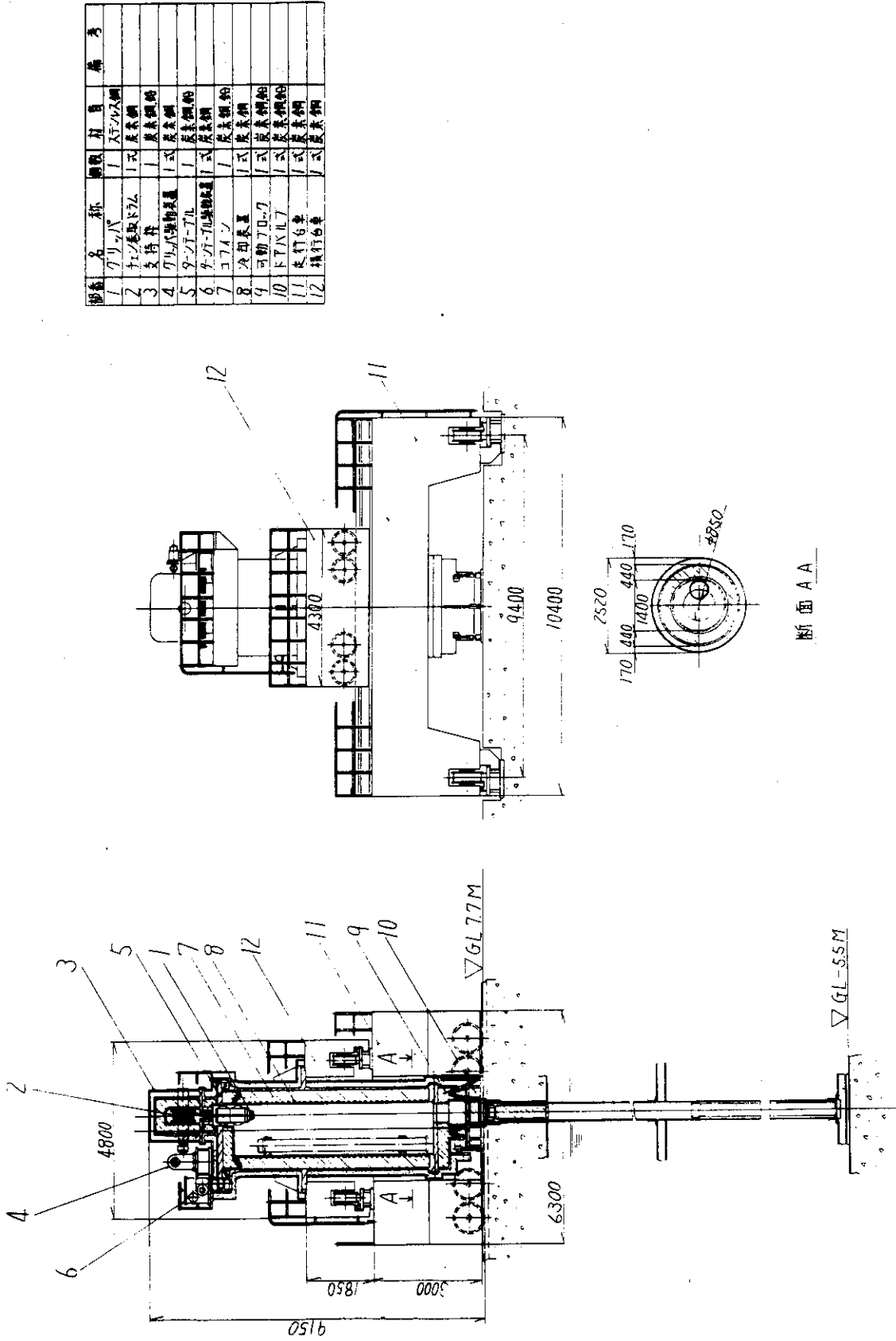


部番	名称	数量	材質	備考
1	3742	1	炭素鋼	
2	9-7-70(2)	1	炭素鋼	
3	3742(2)	1	炭素鋼	
4	2777(2)	1	炭素鋼	
5	可動10-7	1	炭素鋼	
6	FTK107(2)	1	炭素鋼	
7	各列配管	1	炭素鋼	
8	30720配管加締め具	1	炭素鋼	
9	30720配管加締め具	1	炭素鋼	
10	30720配管加締め具	1	炭素鋼	
11	FTK107(2)	1	炭素鋼	
12	70400配管加締め具	1	炭素鋼	
13	9-7-70(2)	1	炭素鋼	
14	9-7-70(2)	1	炭素鋼	
15	41-7-7	1	炭素鋼	
16	70400配管加締め具	1	炭素鋼	
17	70400配管加締め具	1	炭素鋼	
18	70400配管加締め具	1	炭素鋼	
19	70400配管加締め具	1	炭素鋼	
20	70400配管加締め具	1	炭素鋼	
21	70400配管加締め具	1	炭素鋼	
22	70400配管加締め具	1	炭素鋼	
23	70400配管加締め具	1	炭素鋼	
24	70400配管加締め具	1	炭素鋼	
25	走行台車	1	炭素鋼	
26	走行台車	1	炭素鋼	
27	走行台車	1	炭素鋼	
28	41-7-7	1	炭素鋼	

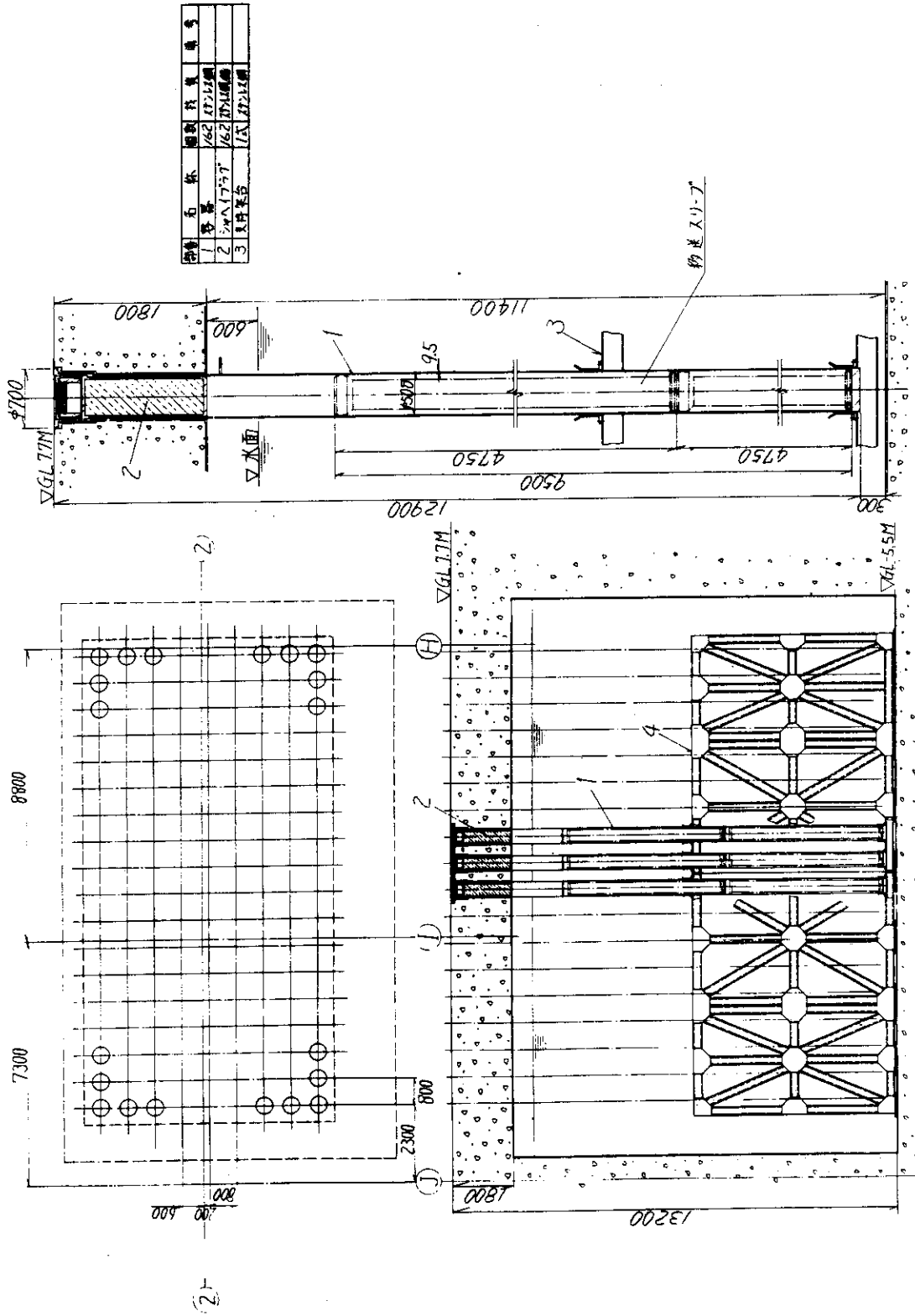
第 7. 8. 2 図 燃料交換機構構造説明図





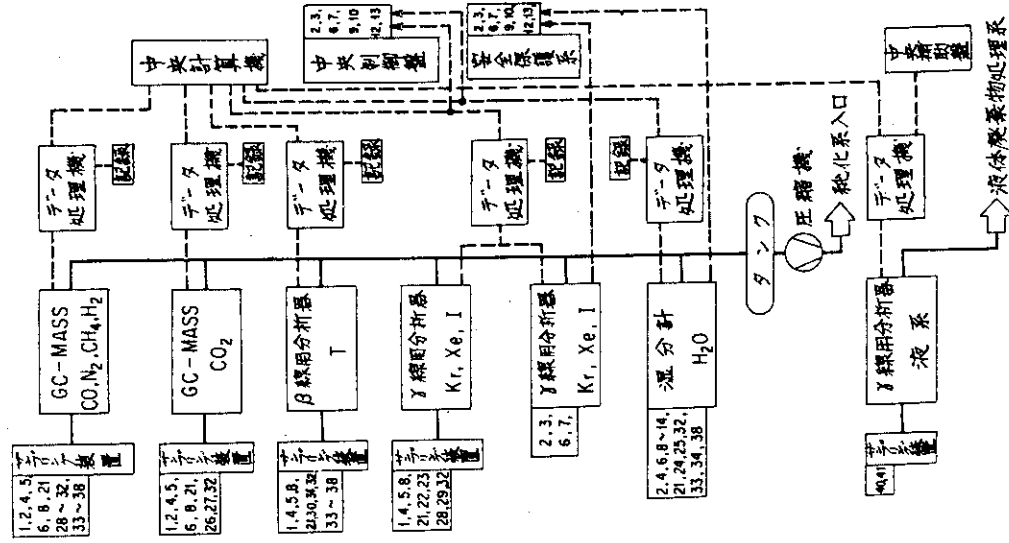


第 7. 8. 4 図 使用済燃料移送機構造説明図

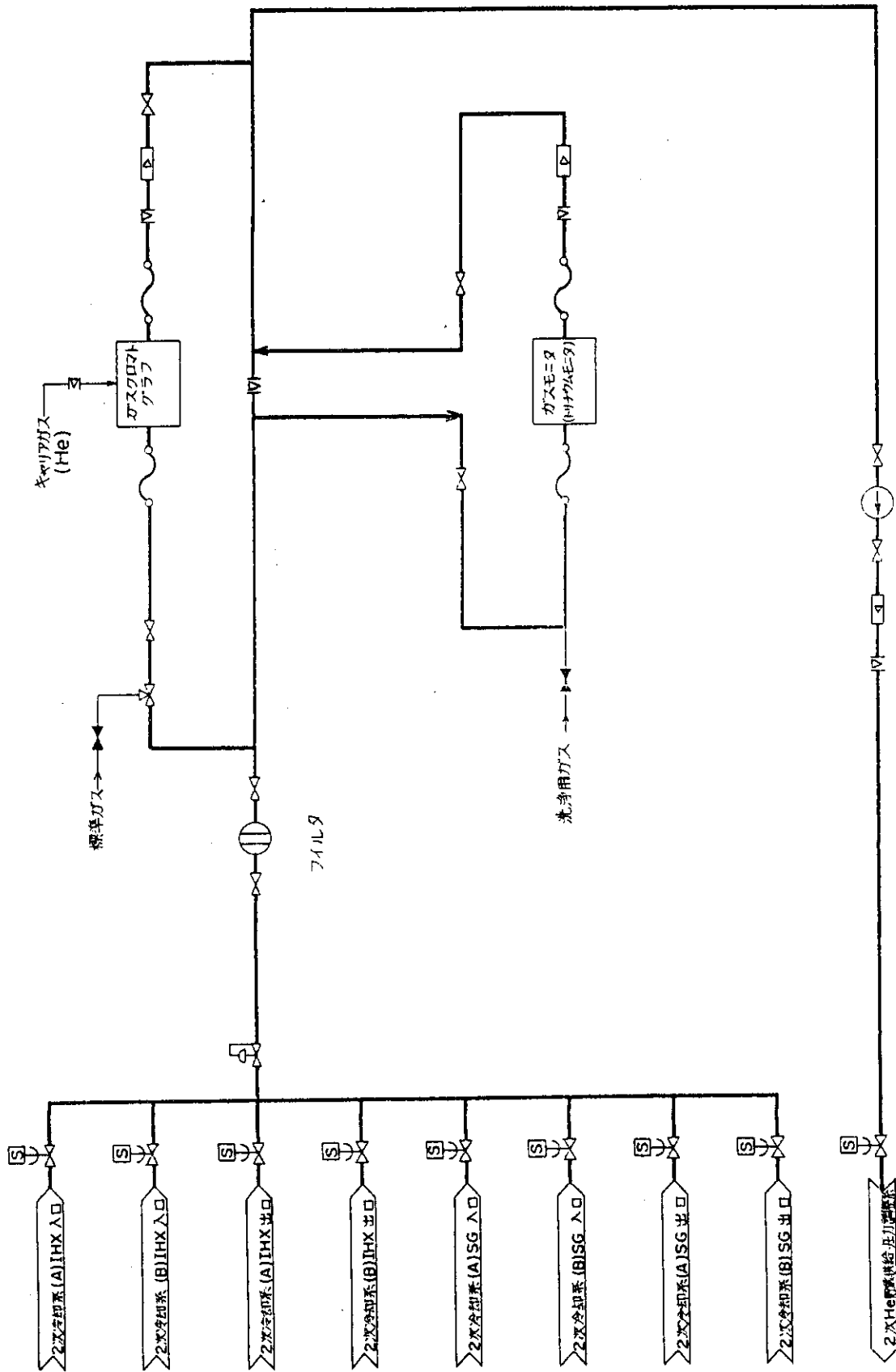


第 7. 8. 5 図 使用済燃料貯蔵容器及び貯蔵プール構造説明図

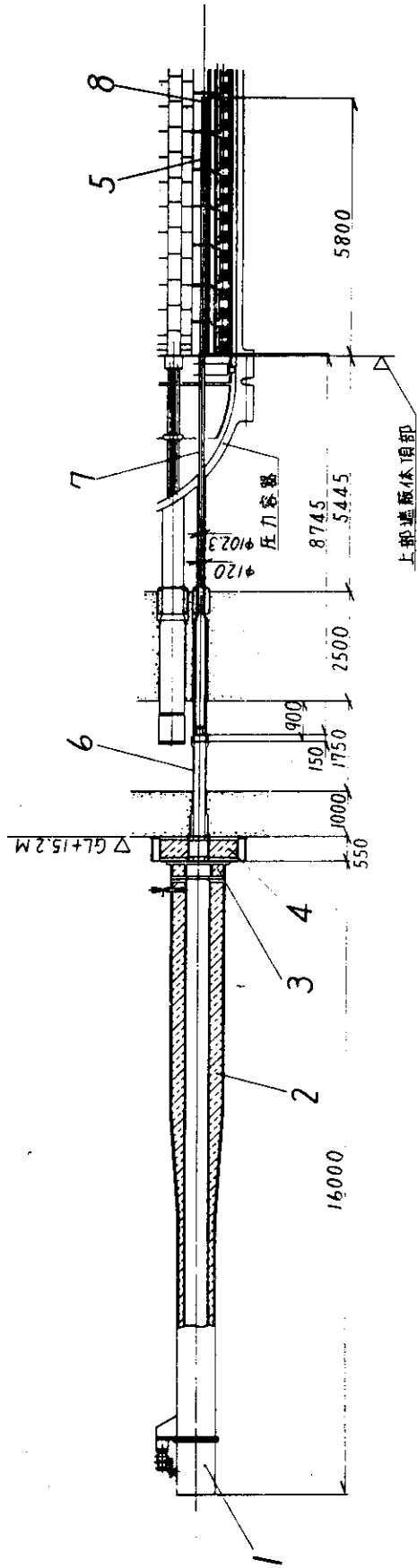
サンプリング測定表	
1	炉心入口 (AIL-7)
2	IHX出口 (AIL-7)
3	IHX出口 (AIL-7)
4	炉心出口 (AIL-7)
5	炉心入口 (BIL-7)
6	IHX出口 (BIL-7)
7	IHX出口 (BIL-7)
8	炉心出口 (BIL-7)
9	補助冷却器出口 (AIL-7)
10	補助冷却器出口 (AIL-7)
11	炉心入口 (AIL-7)
12	補助冷却器出口 (BIL-7)
13	補助冷却器出口 (BIL-7)
14	炉心出口 (BIL-7)
21	純化系入口
22	フレキコールドトラップ入口
23	フレキコールドトラップ出口
24	NO.1MSトラップ入口
25	NO.1MSトラップ出口
26	NO.2MSトラップ入口
27	NO.2MSトラップ出口
28	コールドトラップ入口
29	コールドトラップ出口
30	チタンボーンジストラップ入口
31	チタンボーンジストラップ出口
32	純化系出口
33	チタン再生系入口
34	チタン再生系出口
35	トリチウム回収器入口
36	トリチウム回収器出口
37	トリチウム回収器入口
38	トリチウム回収器出口
40	補助冷却器入口
41	補助冷却器出口



