

第 6.3.1 表 安全保護系のプロセス計装

項 目	チャンネル数	検 出 器
原 子 炉 圧 力	4	圧力伝送器
加 圧 器 水 位	4	差圧伝送器
1 次 冷 却 材 流 量	4 / ループ	差圧伝送器
1 次 冷 却 材 温 度	4	測温抵抗式温度計
蒸 気 発 生 器 水 位	4 / 蒸気発生器	差圧伝送器
主 蒸 気 ラ イ ン 圧 力	4 / ループ	圧力伝送器
原 子 炉 格 納 容 器 圧 力	4	圧力伝送器
タービン第 1 段後圧力	4	圧力伝送器

第 6.3.2 表 事故時監視が必要なプロセス計装

項 目	名 称
1 次 冷 却 系 計 装	1 次冷却材温度 (広域—高温側, 低温側) 1 次冷却材圧力 (広域)
化 学 体 積 制 御 系 計 装	ほう酸タンク水位
主蒸気及び給水, 補助給水系計装	補助給水流量 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水タンク水位
燃 料 取 替 用 水 系 計 装	燃料取替用水タンク水位
原 子 炉 格 納 容 器 関 連 計 装	原子炉格納容器内温度 原子炉格納容器水位 (広域, 狭域)
原 子 炉 補 機 冷 却 系 計 装	原子炉補機冷却水サージタンク水位
制 御 用 空 気 系 計 装	制御用空気圧力
非 常 用 炉 心 冷 却 系 計 装	高圧注入流量 低圧注入流量

第 6.4.1 表 計装設備（常設）の設備仕様

(1) 1 次冷却材高温側温度（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ プロセス計装設備
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	3
計 測 範 囲	0 ～ 400℃

(2) 1 次冷却材低温側温度（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ プロセス計装設備
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	3
計 測 範 囲	0 ～ 400℃

(3) 1 次冷却材圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ プロセス計装設備
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	0 ～ 21.0MPa [gage]

(4) 加圧器水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ プロセス計装設備
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
-----	---

計測範囲 0～100%

(5) 原子炉容器水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個数 1

計測範囲 0～100%

(6) 高圧注入ライン流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個数 2

計測範囲 0～350m³/h

(7) 余熱除去ループ流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個数 2

計測範囲 0～1,100m³/h

(8) 代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)

個数 1

計測範囲 0～200m³/h（積算：0～10,000m³）

(9) 格納容器スプレイラインB積算流量

個数 1

計測範囲 0～1,300m³/h（積算：0～10,000m³）

(10) 格納容器内温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	2
計 測 範 囲		0 ～220℃

(11) 格納容器内圧力（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	2
計 測 範 囲		0 ～0.35MPa〔gage〕

(12) 格納容器内圧力(AM)

個	数	1
計 測 範 囲		0 ～1.0MPa〔gage〕

(13) 格納容器再循環サンプ水位（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	2
計 測 範 囲		0 ～100%

(14) 格納容器再循環サンプ水位（狭域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	0 ～100%

(15) 格納容器水位

個 数	1
計 測 範 囲	ON-OFF

(16) 原子炉下部キャビティ水位

個 数	1
計 測 範 囲	ON-OFF

(17) 格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 放射線管理設備（通常運転時等）
- ・ 〃 （重大事故等時）
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	$10^2 \sim 10^7 \mu \text{ Sv/h}$

(18) 格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 放射線管理設備（通常運転時等）
- ・ 〃 （重大事故等時）
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	$10^3 \sim 10^8 \text{ mSv/h}$

(19) 出力領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉計装

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 4（上部と下部の中性子束平均値）

計 測 範 囲 0 ～120%

(20) 中間領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 2

計 測 範 囲 $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$

(21) 線源領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 2

計 測 範 囲 $1 \sim 10^6 \text{ cps}$

(22) 蒸気発生器狭域水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 6

計 測 範 囲 0 ～100%

(23) 蒸気発生器広域水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	3
計 測 範 囲	0 ～100%