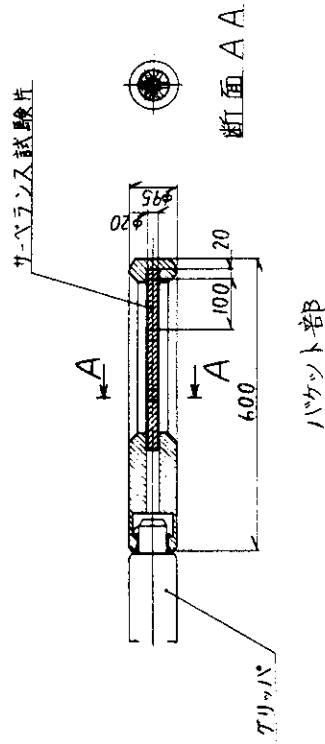
第 7. 9. 1 図 1 次ヘリウムサンプリング系統図



第 7.9.2 図 2 次ヘリウムサンプリング系統図



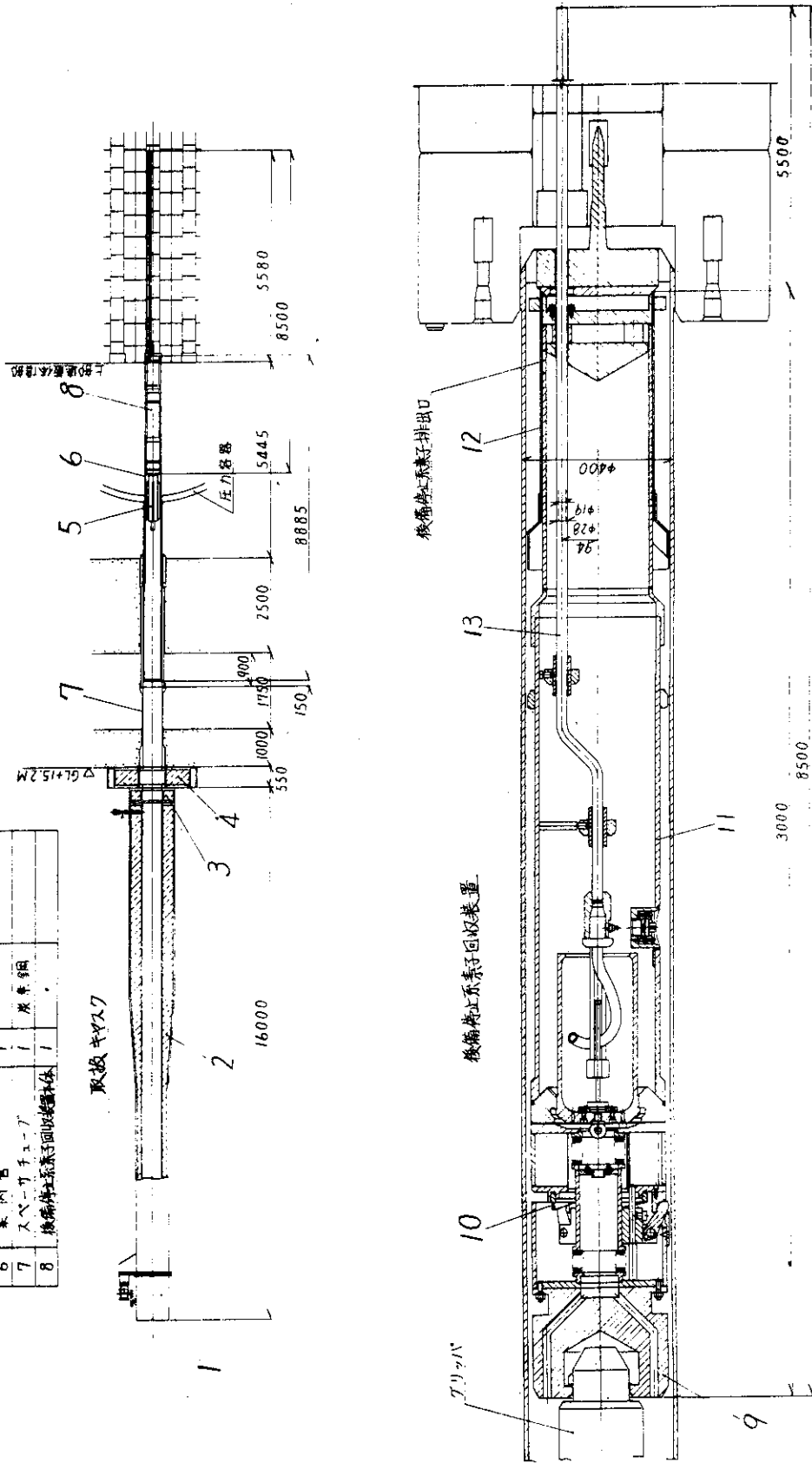
部番	名称	個数	材料	備考
1	トリップ駆動装置	1	炭素鋼, 鉛	
2	コイル	1		
3	ドライブ (1)	1		
4	ドライブ (2)	1		
5	トリップ	1	SUS 304	
6	スベラ管	1	炭素鋼	
7	案内管	1		
8	バケット	1	ハヤチロイX	



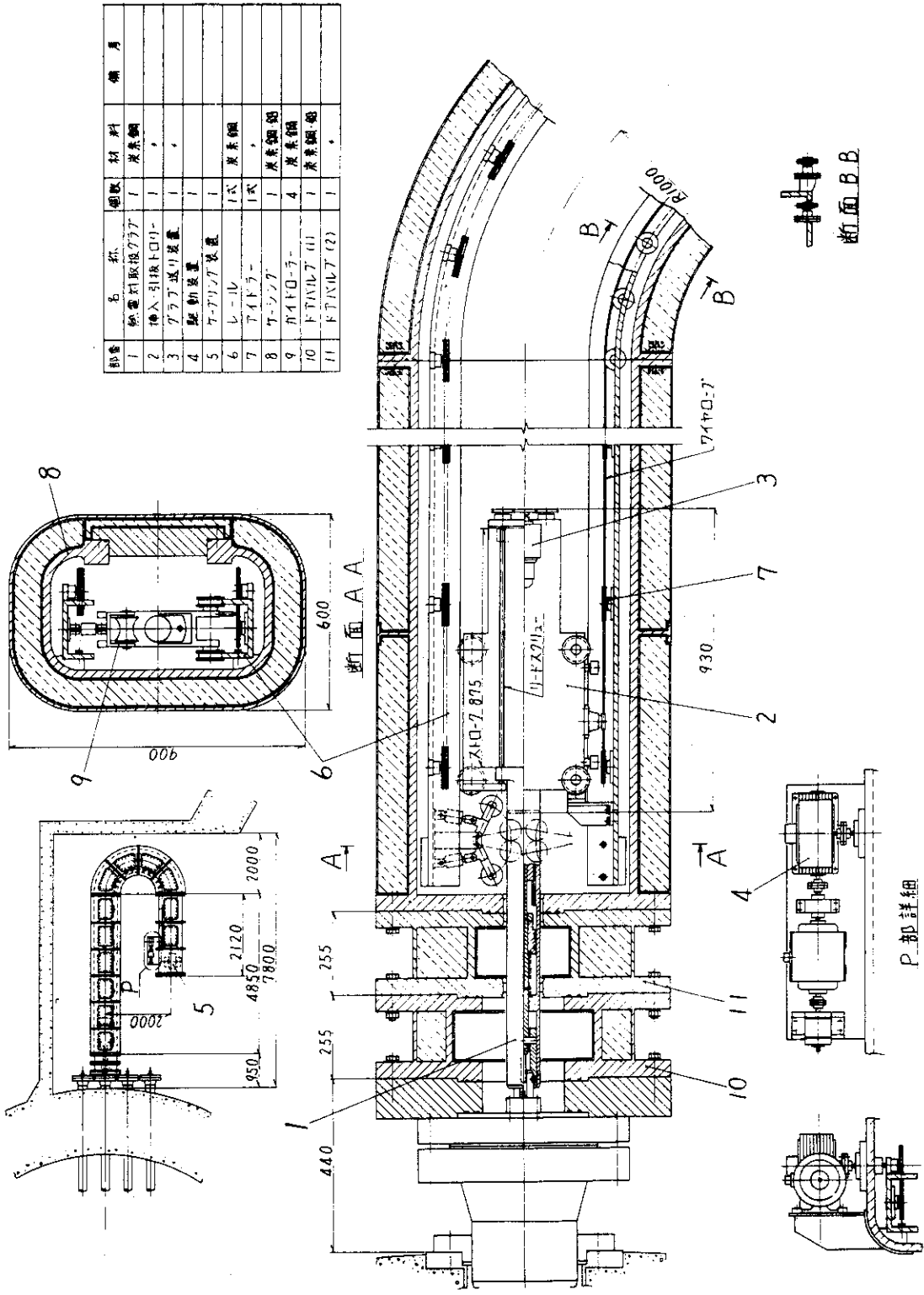
第 7.10.1 図 スベラ管試験片回収設備構造説明図

部番	名称	個数	材料	備考
1	トリップ駆動装置	1	炭素鋼	
2	コフィン	1	炭素鋼	
3	クランプ (1)	1	炭素鋼	
4	クランプ (2)	1	炭素鋼	
5	トリップ	1	ステンレス	
6	案内管	1	炭素鋼	
7	スベークチェア	1	炭素鋼	
8	後備停止系素子回収装置本体	1	炭素鋼	

部番	名称	個数	材料	備考
9	トリップヘッド	1	炭素鋼	
10	孔閉閉機構	1	炭素鋼	
11	支持円筒	1	炭素鋼	
12	ボルトリライナー	1	炭素鋼	
13	後備停止系素子吸入管	1	ステンレス	



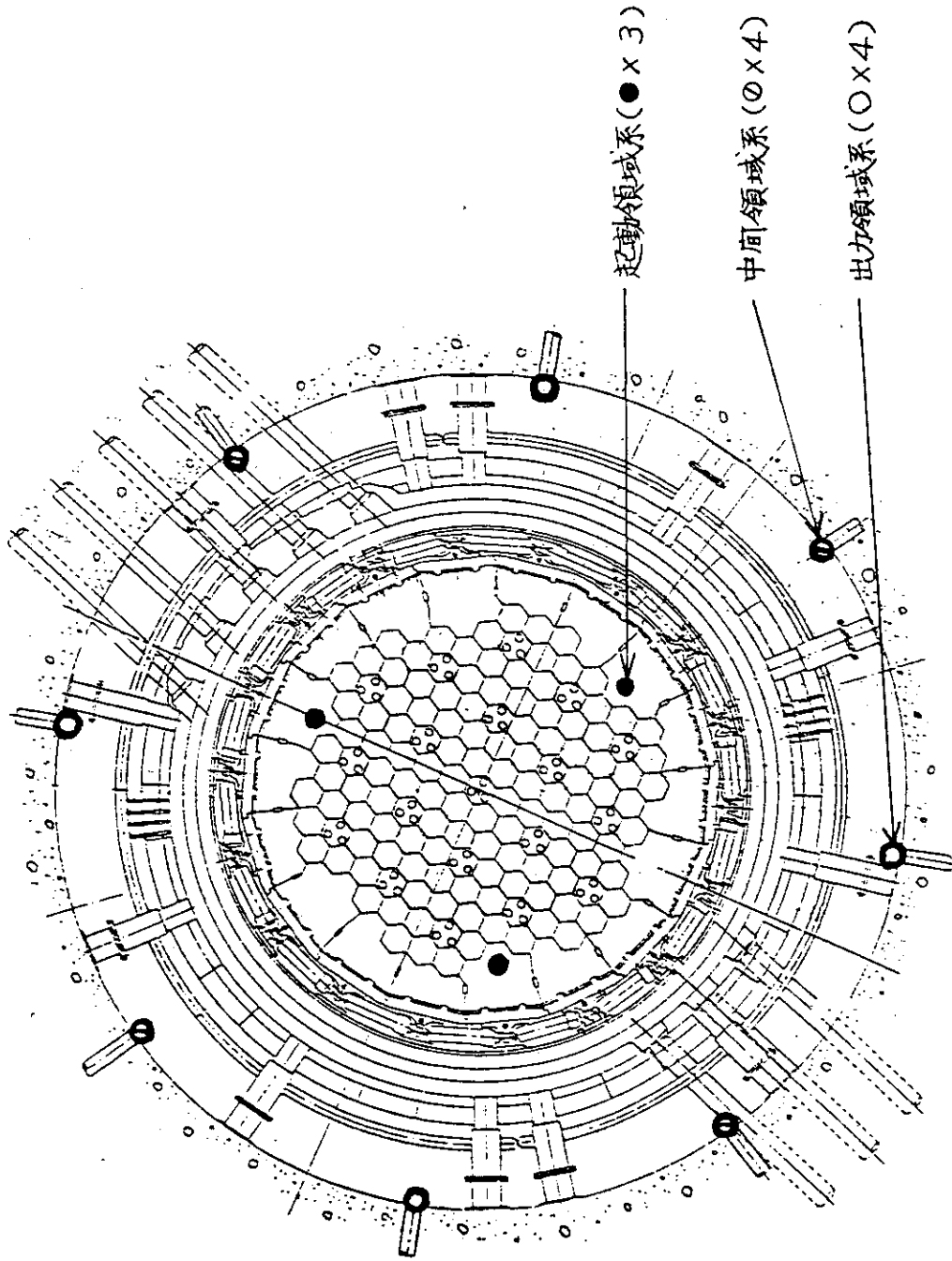
第 7.10.2 図 後備停止系素子回収構造説明図



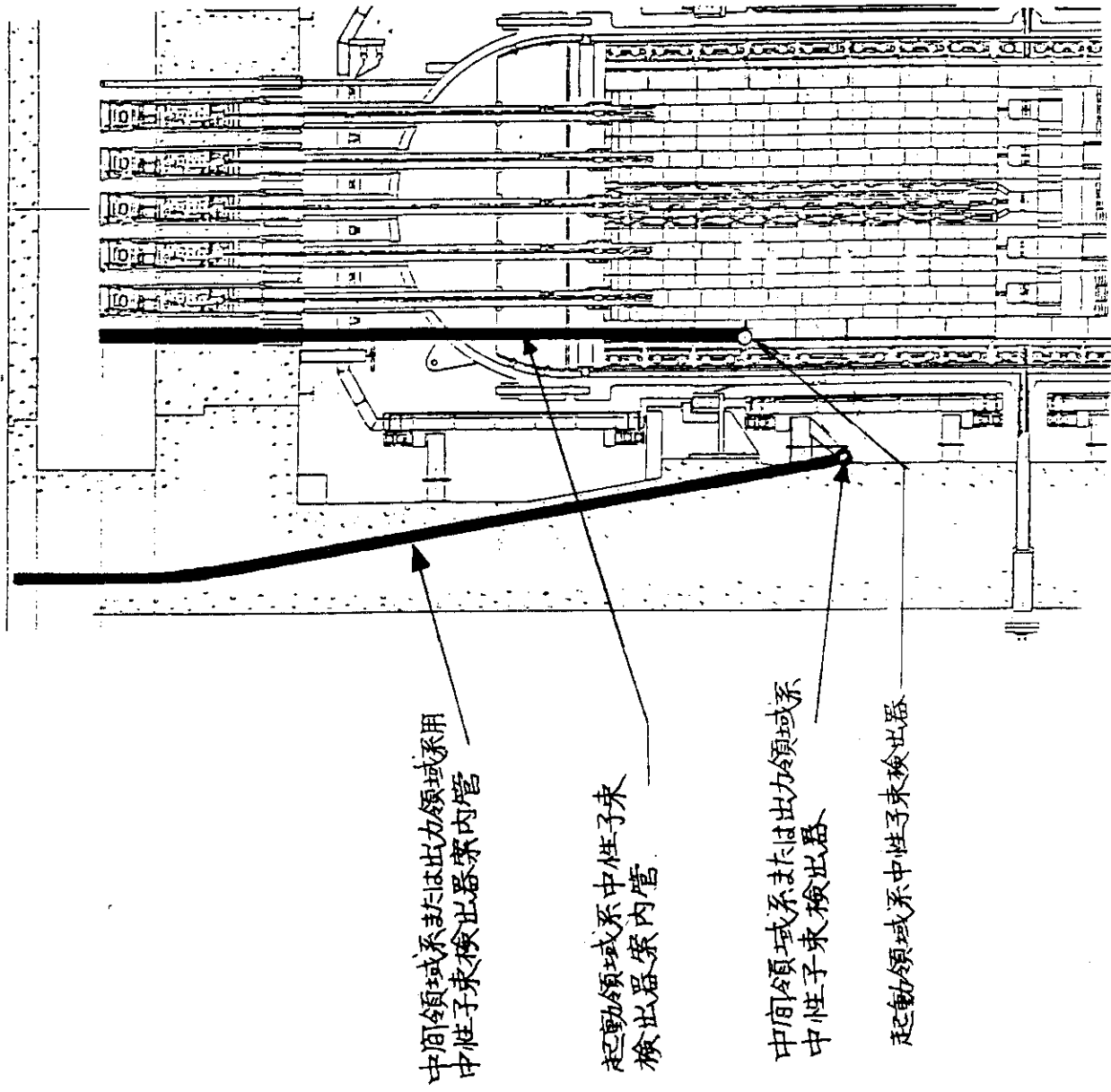
第 7.10.3 図 熱電対挿入・引抜装置の構造説明図



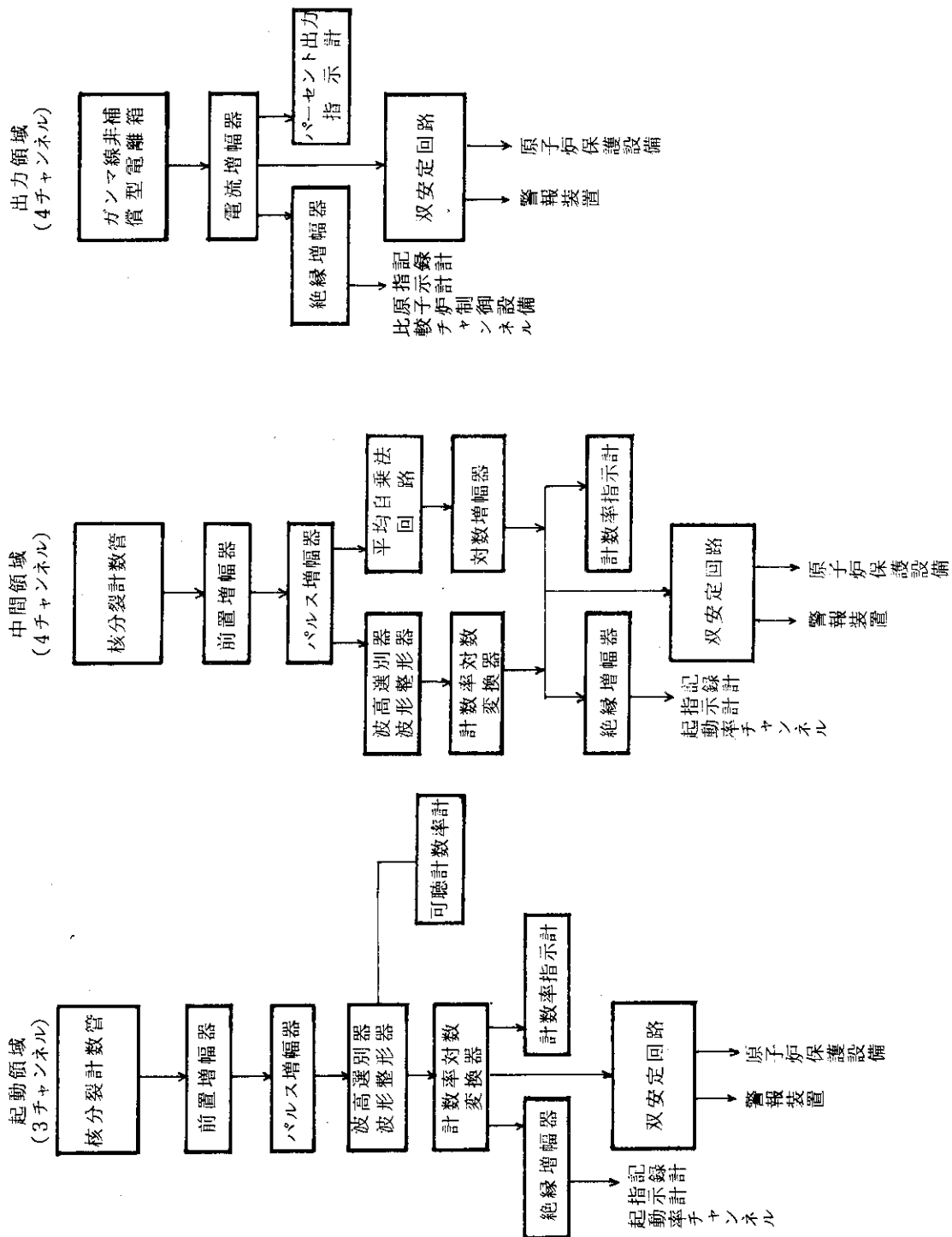




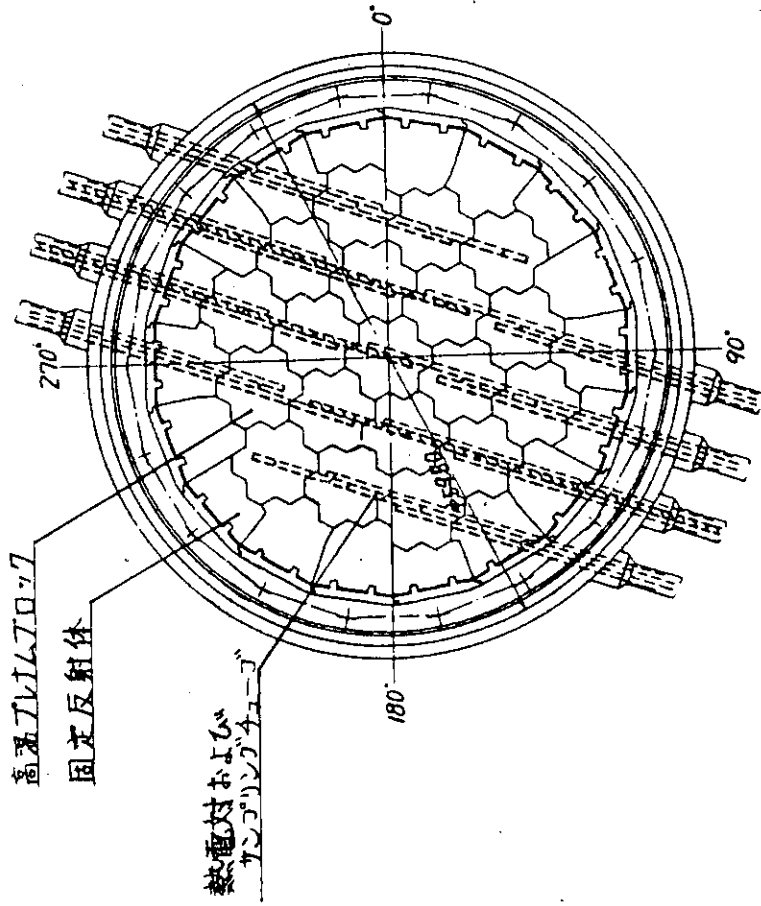
第 8. 2. 1 図 中性子検出器の配置説明図 (水平断面図)



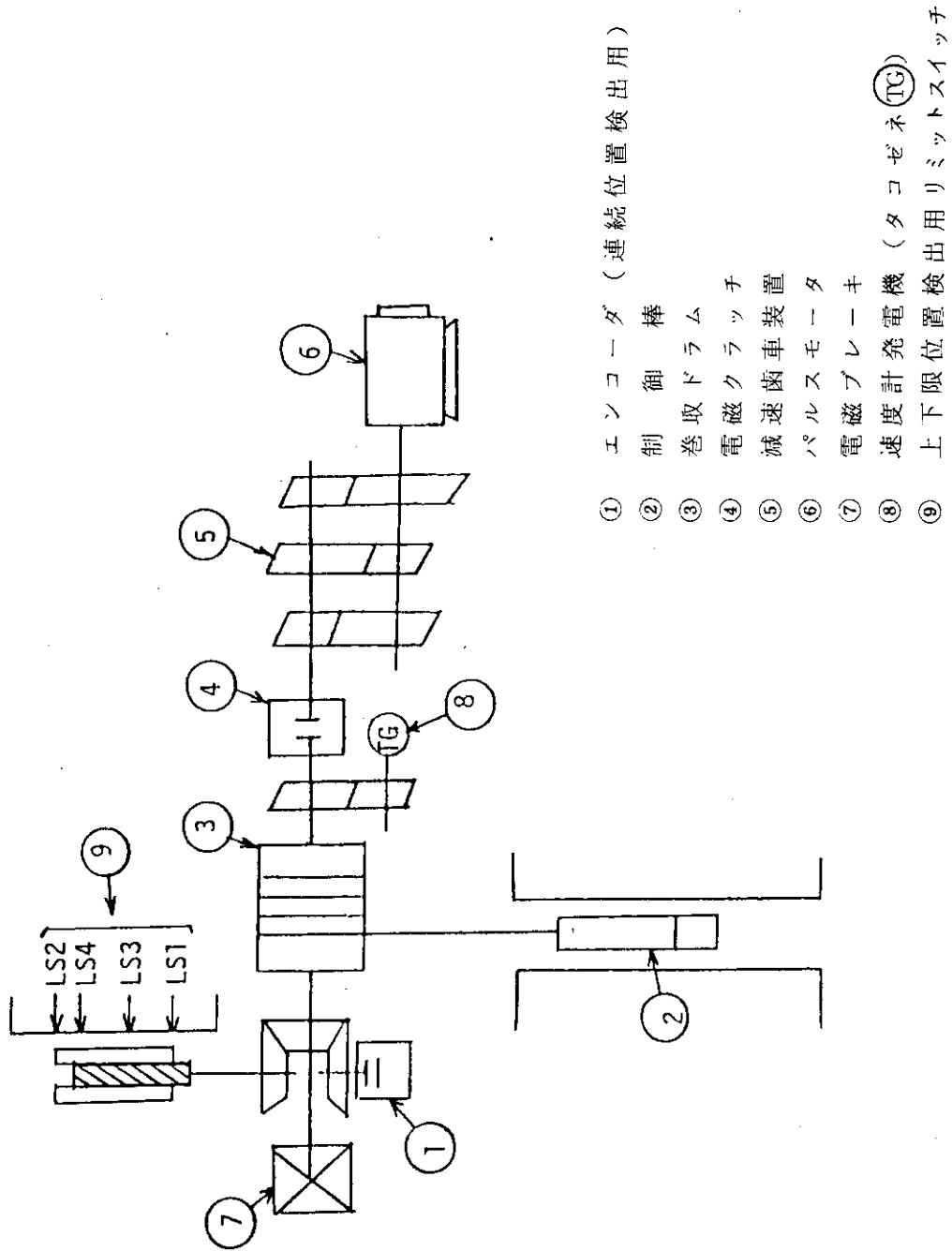
第 8. 2. 2 図 中性子検出器の配置説明図 (垂直断面図)



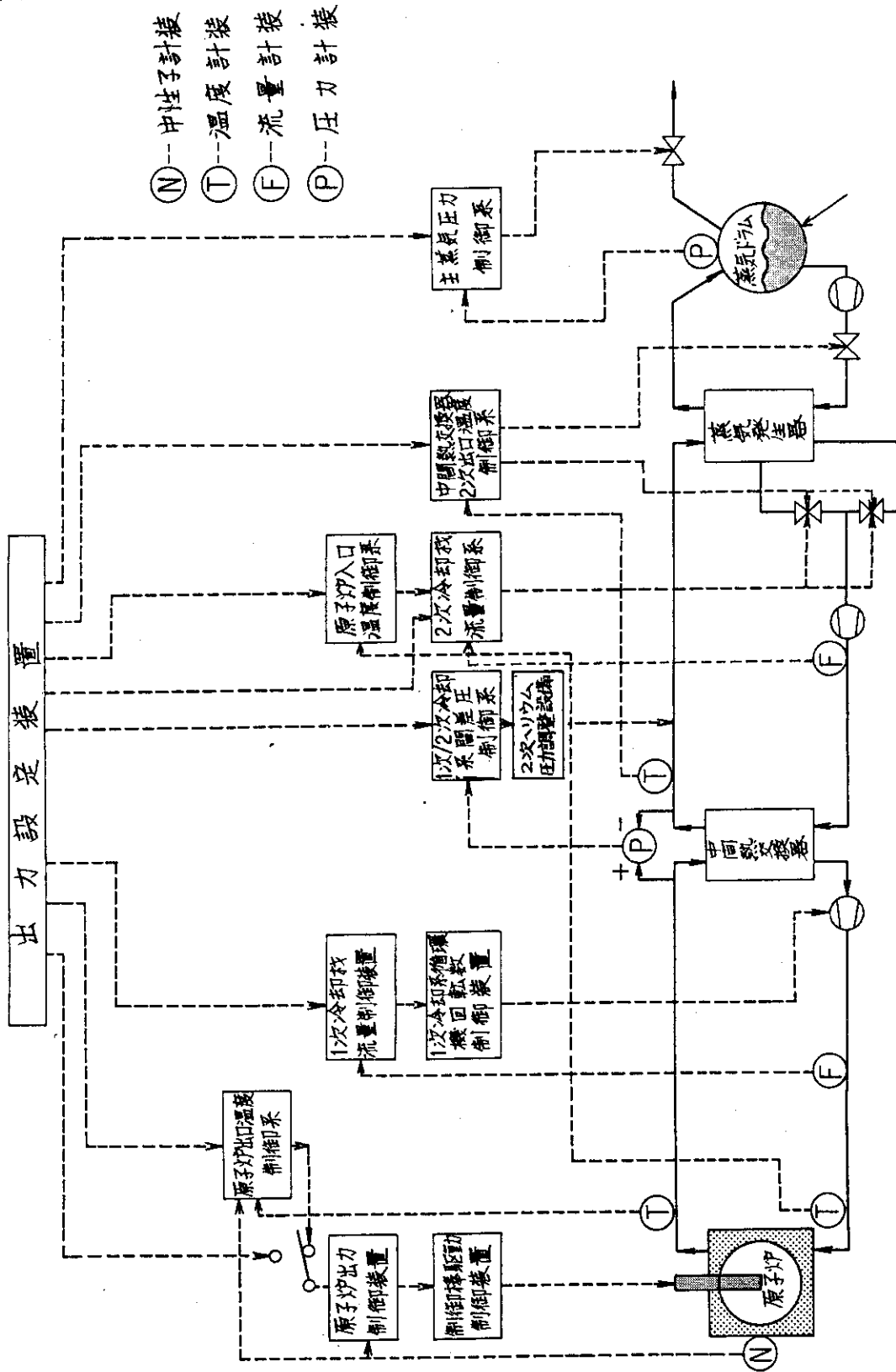
第 8. 2. 3 図 中性子計装説明図



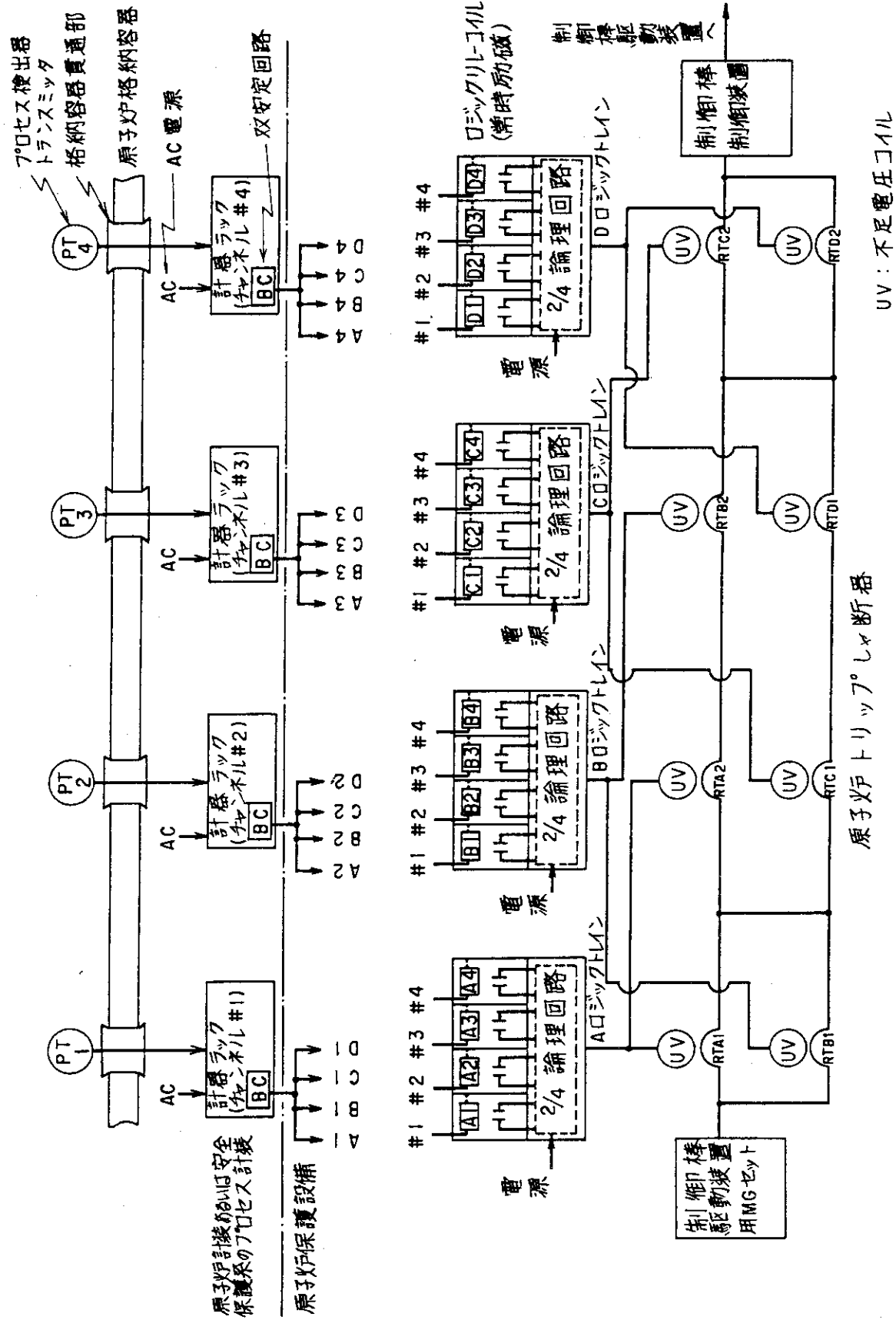
第 8. 2. 4 図 オリフィス領域出口温度計装及び燃料破損検出装置  
配置説明図