(24) 補助給水ライン流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	3
計 測 範 囲	0 ～180m ³ /h

(25) 主蒸気ライン圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	6
計 測 範 囲	0 ～8.5MPa[gage]

(26) 原子炉補機冷却水サージタンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計 測 範 囲	0 ～100%

(27) 燃料取替用水タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
-----	---

計測範囲 0～100%

(28) ほう酸タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個数 2

計測範囲 0～100%

(29) 補助給水タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個数 2

計測範囲 0～100%

(30) 安全パラメータ表示システム

兼用する設備は以下のとおり。

- ・通信連絡設備（通常運転時等）
- ・〃（重大事故等時）
- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・緊急時対策所（通常運転時等）
- ・〃（重大事故等時）

個数 1式

第 6.4.2 表 計装設備（可搬型）の設備仕様

(1) 格納容器水素濃度計測装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 1（予備 1）

計 測 範 囲 0 ～ 20vol%

(2) アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 1（予備 1）

計 測 範 囲 0 ～ 20vol%

(3) 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力

個 数 1（予備 1）

計 測 範 囲 0 ～ 1 MPa [gage]

(4) 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 1 式^{※1}

※1 格納容器再循環ユニット入口温度及

び格納容器再循環ユニット出口温度
として， 4（予備 4）を含む。

(5) 可搬型計測器

個 数 38（予備 20）

(6) SPDS 表示端末

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 通信連絡設備（通常運転時等）
- ・ 〃 （重大事故等時）
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）
- ・ 緊急時対策所（通常運転時等）
- ・ 〃 （重大事故等時）

個 数 1（予備 1）

第 6.4.3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1 / 4）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ (注 1)	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
原子炉容器内の 温度	1 次冷却材高温側温度（広域）※ ¹	3	0 ～400℃	最大値：約336℃	1 次系最高使用温度（343℃）及び炉心損傷の判断基準である350℃を超える温度を監視可能。なお、1 次冷却材高温側温度（広域）で炉心損傷を判断する際は、炉心出口温度に比べ1 次冷却材高温側温度（広域）が低い値を示す傾向にあるものの、1 次冷却材高温側温度（広域）が350℃以上であれば炉心出口温度は350℃以上と推定できるため、炉心損傷を判断することが可能である。	3
	1 次冷却材低温側温度（広域）※ ¹	3	0 ～400℃	最大値：約336℃		
原子炉容器内の 圧力	1 次冷却材圧力※ ¹	2	0 ～21.0MPa [gage]	最大値：約17.7MPa[gage]	1 次系最高使用圧力（17.16MPa[gage]）の1.2倍（事故時の判断基準）である20.59MPa[gage]を監視可能。	1
	1 次冷却材高温側温度（広域）※ ² 1 次冷却材低温側温度（広域）※ ²	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
原子炉容器内の 水位	加圧器水位	2	0 ～100%	最大値：約87% 最小値：0 %以下（注 2）	原子炉容器上部に位置する加圧器上部胴上端近傍から下部胴下端近傍までの水位を監視可能。通常運転時及び事故時の1 次冷却材保有水を制御し、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	原子炉容器水位※ ²	1	0 ～100%	最大値：100% 最小値：0 %	加圧器の下部に位置し、加圧器の計測範囲とラップしないが、原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。重大事故等時において、加圧器水位による監視ができない場合、原子炉容器内の水位及び保有水が監視可能であり、事故対応が可能。	1 ・ 3 補正用
	1 次冷却材圧力※ ²	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	1 次冷却材高温側温度（広域）※ ² 1 次冷却材低温側温度（広域）※ ²	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
原子炉容器への 注水量	高圧注入ライン流量	2	0 ～350m ³ /h	280m ³ /h	高圧注入ポンプの最大流量（280m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	2
	余熱除去ループ流量	2	0 ～1,100m ³ /h	1,090m ³ /h	余熱除去ポンプの最大流量（1,090m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	2
	格納容器スプレイラインB積算流量	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ				
	代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)	1	0 ～200m ³ /h (0 ～10,000m ³)	－（注 3）	重大事故等時において、代替格納容器スプレイポンプの最大流量（140m ³ /h）を監視可能。	1
	燃料取替用水タンク水位※ ² 補助給水タンク水位※ ²	水源を監視するパラメータと同じ				
	加圧器水位※ ² 原子炉容器水位※ ²	原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
	1 次冷却材圧力※ ²	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	1 次冷却材低温側温度（広域）※ ²	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
	格納容器再循環サンプル水位（広域）※ ²	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ				

※ 1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ、※ 2：重要代替監視パラメータ

(注 1) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの値については、安全パラメータ表示システム（SPDS表示端末含む）又は可搬型温度計測装置によりデータを記録する。

(注 2) 計測範囲を一時的に超えるが、このときは1 次冷却材圧力と1 次冷却材温度によって原子炉の冷却状態を監視する。

(注 3) 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

第 6.4.3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2 / 4）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ (注1)	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	
原子炉格納容器 への注水量	格納容器スプレイラインB積算流量	1	0～1,300m ³ /h (0～10,000m ³)	－(注2)	重大事故等時において、格納容器スプレイポンプの最大流量(1,290m ³ /h)を監視可能。	1	
	代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)		原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ (計測範囲は、重大事故等時において、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器への注水流量(140m ³ /h)を監視可能。)				
	高压注入ライン流量 余熱除去ループ流量		原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ				
	燃料取替用水タンク水位 ^{※2} 補助給水タンク水位 ^{※2}		水源を監視するパラメータと同じ				
	格納容器再循環サンプ水位(広域) ^{※2}		原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
原子炉格納容器 内の温度	格納容器内温度	2	0～220℃	最大値：約120℃	格納容器最高使用温度(132℃)及び重大事故等時の格納容器最高温度(138℃)を超える温度を監視可能。	1	
	格納容器内圧力(広域) ^{※2} 格納容器内圧力(AM) ^{※2}		原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
原子炉格納容器 内の圧力	格納容器内圧力(広域) ^{※1}	2	0～0.35MPa[gage]	最大値：約0.214MPa[gage]	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力(0.283MPa[gage])を監視可能。重大事故等時の格納容器最高圧力(0.345MPa[gage])を監視可能。	1	
	格納容器内圧力(AM) ^{※1}	1	0～1.0MPa[gage]	－(注2)	重大事故等時の格納容器最高使用圧力(0.566MPa[gage]以下)を監視可能。	1	
	格納容器内温度 ^{※2}		原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
原子炉格納容器 内の水位	格納容器再循環サンプ水位(広域) ^{※1}	2	0～100%	100%	再循環可能水位(70%)を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	
	格納容器再循環サンプ水位(狭域) ^{※1}	2	0～100%	100%以上	格納容器再循環サンプ上端(約100%)を監視可能。狭域水位の100%は、広域水位の約47%に相当。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。		
	格納容器水位 ^{※1}	1	ON-OFF	－(注2)	重大事故等時において、格納容器内への注水量の制限レベルに達したことを監視可能。	1	
	原子炉下部キャビティ水位 ^{※1}	1	ON-OFF	－(注2)	重大事故等時において、原子炉下部キャビティに溶融炉心の冷却に必要な水量があることを監視可能。		
	燃料取替用水タンク水位 ^{※2} 補助給水タンク水位 ^{※2}		水源を監視するパラメータと同じ				
	格納容器スプレイラインB積算流量 ^{※2}		原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ				
	代替格納容器スプレイライン積算流量(AM) ^{※2}		原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ (計測範囲は、重大事故等時において、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器への注水流量(140m ³ /h)を監視可能。)				
原子炉格納容器 内の水素濃度	格納容器水素濃度 ^{※1}	1	0～20vol%	－(注2)	重大事故等時において、変動範囲(0～13vol%)を監視可能。	－	
	格納容器内圧力(広域) ^{※2}		原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ、※2：重要代替監視パラメータ