第 8. 2. 5 図 制御棒位置指示計装概念説明図

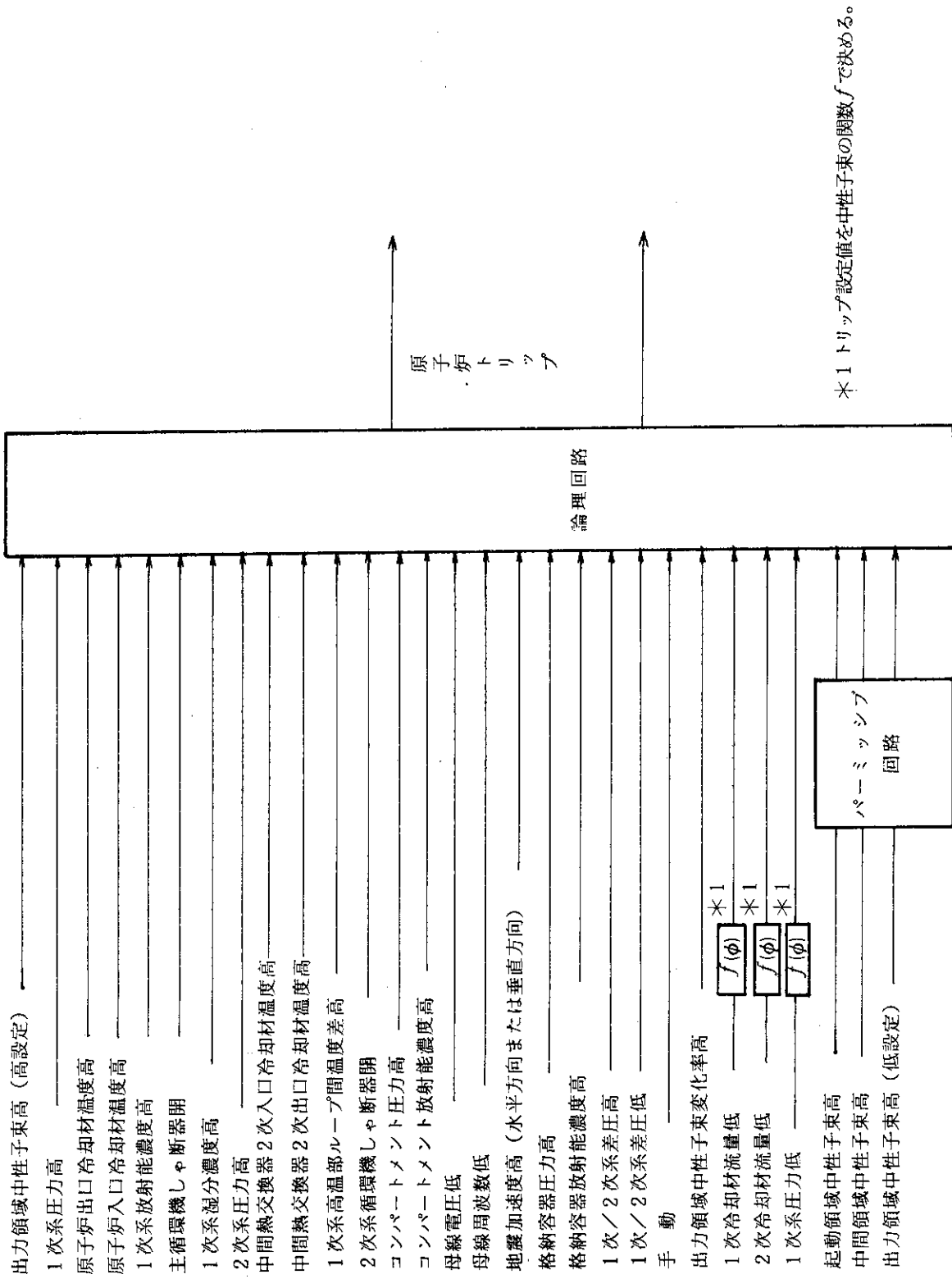


第 8.4.1 図 原子炉制御設備説明図

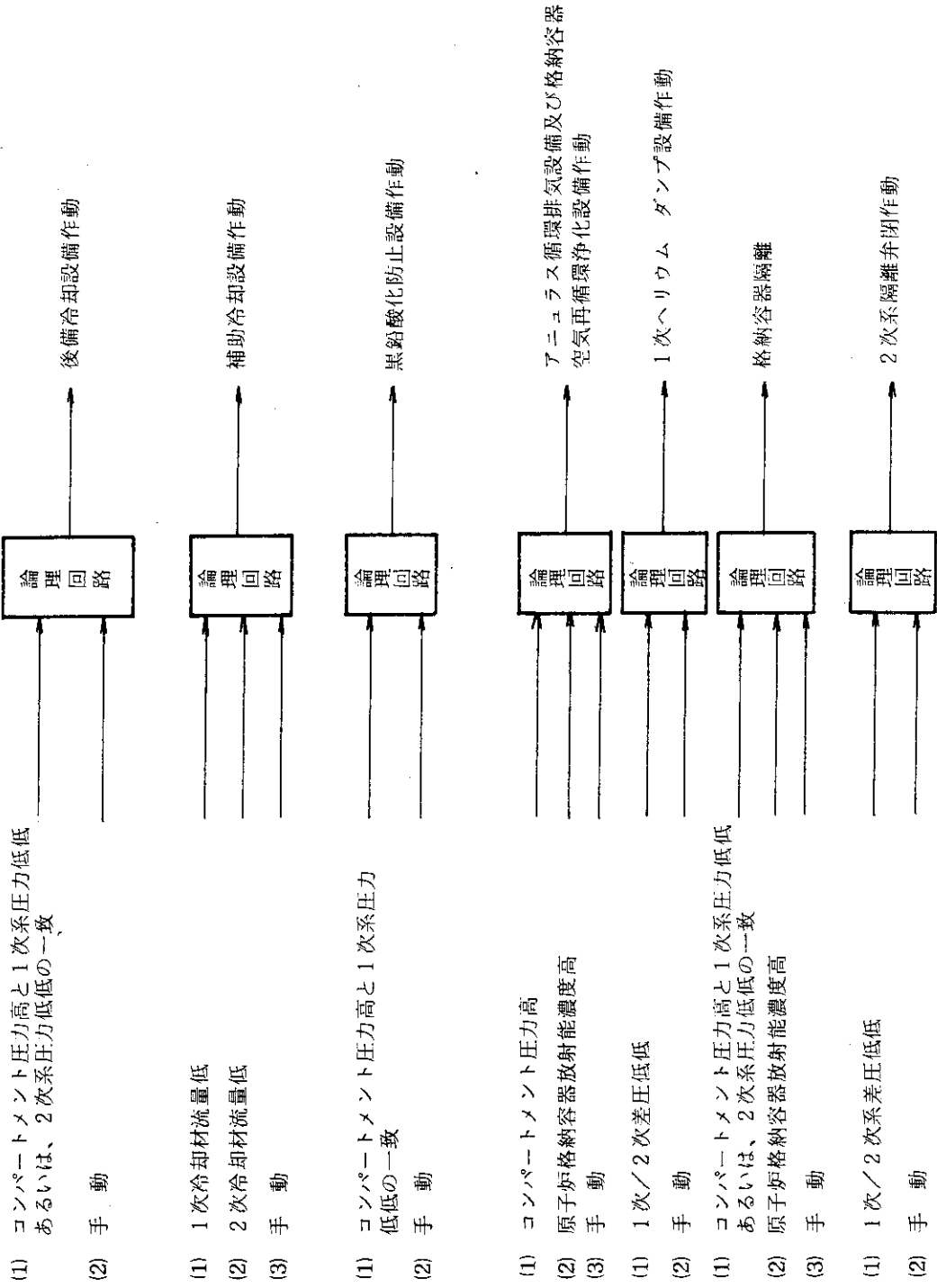


第 8.5.1 図 原子炉保護設備説明図 (2 out of 4 の場合)