(注1) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの値については、安全パラメータ表示システム(SPDS表示端末含む)又は可搬型温度計測装置によりデータを記録する。

(注2) 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

第 6.4.3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3 / 4）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ (注1)	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
原子炉格納容器 内の放射線量率	格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）※1	2	$10^{-3} \sim 10^{-8}$ mSv/h	10^{-5} mSv/h以下（注2）	格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）は、炉心損傷判断の値である 10^{-5} mSv/hを超える放射線量率を監視可能。低レンジと高レンジの計測範囲はオーバーラップするように設定。	—
	格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）※1	2	$10^{-2} \sim 10^{-7}$ μ Sv/h			—
未臨界の維持 又は監視	出力領域中性子束※1	4 ※3	$0 \sim 120\%$ $(3.3 \times 10^{-6} \sim 1.2 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約211倍 設計基準事故「制御棒飛び出し」 (注3)	設計基準事故時、事象初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され急峻に低下するため、現状の計測範囲でも、同計測範囲により事故対応が可能。また、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。通常運転時の変動範囲0～100%に対し、0～120%を監視可能。「中間領域中性子束」及び「線源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能。	—
	中間領域中性子束※1	2	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3}$ A $(1.3 \times 10^{-2} \sim 6.6 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$		通常運転時の変動範囲 $10^{-11} \sim$ 約 10^{-3} Aに対し、 $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3}$ A を監視可能。	—
	線源領域中性子束※1	2	$1 \sim 10^6$ cps $(10^{-1} \sim 10^5 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$		通常運転時の変動範囲1～ 10^5 cps に対し、1～ 10^6 cps を監視可能。	—
	1次冷却材高温側温度（広域）※2 1次冷却材低温側温度（広域）※2			原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ		
	ほう酸タンク水位※2			水源を監視するパラメータと同じ		
	格納容器内圧力（広域）※1			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ		
最終ヒートシンク の確保	蒸気発生器狭域水位※1	6	0～100%	最大値：100%以上（注4） 最小値：0%以下（注5）	湿分分離器下端から伝熱管上端まで監視可能。「蒸気発生器広域水位」と相まって、重大事故等時における蒸気発生器の変動を包絡できる。	3
	蒸気発生器広域水位※1	3	0～100%	最大値：100%以上（注4） 最小値：0%以下（注5）	湿分分離器下端から管板付近まで監視可能。重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。（注7）	
	補助給水ライン流量※1	3	$0 \sim 180 \text{ m}^3/\text{h}$	$53 \text{ m}^3/\text{h}$	補助給水ライン流量（ $53 \text{ m}^3/\text{h}$ ）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	3
	主蒸気ライン圧力※1	6	$0 \sim 8.5 \text{ MPa [gage]}$	最大値：約 7.8 MPa [gage]	2次系最高使用圧力（ 7.48 MPa [gage] ）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	3
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	2	0～100%	100%	変動範囲0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力※2	1	$0 \sim 1 \text{ MPa [gage]}$	—（注6）	原子炉補機冷却水サージタンクの加圧目標 0.27 MPa [gage] を監視可能。	—
	格納容器再循環ユニット入口温度※1	1	$0 \sim 200^\circ\text{C}$	—（注6）	格納容器最高使用温度（ 132°C ）及び重大事故等時の格納容器最高温度（ 138°C ）を超える温度を監視可能。	1
	格納容器再循環ユニット出口温度※1	2	$0 \sim 200^\circ\text{C}$	—（注6）	格納容器最高使用温度（ 132°C ）及び重大事故等時の格納容器最高温度（ 138°C ）を超える温度を監視可能。	2
	格納容器内圧力 (AM) ※2			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ		
	格納容器内温度※2			原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ		
	1次冷却材高温側温度（広域）※2 1次冷却材低温側温度（広域）※2			原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ		
	補助給水タンク水位※2			水源を監視するパラメータと同じ		