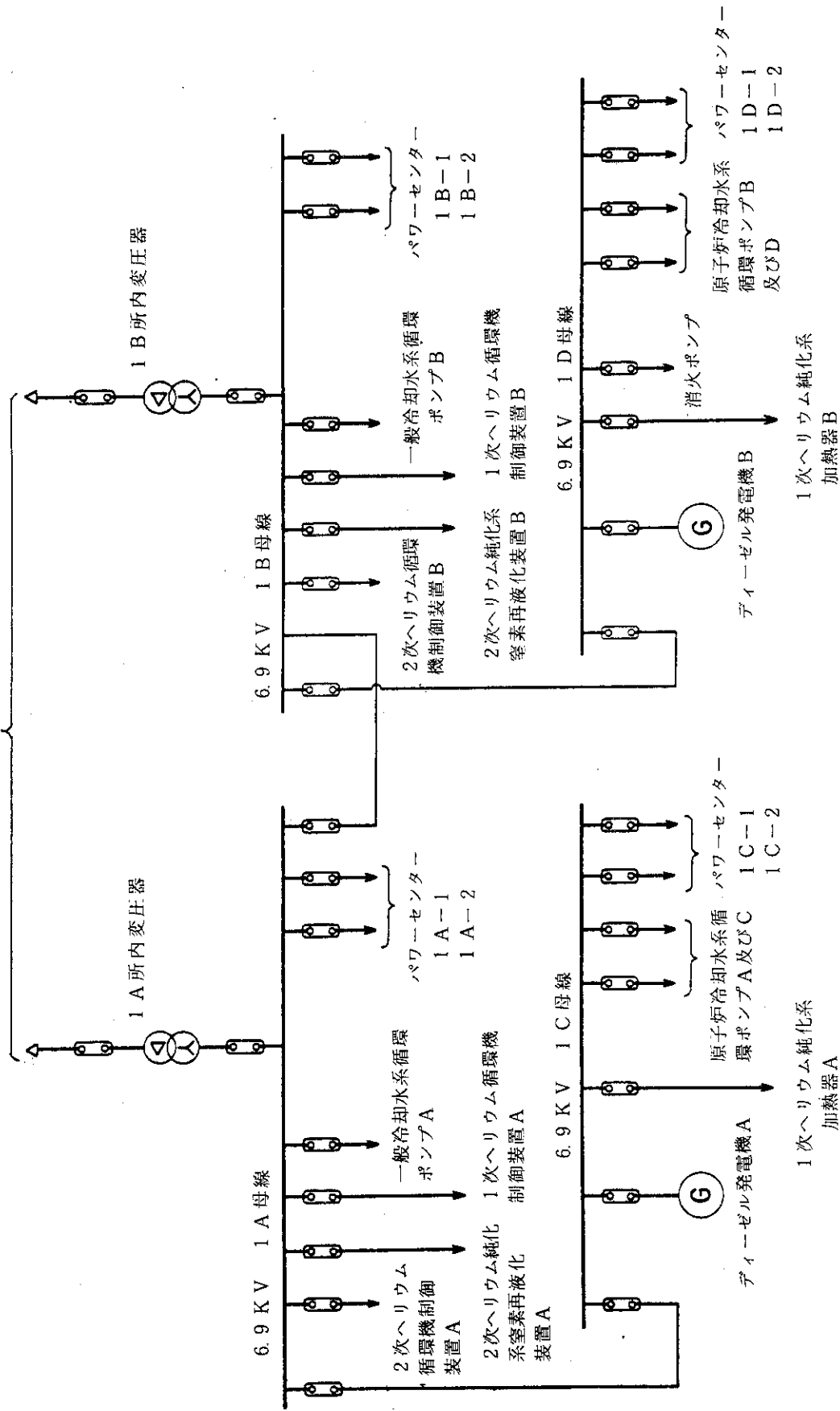


第 8.5.2 図 原子炉保護系説明図

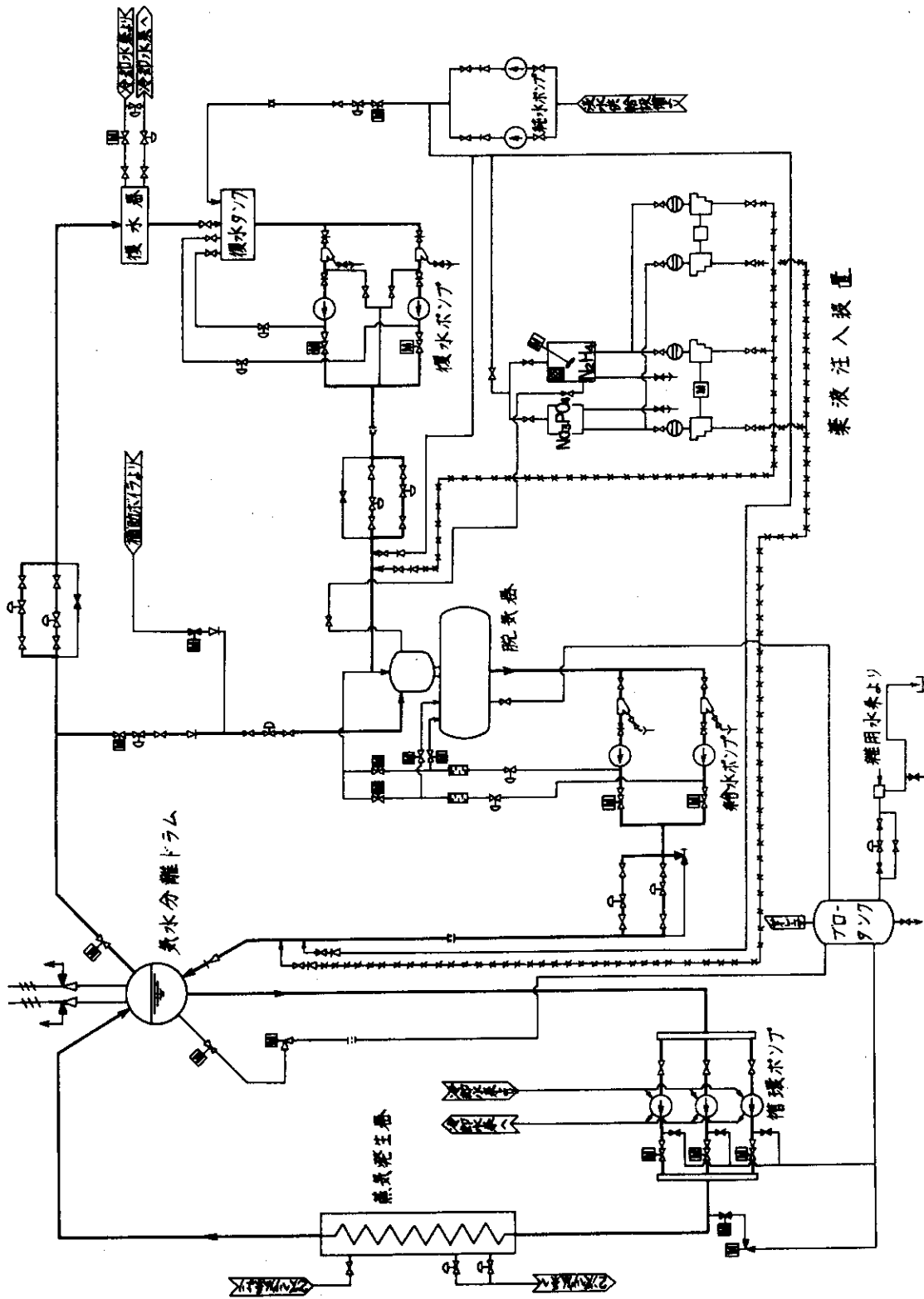


第 8.6.1 図 工学的安全施設作動説明図

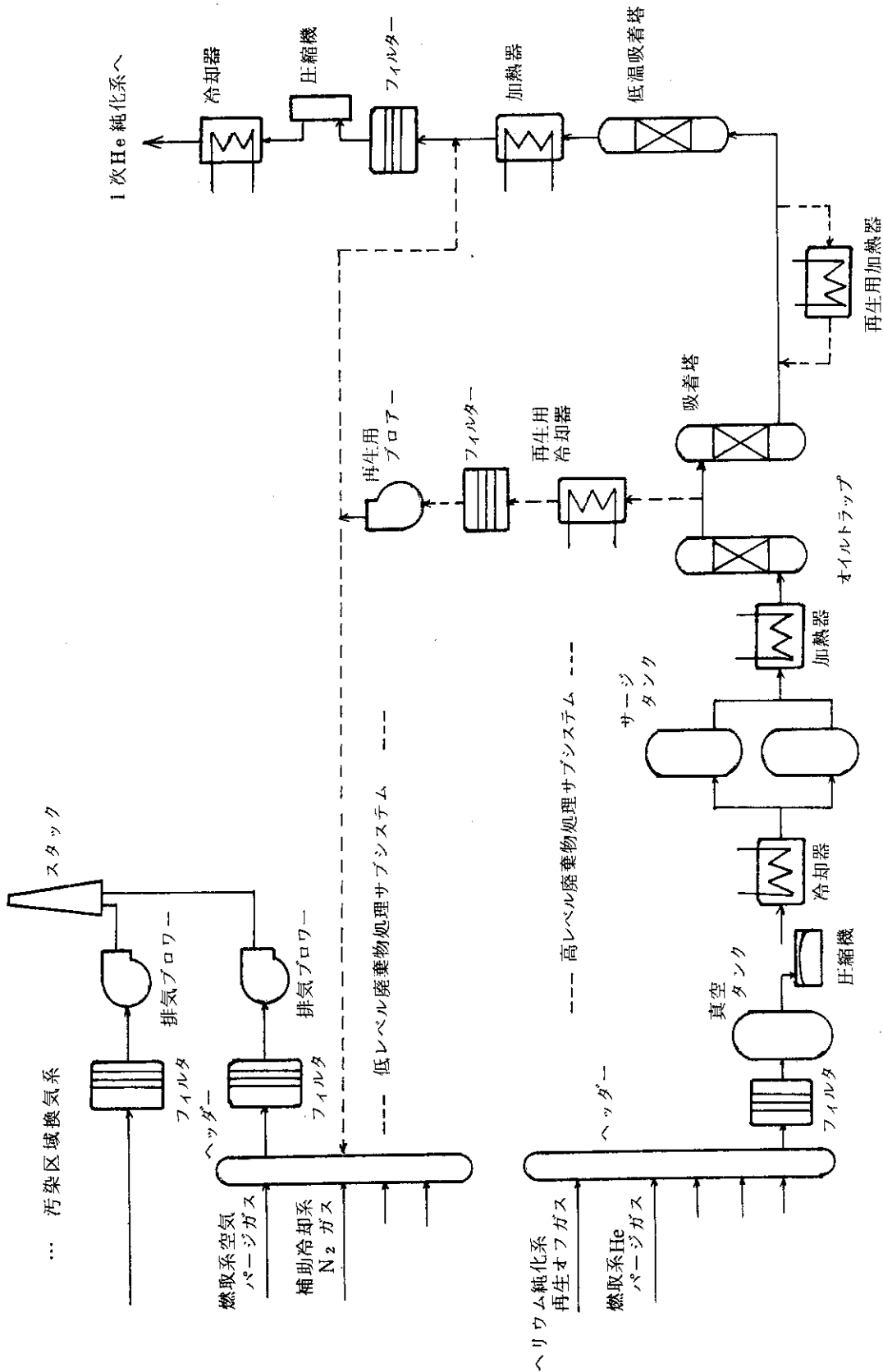
構内中央変電所へ



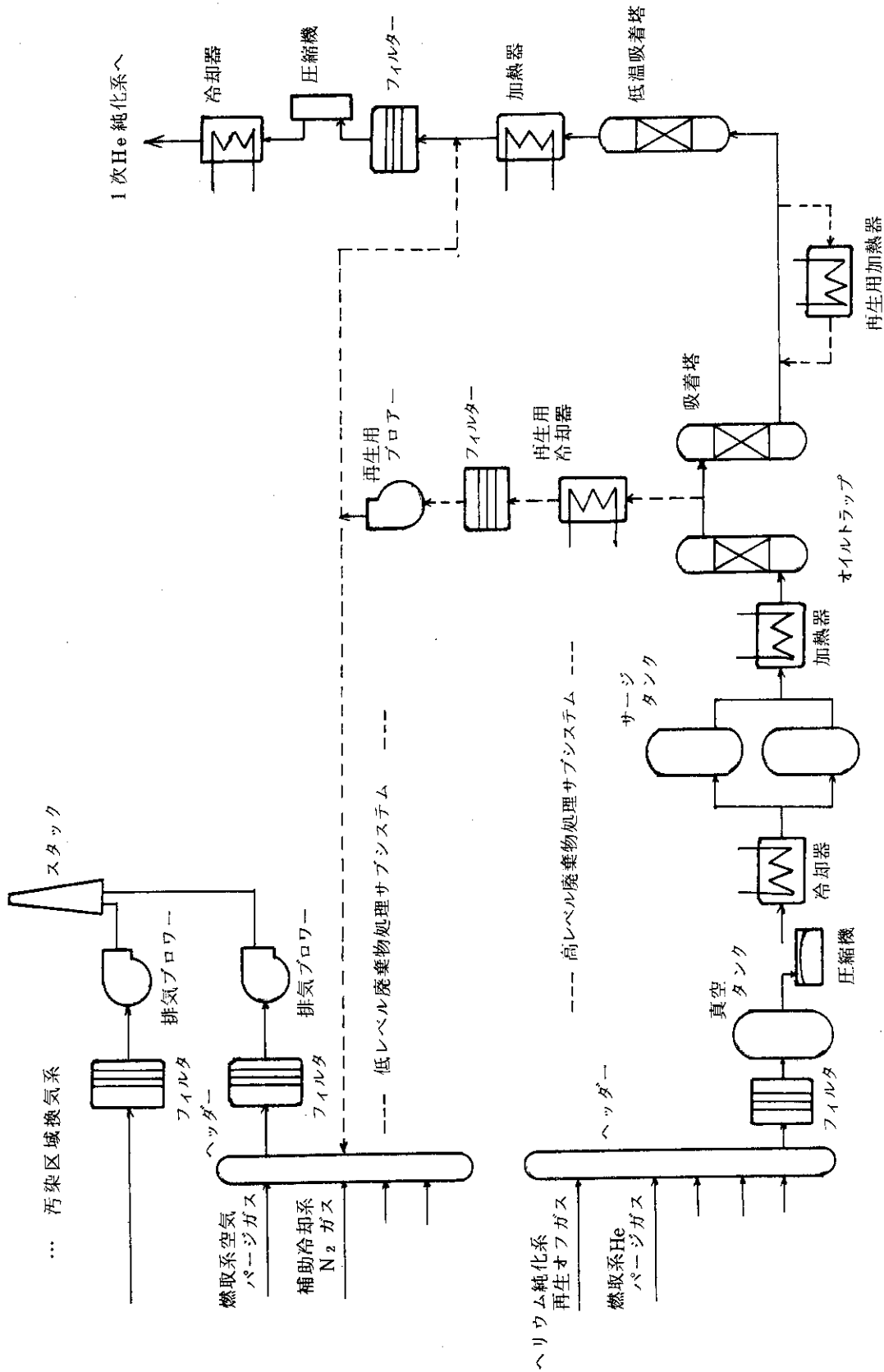
第 9. 3. 1 図 所内単線結線図



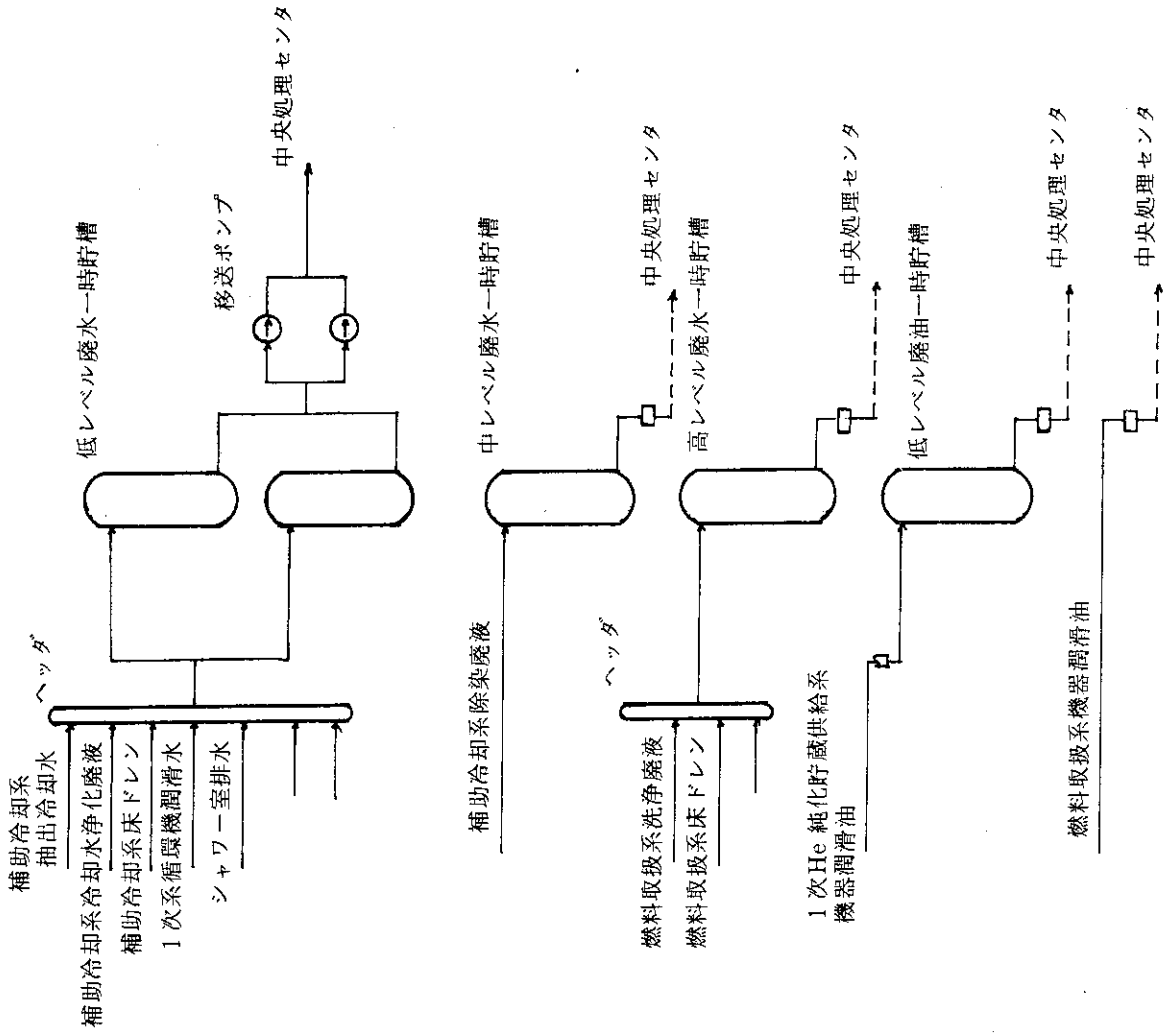
第10.4.1図 水・蒸気設備系統図



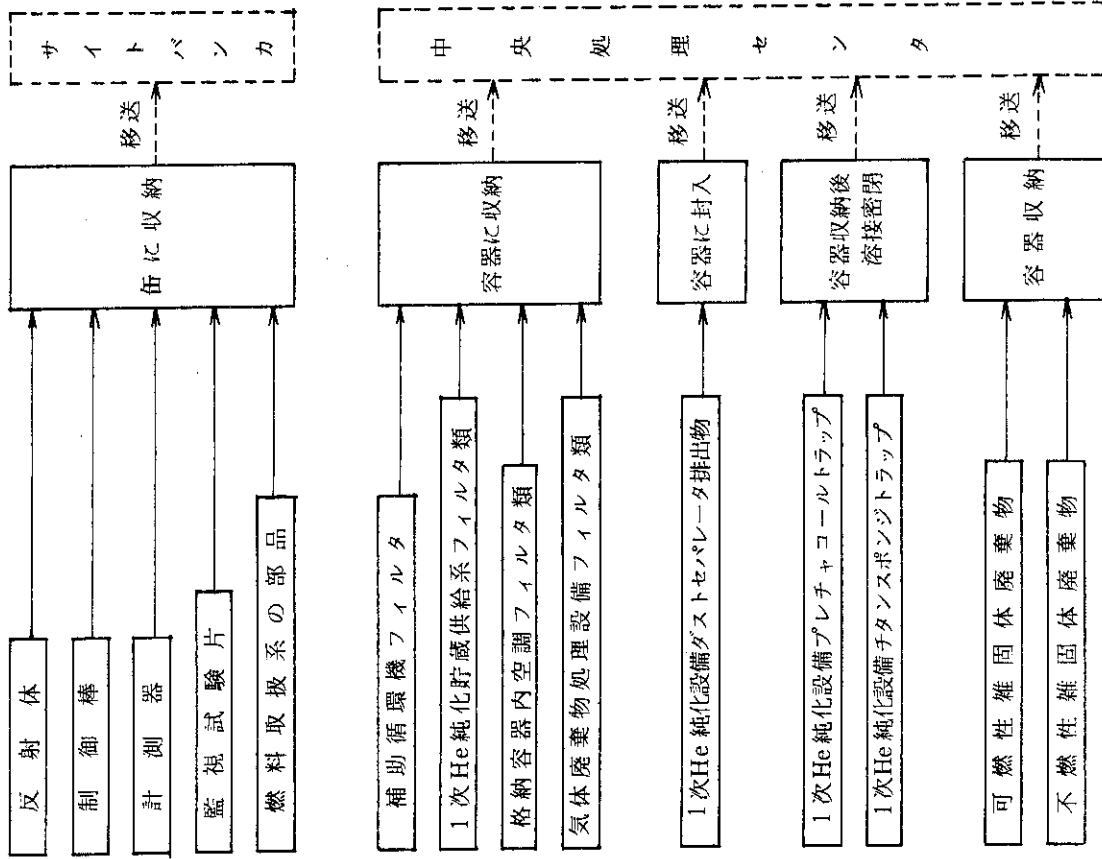
第11. 1. 1 図 放射性廃棄物廃棄施設系統説明図  
(気体廃棄物処理設備)



第11.1.1図 放射性廃棄物廃棄施設系統説明図  
(気体廃棄物処理設備)

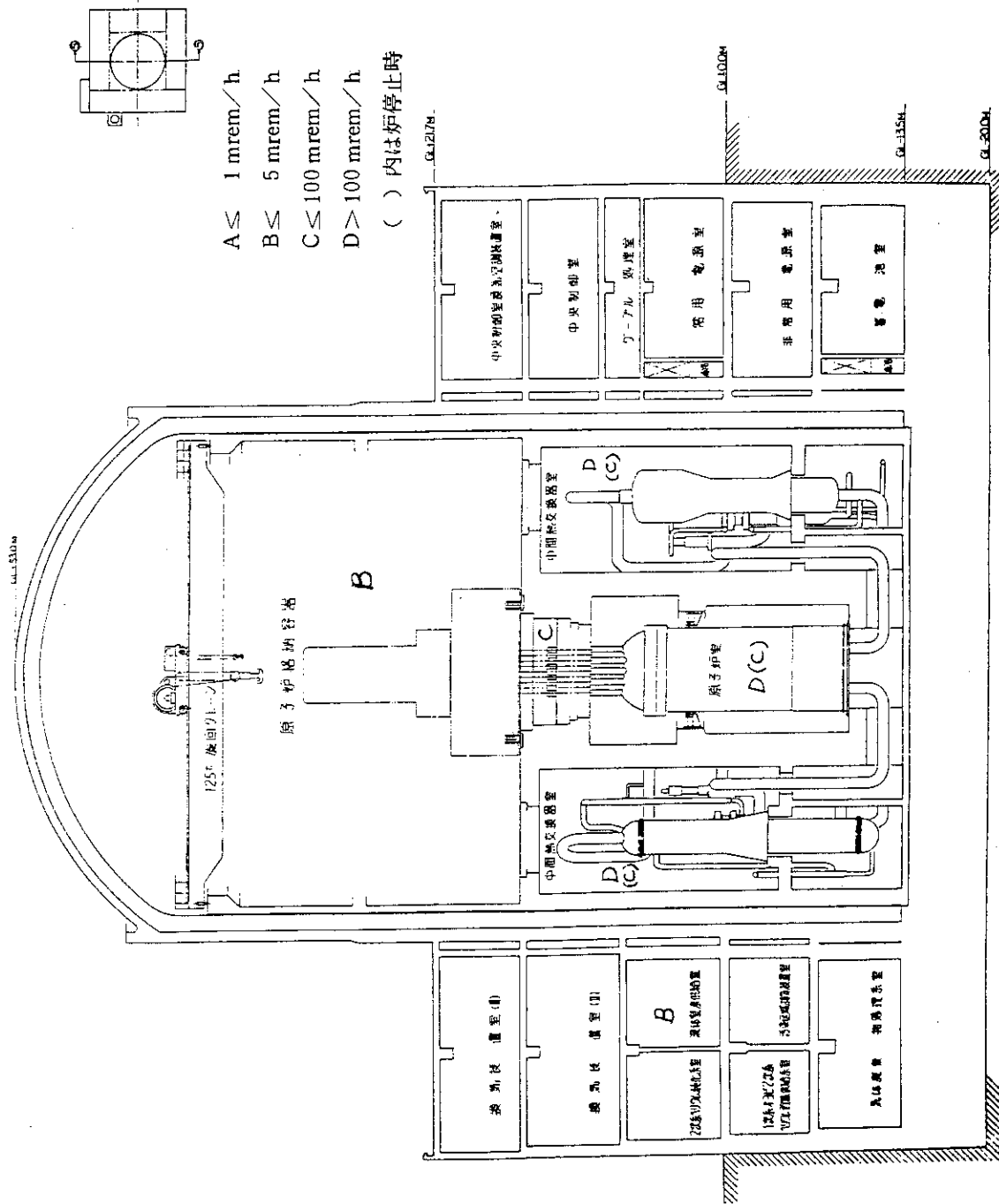


第11.1.2図 放射性廃棄物廃棄施設系統説明図  
(液体廃棄物処理設備)

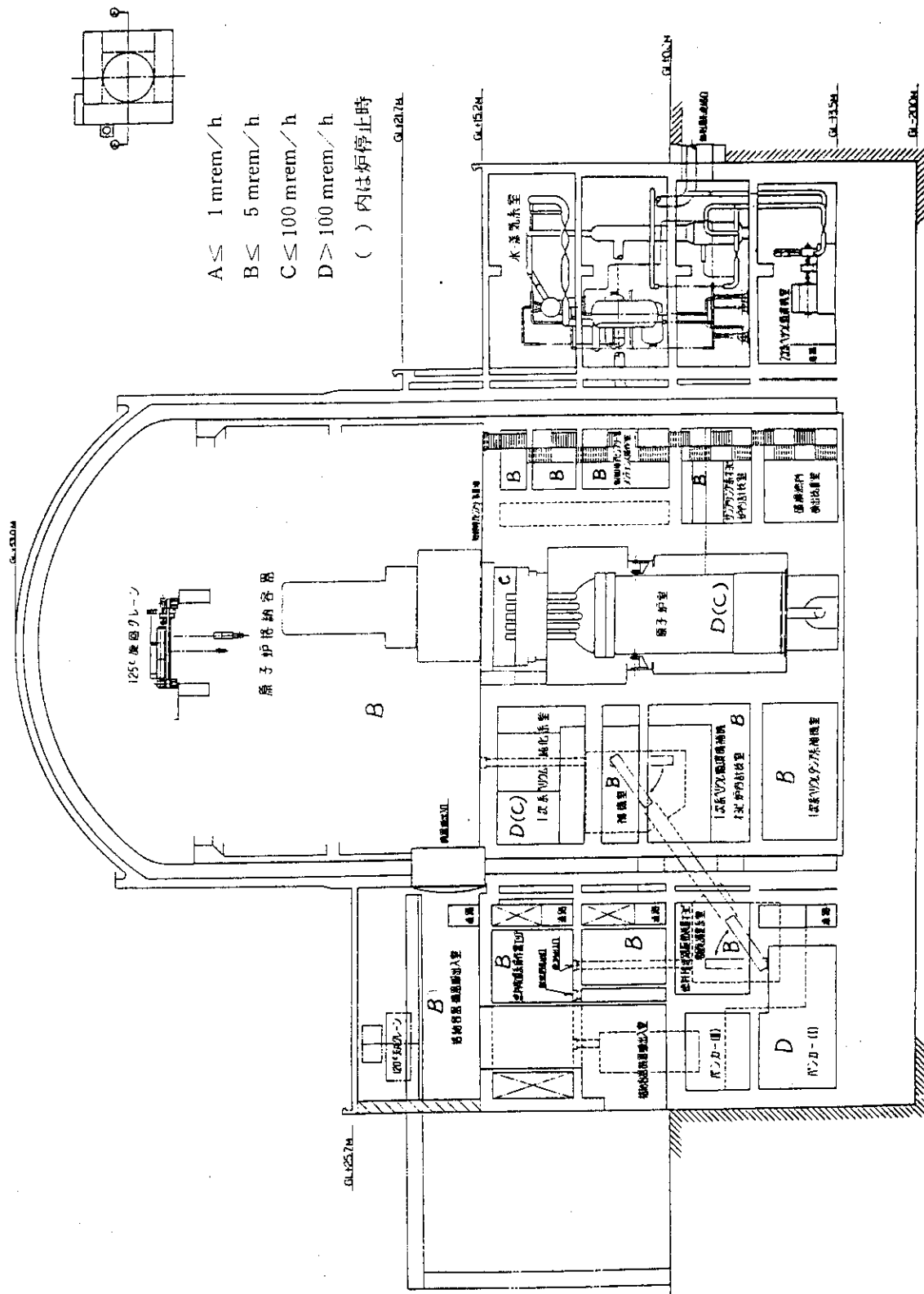


第11.1.3図 放射性廃棄物廃棄施設系統説明図  
(固体廃棄物処理設備)