（注1） 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの値については、安全パラメータ表示システム（SPDS表示端末含む）又は可搬型温度計測装置によりデータを記録する。なお、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力は加圧操作時の一時的な監視に使用するものであり、記録用紙へ記録する。

（注2） 炉心損傷の判断は 10^{-5} mSv/hであり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

（注3） 120%定格出力を超えるのは短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視上影響はない。

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ、※2：重要代替監視パラメータ、※3：上部と下部の中性子束平均値

（注4） 計測範囲を一時的に超えるが、100%以上であることで冷却されていることを監視可能。

（注5） 計測範囲を一時的に超えるのは、破断側の蒸気発生器においてであり、破断のない側の蒸気発生器の水位は監視可能。

（注6） 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

（注7） 蒸気発生器広域水位下端を一時的に下回る重大事故等時の事象があるが、下回っていることで蒸気発生器がドライアウトしている又はその恐れがあることを監視可能。

第 6.4.3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4 / 4）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ (注1)	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
格納容器バイパス の監視	蒸気発生器狭域水位 ^{※1} 蒸気発生器広域水位 ^{※2} 主蒸気ライン圧力 ^{※1} 補助給水ライン流量 ^{※2}	最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同じ				
	1 次冷却材圧力 ^{※1}	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	1 次冷却材高温側温度（広域） ^{※2} 1 次冷却材低温側温度（広域） ^{※2}	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
	加圧器水位 ^{※2}	原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
	格納容器再循環サンプ水位（広域） ^{※2}	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
水源の確保	燃料取替用水タンク水位	2	0～100%	100%	変動範囲 0～100% を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	ほう酸タンク水位	2	0～100%	100%	変動範囲 0～100% を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2
	補助給水タンク水位	2	0～100%	100%	変動範囲 0～100% を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	格納容器再循環サンプ水位（広域） ^{※2}	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
	格納容器スプレイラインB積算流量 ^{※2}	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ				
	高圧注入ライン流量 ^{※2} 余熱除去ループ流量 ^{※2} 代替格納容器スプレイライン積算流量(AM) ^{※2}	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ				
	補助給水ライン流量 ^{※2}	最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同じ				
	出力領域中性子束 ^{※2} 中間領域中性子束 ^{※2} 線源領域中性子束 ^{※2}	未臨界の維持又は監視を監視するパラメータと同じ				
アニュラス部の 水素濃度	アニュラス水素濃度(AM) ^{※1}	1	0～20vol%	－（注2）	重大事故等時において、変動範囲（0～1 vol%）を監視可能。	－

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ，※2：重要代替監視パラメータ

(注1) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの値については、安全パラメータ表示システム（SPDS表示端末含む）又は可搬型温度計測装置によりデータを記録する。

(注2) 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（1 / 10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉容器内の温度	1次冷却材高温側温度（広域）	① 1次冷却材低温側温度（広域） ② 【炉心出口温度】※1※2	・ 1次冷却材高温側温度（広域）の計測が困難となった場合は、1次冷却材低温側温度（広域）により推定する。この推定方法では、重大事故等時において約10℃程度の温度差が生じる可能性があることを考慮する。また、使用可能であれば炉心出口温度（多様性拡張設備）により、温度を推定する。
	1次冷却材低温側温度（広域）	① 1次冷却材高温側温度（広域） ② 【炉心出口温度】※1※2	・ 1次冷却材低温側温度（広域）の計測が困難となった場合は、1次冷却材高温側温度（広域）により推定する。この推定方法では、重大事故等時において約10℃程度の温度差が生じる可能性があることを考慮する。また、使用可能であれば炉心出口温度（多様性拡張設備）により、温度を推定する。
	【炉心出口温度】※1※2	① 1次冷却材高温側温度（広域） ② 1次冷却材低温側温度（広域）	・ 炉心出口温度（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）により、温度を推定する。推定は、炉心出口により近い値を示す1次冷却材高温側温度（広域）を優先する。1次冷却材高温側温度（広域）と炉心出口温度の関係は炉心冠水状態から炉心損傷を判断する時点（350℃）において、1次冷却材高温側温度（広域）の方がやや低めの値を示すものの、大きな温度差は見られないことから1次冷却材高温側温度（広域）により炉心損傷を判断することが可能である。