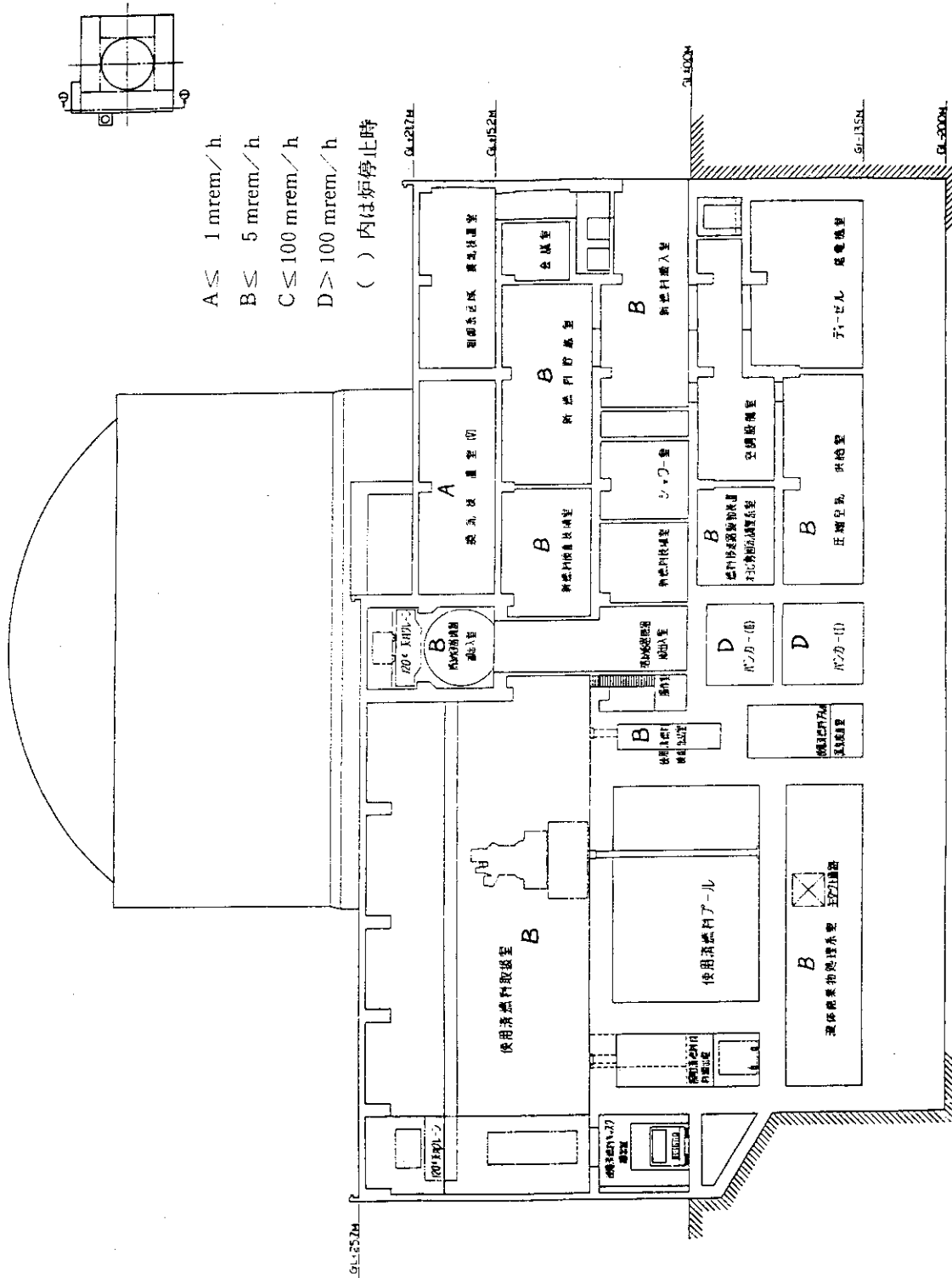




第12.1.1 線量管理区域区分 (1/9)



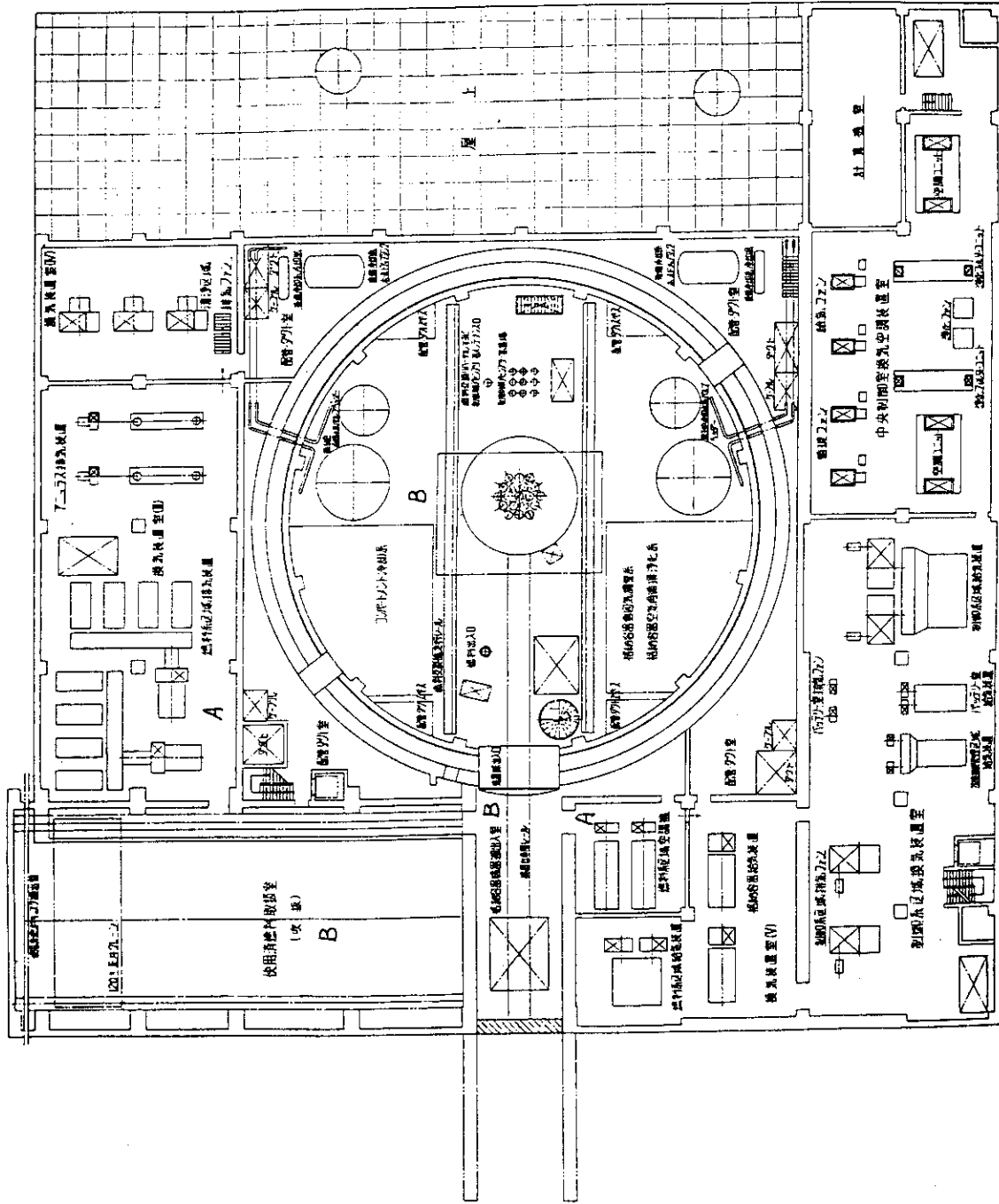
第 12. 1. 1 図 線量管理区域区分 (2/9)



第12.1.1図 線量管理区域区分 (3/9)

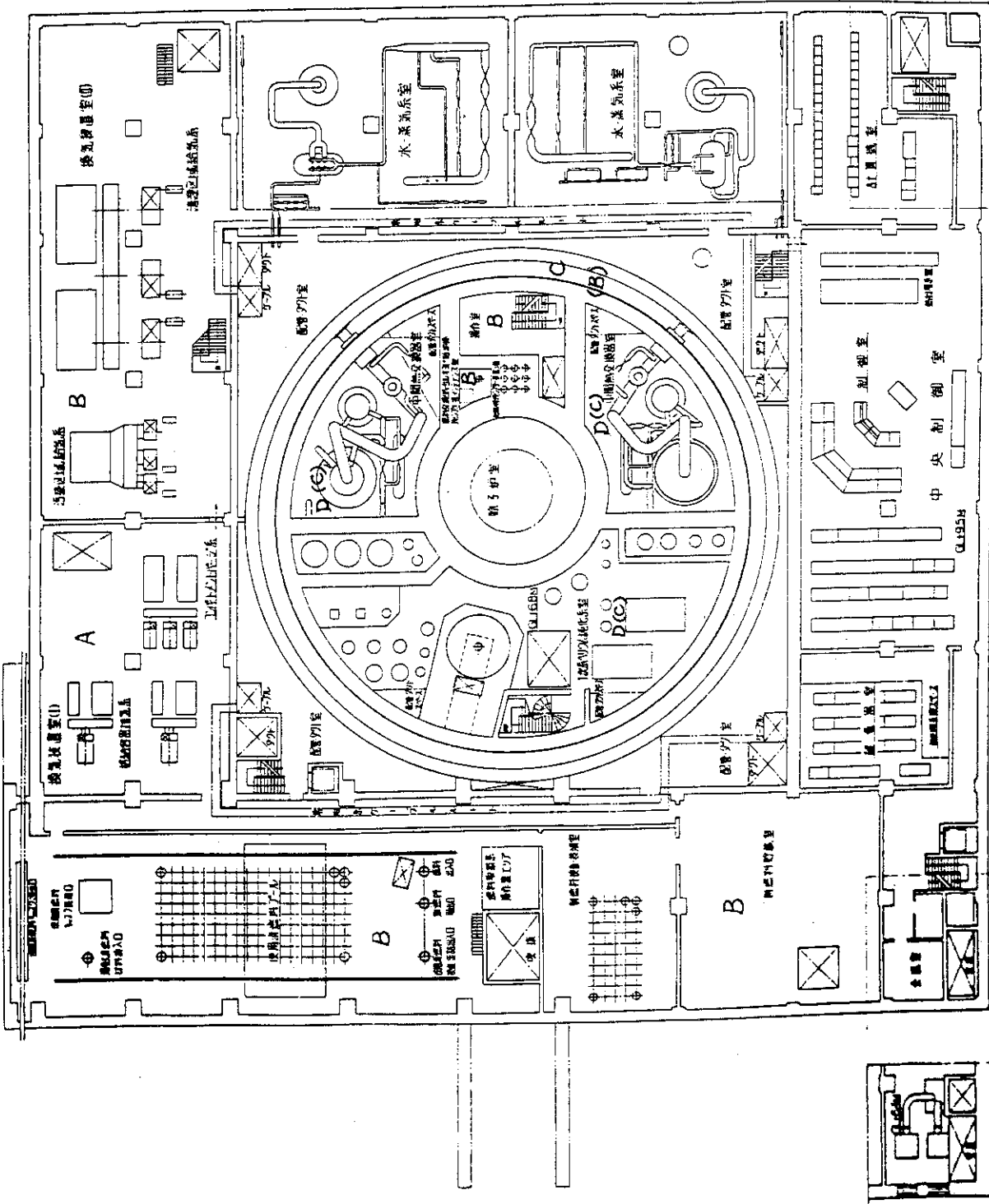


- A ≤ 1 mrem/h
- B ≤ 5 mrem/h
- C ≤ 100 mrem/h
- D > 100 mrem/h
- ( ) 内は炉停止時



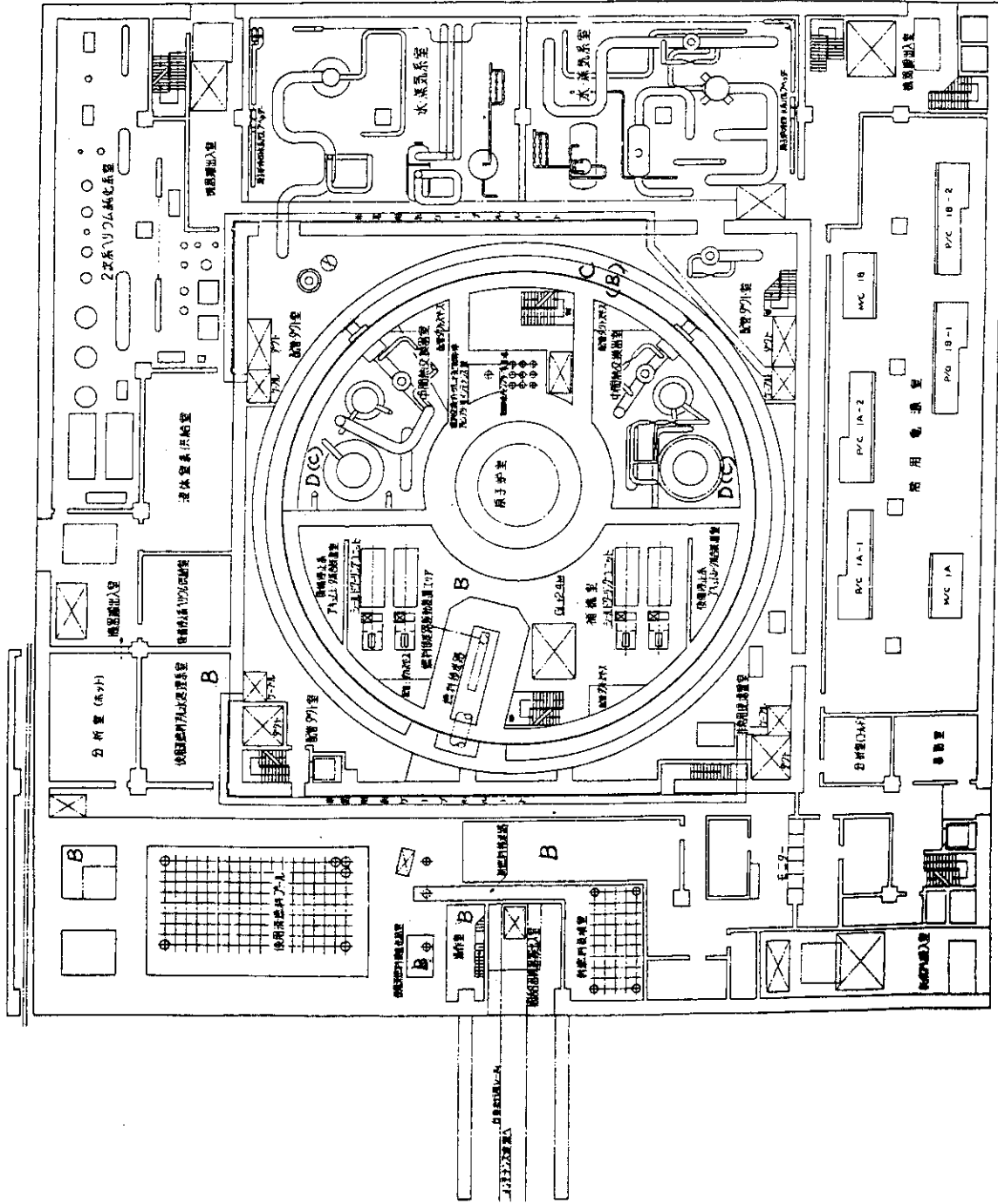
第 12. 1. 1 図 線量管理区域区分 (5/9)

- A ≤ 1 mrem/h
- B ≤ 5 mrem/h
- C ≤ 100 mrem/h
- D > 100 mrem/h
- ( ) 内は炉停止時



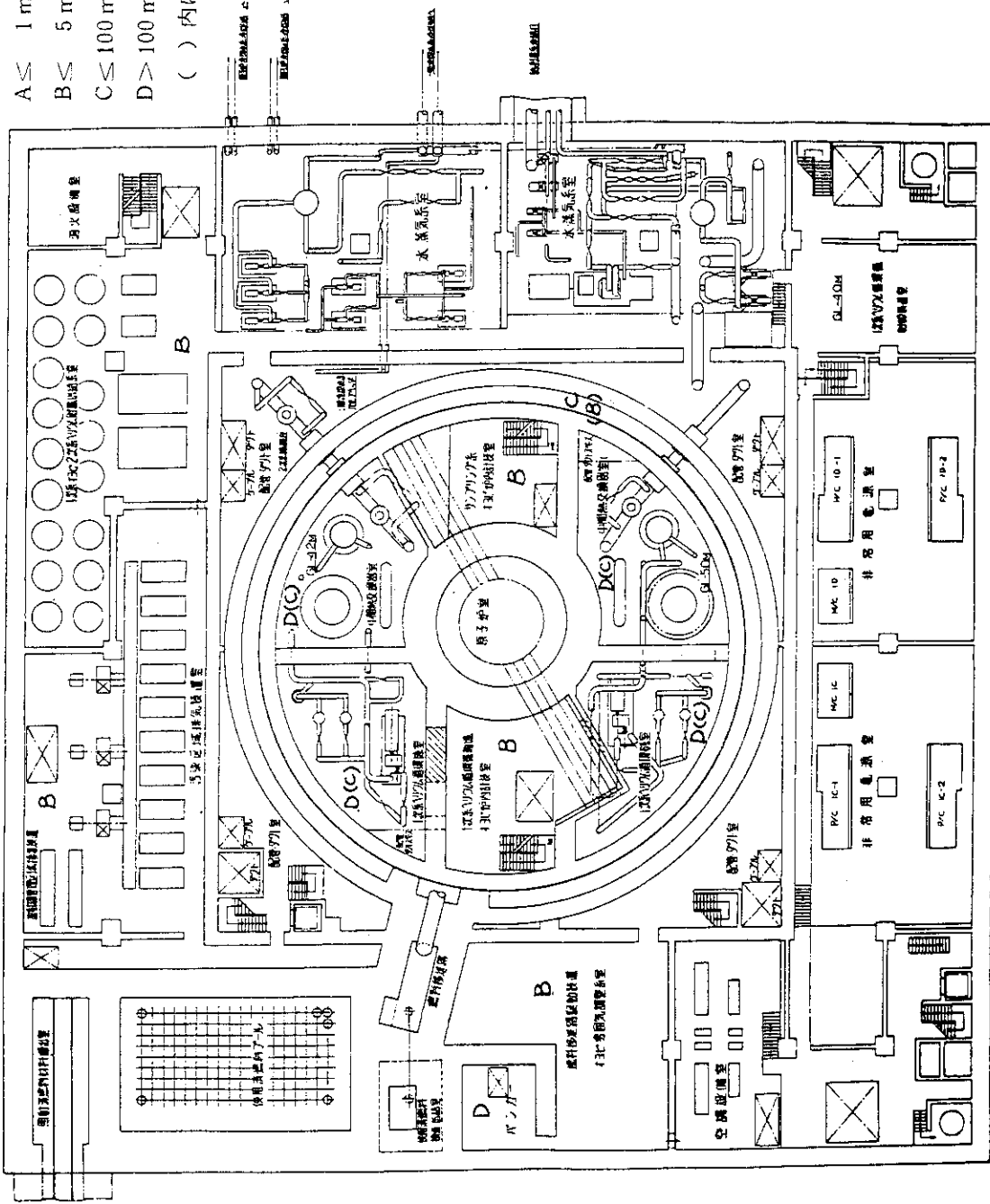
第12.1.1 凶線量管理区域区分(6/9)

- A ≤ 1 mrem/h
  - B ≤ 5 mrem/h
  - C ≤ 100 mrem/h
  - D > 100 mrem/h
- ( ) 内は炉停止時



第12.1.1図 線量管理区域区分(7/9)

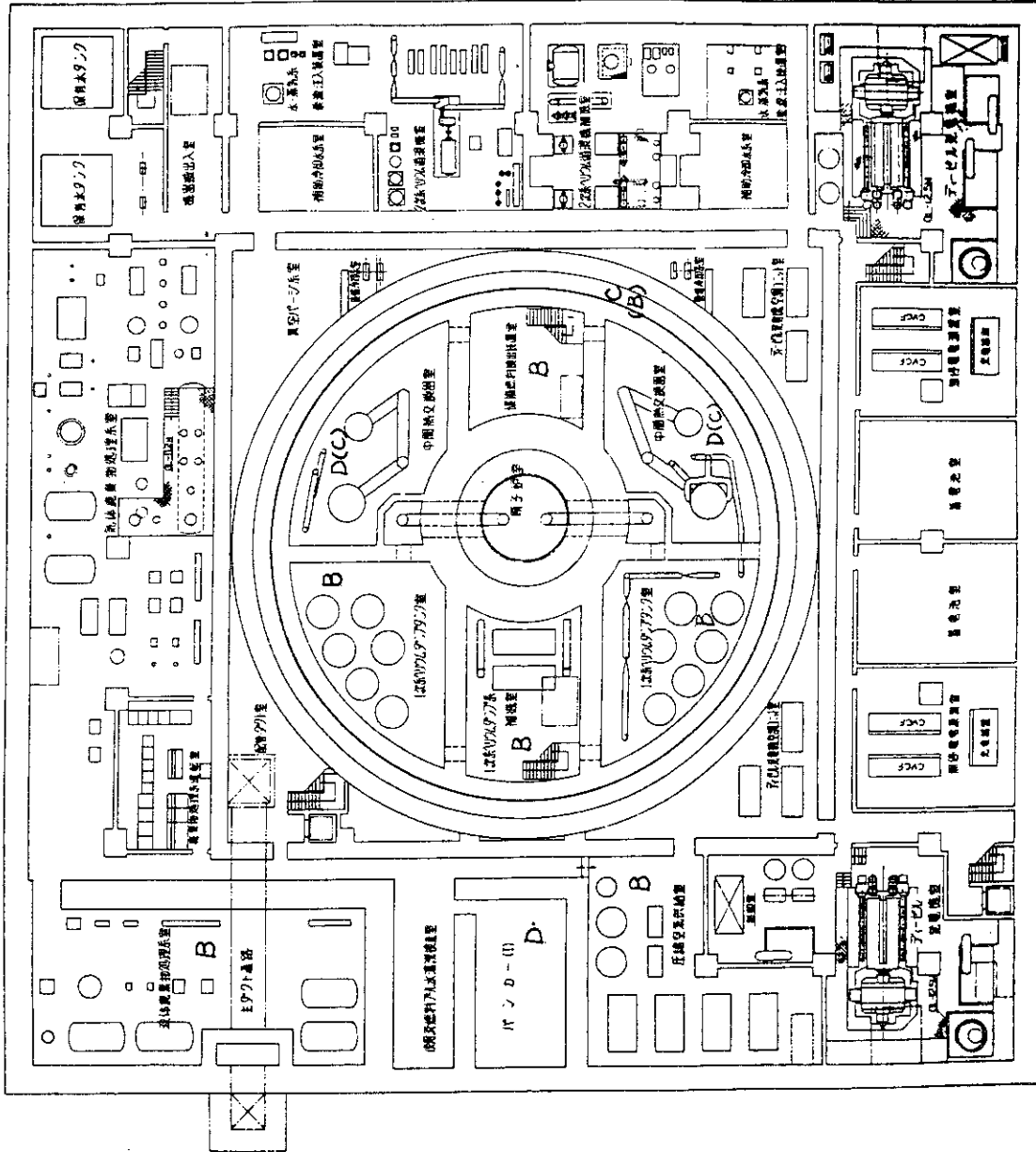
- A ≤ 1 mrem/h
  - B ≤ 5 mrem/h
  - C ≤ 100 mrem/h
  - D > 100 mrem/h
- ( ) 内は炉停止時



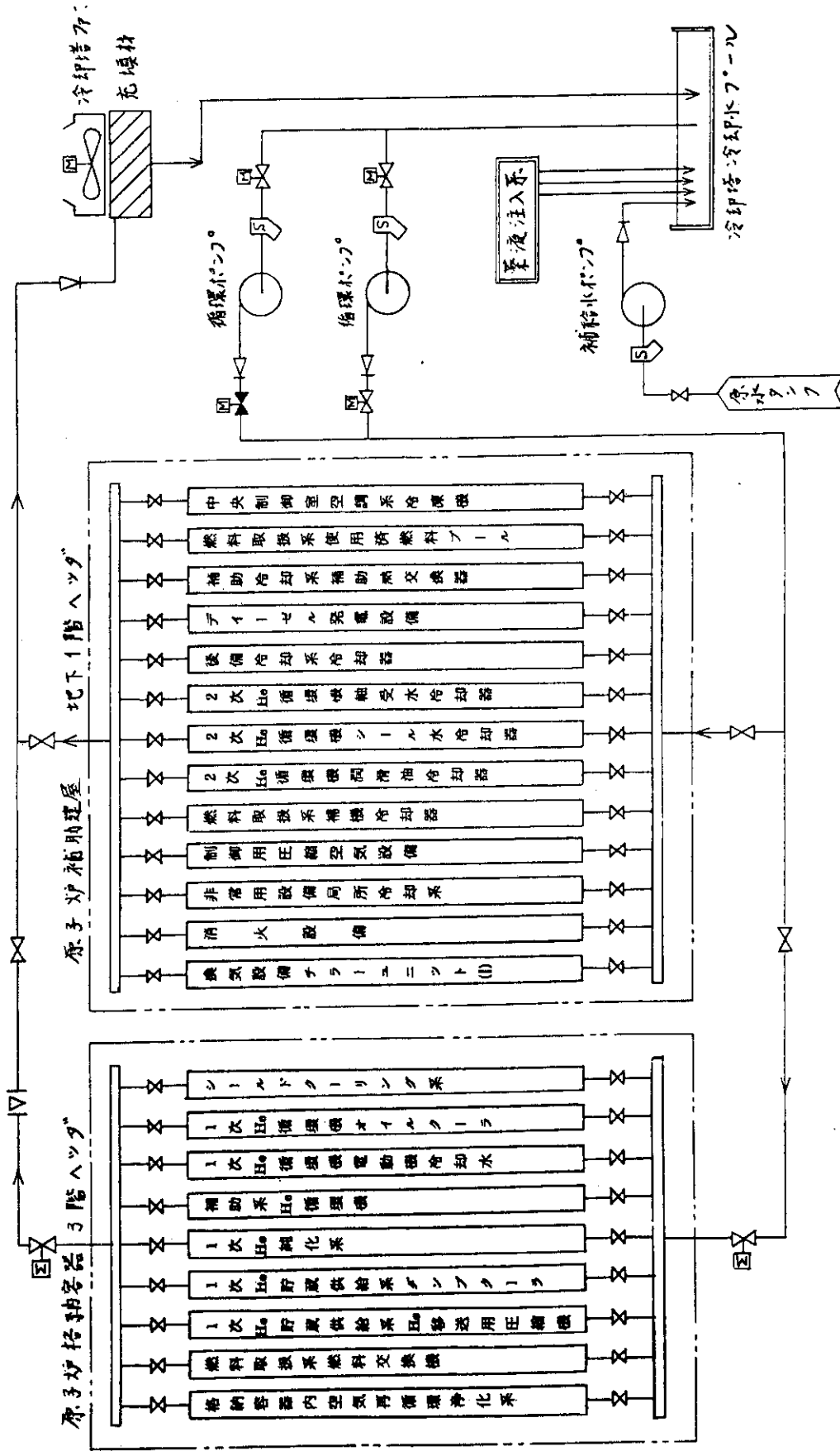
第 12. 1. 1 図 線量管理区域区分 ( 8 / 9 )



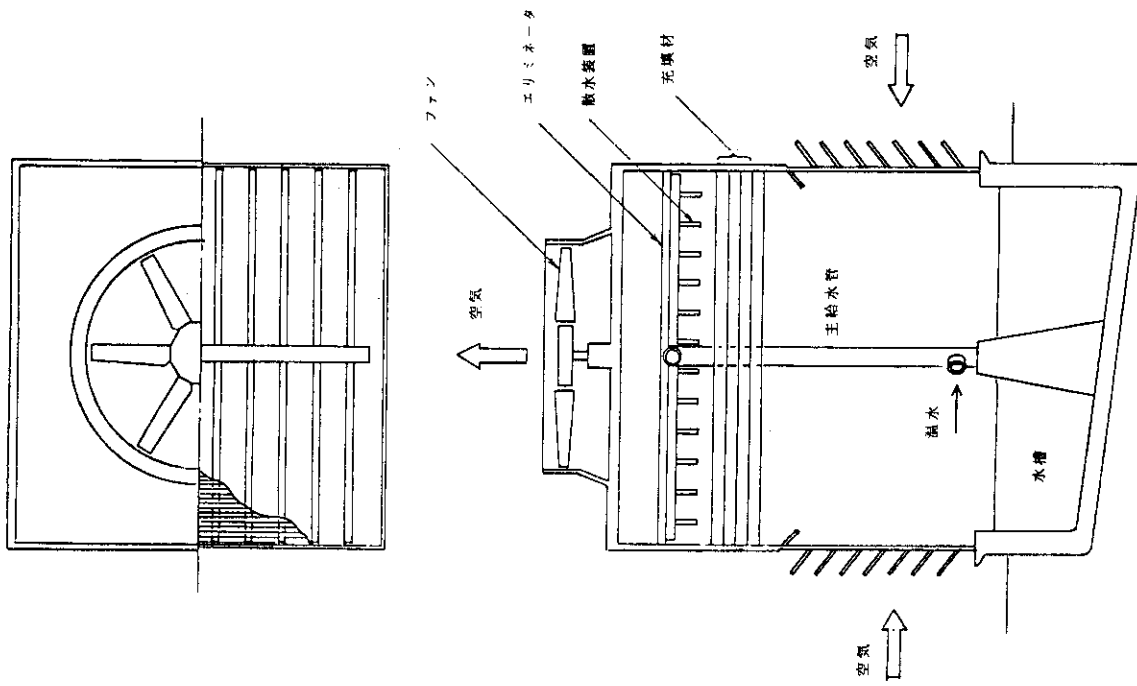
- A ≤ 1 mrem/h
- B ≤ 5 mrem/h
- C ≤ 100 mrem/h
- D > 100 mrem/h
- ( ) 内は炉停止時



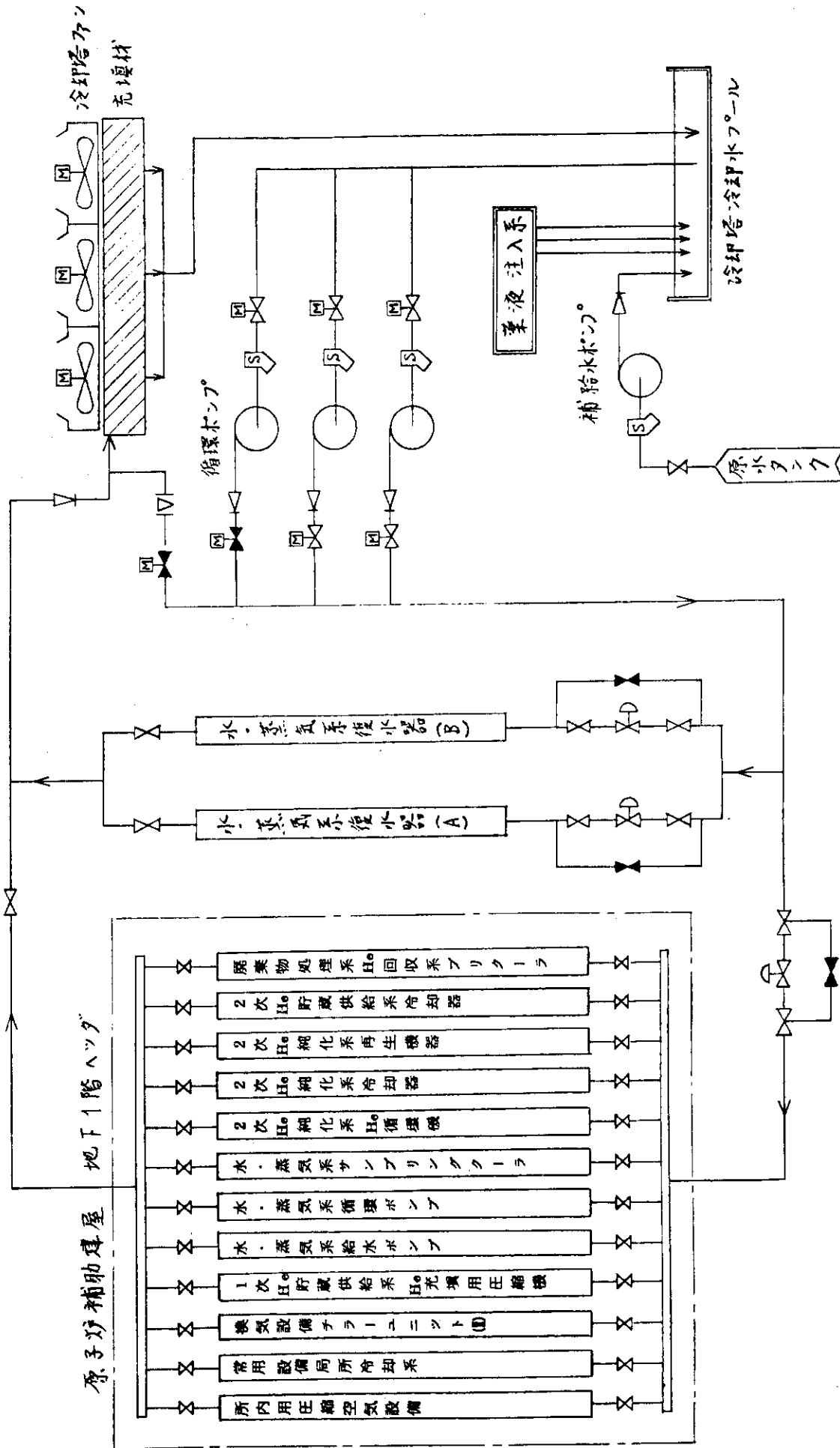
第12.1.1図 線量管理区域区分 (9/9)