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1 耐震性又は耐環境性がないパラメータ、※2 常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（2 / 10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉容器内の圧力	1 次冷却材圧力	①【加圧器圧力】※1※2 ①【蓄圧タンク圧力】※1 ②1 次冷却材高温側温度（広域） ③1 次冷却材低温側温度（広域）	・1 次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、原子炉容器内が飽和状態であれば、1 次冷却材高温側温度（広域）又は1 次冷却材低温側温度（広域）により、圧力を推定する。推定は、1 次冷却材高温側温度（広域）、1 次冷却材低温側温度（広域）の順で優先し使用する。原子炉容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。また、使用可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力（多様性拡張設備）にて推定する。なお、蓄圧タンク注入中は蓄圧タンク圧力（多様性拡張設備）により推定する。
	【加圧器圧力】※1※2	①1 次冷却材圧力	・加圧器圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、計測範囲が広い1 次冷却材圧力により圧力を推定する。
原子炉容器内の水位	加圧器水位	①原子炉容器水位 ②1 次冷却材圧力 ②1 次冷却材高温側温度（広域）	・加圧器水位の計測が困難となった場合は、原子炉容器水位により、原子炉容器内の水位を推定する。また、原子炉容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することで、原子炉容器内の水位が炉心上端以上で冠水状態であるか否かを推定する。また、推定は、原子炉容器内の水位を直接計測している原子炉容器水位を優先するが、加圧器の下部に位置しているため、加圧器水位の計測範囲を考慮する。
	【R/Vフランジ面下水位 （RCSノズルセンタ水位）】※1	①1 次冷却材高温側温度（広域） ①1 次冷却材低温側温度（広域） ②【余熱除去ポンプ出口圧力】※1	・プラント停止中におけるRCSミッドループ運転時において、R/Vフランジ面下水位（RCSノズルセンタ水位）（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は1 次冷却材高温側温度（広域）又は1 次冷却材低温側温度（広域）の傾向監視又は余熱除去ポンプ出口圧力（多様性拡張設備）の傾向監視により水位変化を推定する。

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1 耐震性又は耐環境性がないパラメータ、※2 常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（3／10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉容器への注水量	高圧注入ライン流量	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位（広域）	- 高圧注入ライン流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。 - LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	余熱除去ループ流量	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位（広域）	- 余熱除去ループ流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。 - LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	格納容器スプレイラインB積算流量	①余熱除去ループB流量 ②燃料取替用水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉容器水位 ⑤格納容器再循環サンプ水位（広域）	- 格納容器スプレイラインB積算流量の計測が困難となった場合は、余熱除去ループB流量を優先し推定する。また、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。 - LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)	①余熱除去ループB流量 ②燃料取替用水タンク水位 ②補助給水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉容器水位 ⑤格納容器再循環サンプ水位（広域）	- 代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)の計測が困難となった場合は、余熱除去ループB流量を優先し推定する。また、水源である燃料取替用水タンク水位及び補助給水タンク水位、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。水位変化による推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位及び補助給水タンク水位を優先する。 - 水源に、淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。 - LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	【充てんライン流量】※1	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位（広域）	- 充てんライン流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。 - LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	【蓄圧タンク圧力】※1※2 【蓄圧タンク水位】※1※2	①1次冷却材圧力 ①1次冷却材低温側温度（広域）	蓄圧タンク圧力（多様性拡張設備）及び蓄圧タンク水位（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力及び1次冷却材低温側温度（広域）の傾向監視により蓄圧タンクからの注水開始を推定する。