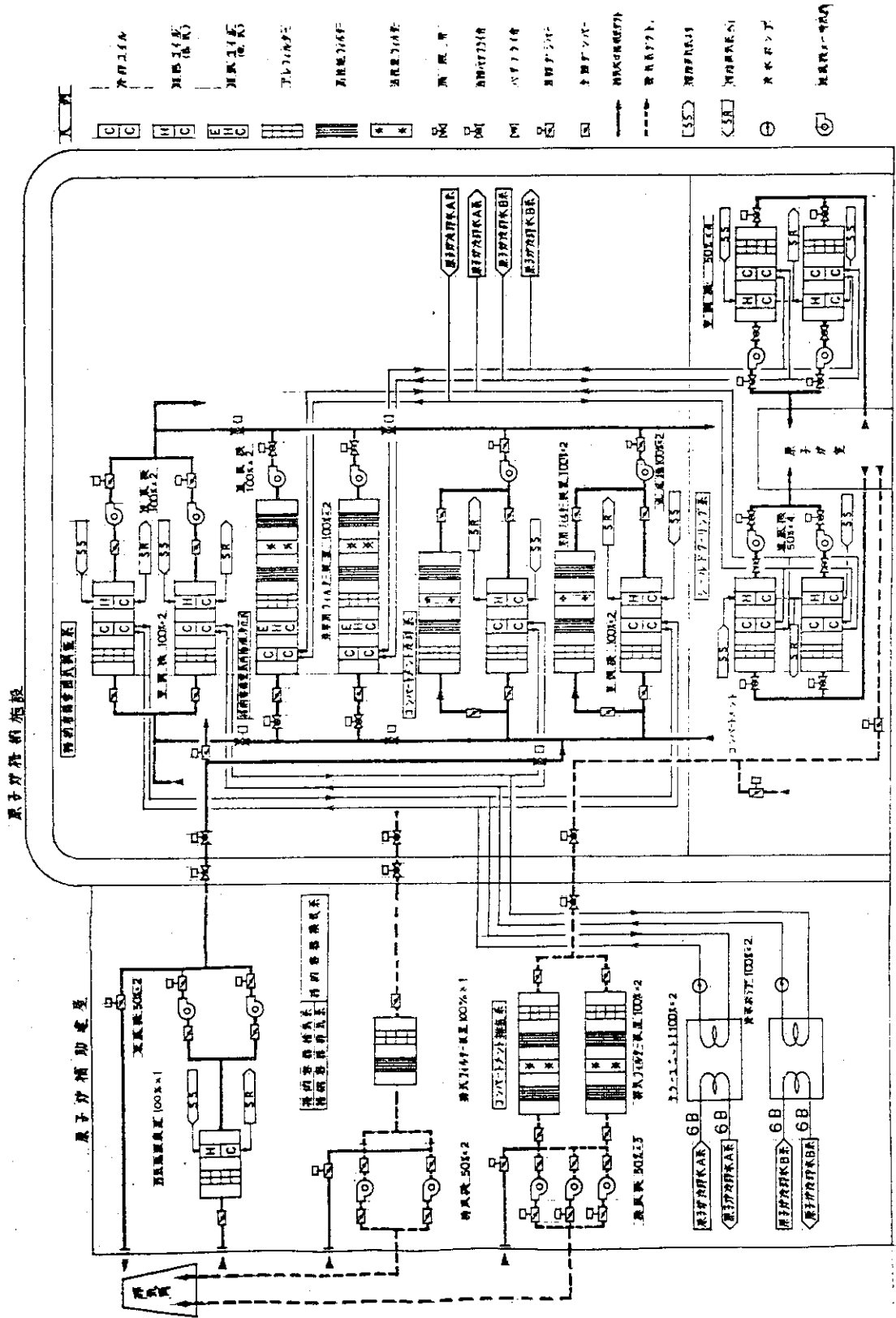
第13.2.1図 原子炉冷却水系統説明図（一系統のみ）



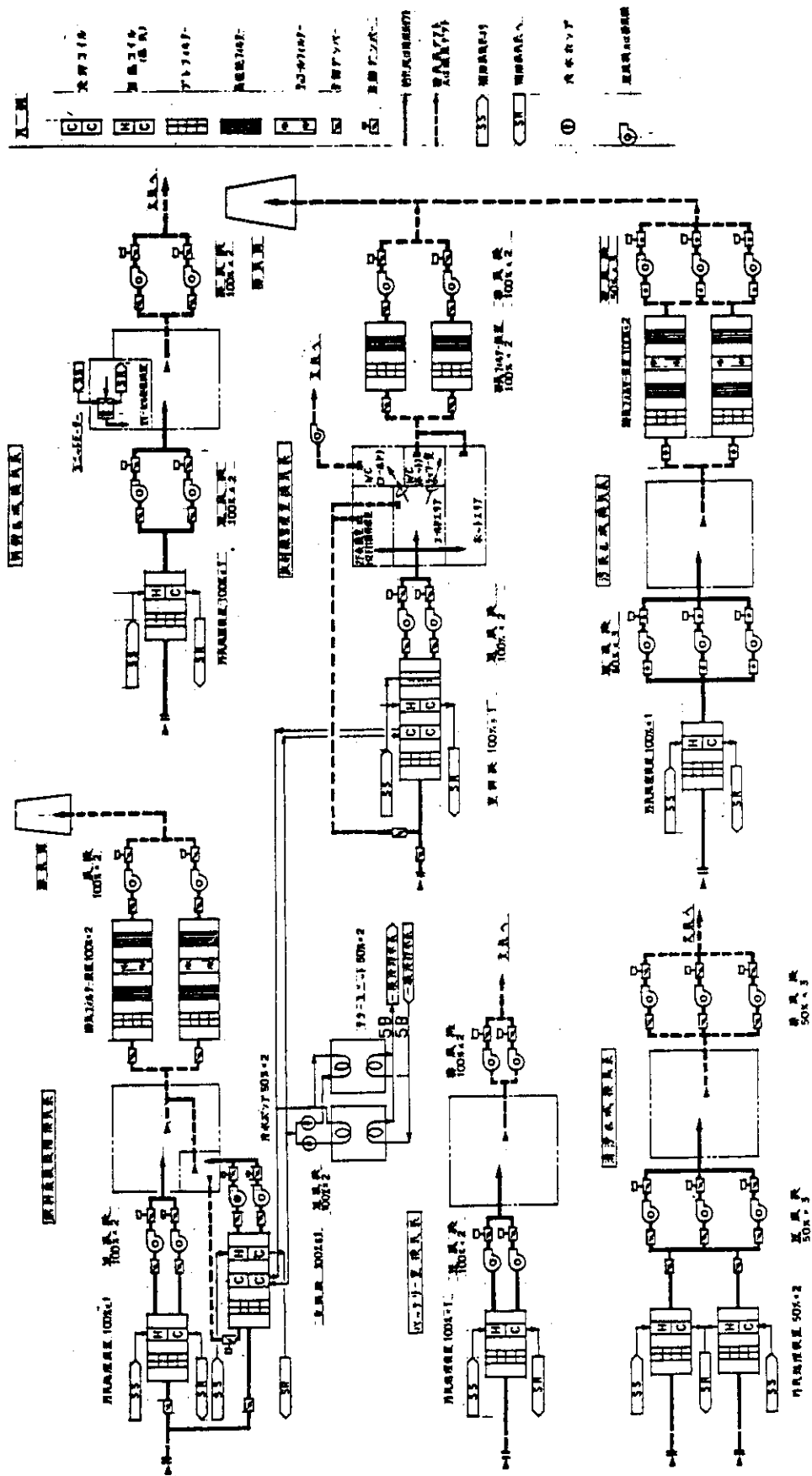
第 13. 2. 2 図 冷却塔構造説明図



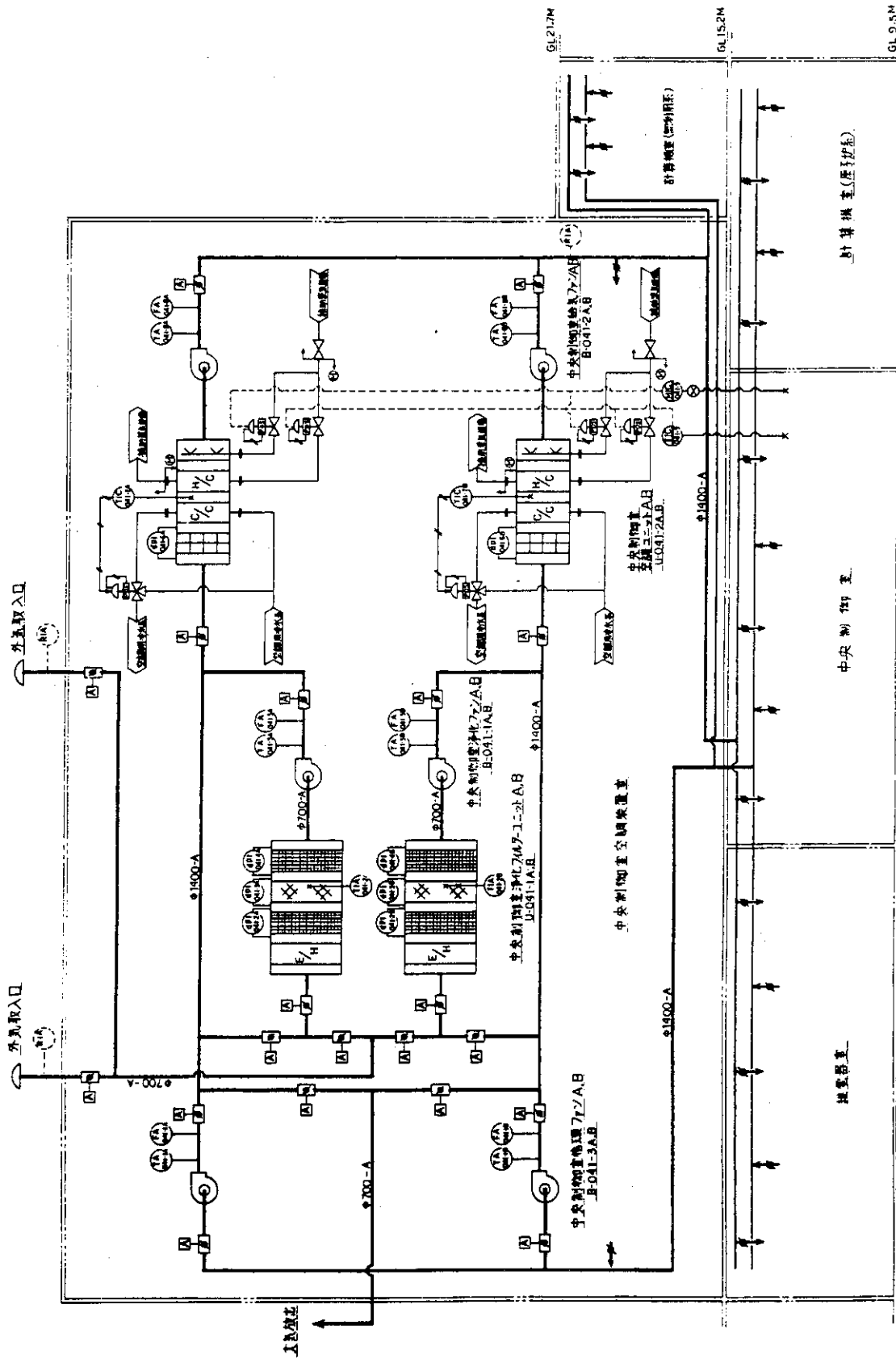
第13.3.1図 一般冷却水系統説明図



第 13. 5. 1 図 原子炉格納容器換気空調設備系統説明図



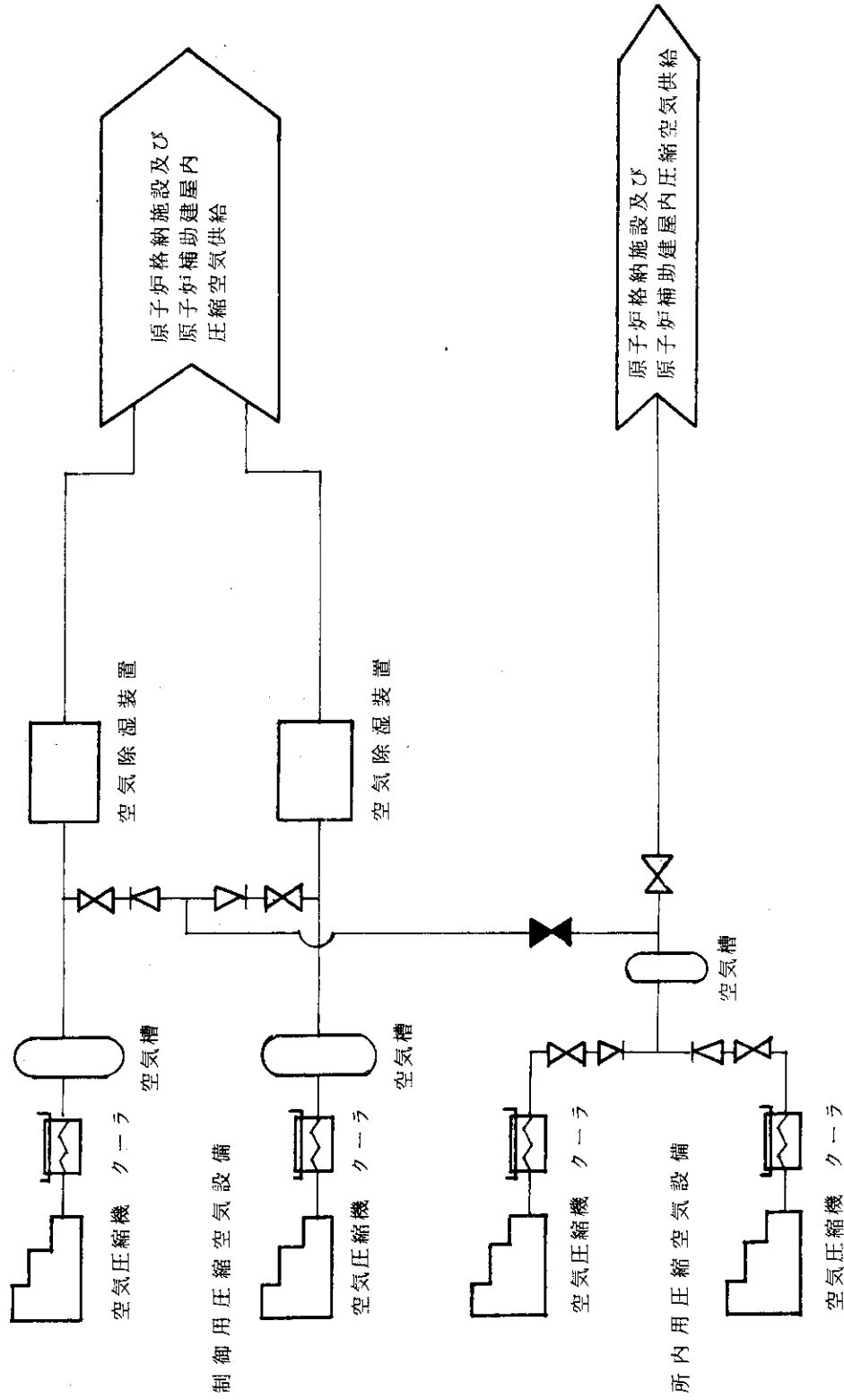
第 13. 5. 2 図 原子炉補助建屋換気空調設備系統説明図



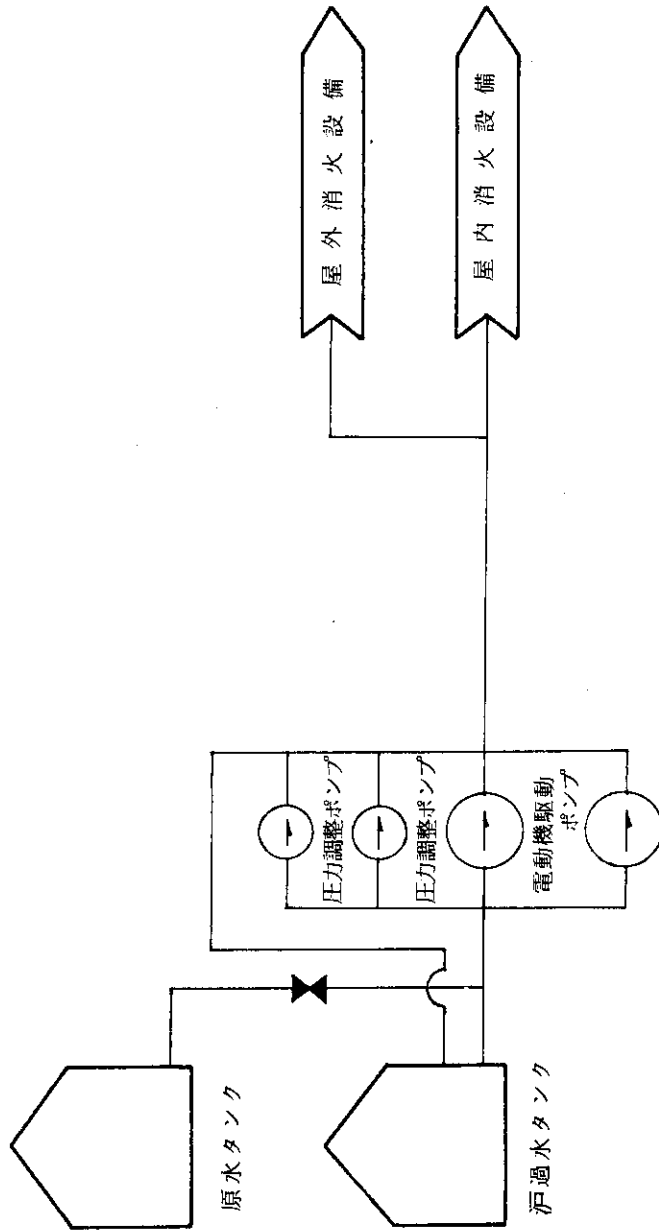
第 13. 5. 3 図 中央制御室換気空調設備系統説明図







第13.7.1図 圧縮空気設備系統説明図



ディーゼルエンジン駆動ポンプ

第 13. 8. 1 図 水消火設備系統説明図