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1 耐震性又は耐環境性がないパラメータ、※2 常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（4 / 10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	格納容器スプレイラインB積算流量	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	・格納容器スプレイラインB積算流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。
	代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)	①燃料取替用水タンク水位 ①補助給水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	・代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び補助給水タンク水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。水位変化による推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位及び補助給水タンク水位を優先する。 ・水源に、淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。
	高圧注入ライン流量	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	・高圧注入ライン流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンクの水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。
	余熱除去ループ流量	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	・余熱除去ループ流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンクの水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。
	【格納容器スプレイライン流量】※1	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	・格納容器スプレイライン流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	①格納容器内圧力（広域） ②格納容器内圧力(AM)	・格納容器内温度の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内圧力（広域）又は格納容器内圧力(AM)により、温度を推定する。推定は、詳細な値を把握できる格納容器圧力（広域）を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1 耐震性又は耐環境性がないパラメータ、※2 常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（5 / 10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（広域）	①格納容器内圧力(AM)	・格納容器内圧力（広域）の計測が困難となった場合は、格納容器内圧力(AM)により圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器内圧力(AM)を優先する。なお、格納容器内温度による推定は、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。
		②格納容器内温度	
	格納容器内圧力(AM)	①格納容器内圧力（広域）	・格納容器内圧力(AM)の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器内圧力（広域）により推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器内圧力（広域）を優先する。なお、格納容器内温度による推定は、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。
		②格納容器内温度	
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位（広域）	①格納容器再循環サンプ水位（狭域） ②原子炉下部キャビティ水位 ②格納容器水位	・格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器再循環サンプ水位（狭域）、原子炉下部キャビティ水位、格納容器水位、水源である燃料取替用水タンク水位及び補助給水タンク水位、注水積算量である格納容器スプレイラインB積算流量及び代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、計測範囲内であれば、相関関係があり連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位（狭域）を優先する。
		③燃料取替用水タンク水位 ③補助給水タンク水位 ③格納容器スプレイラインB積算流量 ③代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)	
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）	①格納容器再循環サンプ水位（広域）	・格納容器再循環サンプ水位（狭域）の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）との相関関係により水位を推定する。
	原子炉下部キャビティ水位	①格納容器再循環サンプ水位（広域）	・原子炉下部キャビティ水位の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）、水源である燃料取替用水タンク水位及び補助給水タンク水位の水位変化、格納容器スプレイラインB積算流量等の注水量の合計値により原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は格納容器再循環サンプ水位（広域）を優先する。
		②燃料取替用水タンク水位 ②補助給水タンク水位 ②格納容器スプレイラインB積算流量 ②代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)	
	格納容器水位	①燃料取替用水タンク水位 ①補助給水タンク水位 ①格納容器スプレイラインB積算流量 ①代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)	・格納容器水位の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び補助給水タンク水位の水位変化、格納容器スプレイラインB積算流量等の注水量の合計値により原子炉格納容器内の水位を推定する。

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1 耐震性又は耐環境性がないパラメータ。 ※2 常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（6 / 10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	①主要パラメータの予備	- 格納容器水素濃度計測装置が故障した場合は、予備の格納容器水素濃度計測装置により推定する。 - 格納容器内水素濃度の計測が困難となった場合は、静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置及びイグナイタ作動温度計測装置の作動状況により原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼を生じない領域であるか否かを確認する。 - 格納容器水素濃度の計測が困難となった場合は、格納容器内圧力（広域）により、あらかじめ評価した原子炉格納容器内の水素濃度と圧力の関係から原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。なお、原子炉格納容器内の水素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係を用いて推定する場合は、水素発生量を保守的に評価しているため、原子炉格納容器内の水素濃度を高めに評価することで、大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認に対し、安全側の判断を行う。 - 使用可能であれば、ガス分析器（多様性拡張設備）により水素濃度を確認し、ガス分析器の結果に基づき水素濃度を推定する。
		②静的触媒式水素再結合装置作動温度 ②イグナイタ作動温度	
		②格納容器内圧力（広域）	
		③【ガス分析器による水素濃度】※1※2	
アニュラスの水素濃度	アニュラス水素濃度 (AM)	①主要パラメータの予備 ②【アニュラス水素濃度】※1	- アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置が故障した場合は、予備のアニュラス水素濃度 (AM) 計測装置により推定する。 - 使用可能であれば、アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置の準備作業中はアニュラス水素濃度（多様性拡張設備）により水素濃度を推定する。 なお、多様性拡張設備であるアニュラス水素濃度計は、アニュラス部の温度や放射線の環境条件により指示値に影響があるため、参考値として扱う。
	【アニュラス水素濃度】※1	①アニュラス水素濃度 (AM) ②代替パラメータの予備	
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）	①格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ） ①【モニタリングポスト】※1※2	格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難となった場合は、格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）及びモニタリングポストの指示の上昇を傾向監視し、急上昇（バックグラウンド値より数倍から1桁以上上昇）により、炉心損傷のおそれが生じているか否かを推定する。
	格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）	①格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ） ②【格納容器入口エリアモニタ】※1※2 ②【炉内核計装区域エリアモニタ】※1※2	
	【格納容器入口エリアモニタ】※1※2 【炉内核計装区域エリアモニタ】※1※2 【格納容器じんあいモニタ】※1※2 【格納容器ガスモニタ】※1※2	①格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）	

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1 耐震性又は耐環境性がないパラメータ、※2 常用電源のパラメータ、

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（7 / 10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束	①中間領域中性子束	- 出力領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束、1次冷却材低温側温度（広域）と1次冷却材高温側温度（広域）の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲をカバーしている中間領域中性子束を優先する。また、1次冷却材ポンプが運転中である場合、1次冷却材高温側温度（広域）と1次冷却材低温側温度（広域）の差から推定する。 - ほう酸タンク水位の水位変化から原子炉へのほう酸水注入量を算出し、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。 - 以上のパラメータによりプラント挙動を総合的に判断することで、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。
		②1次冷却材高温側温度（広域） ②1次冷却材低温側温度（広域）	
		③ほう酸タンク水位	
	中間領域中性子束	①出力領域中性子束 ①線源領域中性子束	- 中間領域中性子束の計測が困難となった場合は、出力領域中性子束の計測範囲内であれば、出力領域中性子束による推定を行い、線源領域中性子束の計測範囲内であれば、線源領域中性子束により推定する。なお、出力領域中性子束の計測範囲下限と線源領域中性子束の計測範囲上限の間である場合は、その間に中性子束指示があると推定する。 - ほう酸タンク水位の水位変化から原子炉へのほう酸水注入量を算出し、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。 - 以上のパラメータによりプラント挙動を総合的に判断することで、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。
		②ほう酸タンク水位	
	線源領域中性子束	①中間領域中性子束	- 線源領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束の計測範囲内であれば、中間領域中性子束により推定する。なお、中間領域中性子束の計測範囲下限以下の場合は、計測範囲下限より低い範囲であると推定する。 - ほう酸タンク水位の水位変化から原子炉へのほう酸水注入量を算出し、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。 - 以上のパラメータによりプラント挙動を総合的に判断することで、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。
		②ほう酸タンク水位	
	【中間領域中性子束起動率】※1	①中間領域中性子束 ②線源領域中性子束 ②【線源領域中性子束起動率】※1	中間領域中性子束起動率（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束により起動率を推定する。なお、線源領域中性子束の計測範囲内の場合、線源領域中性子束及び線源領域中性子束起動率（多様性拡張設備）により推定する。
	【線源領域中性子束起動率】※1	①線源領域中性子束 ②中間領域中性子束 ②【中間領域中性子束起動率】※1	線源領域中性子束起動率（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、線源領域中性子束により起動率を推定する。なお、中間領域中性子束の計測範囲内の場合、中間領域中性子束及び中間領域中性子束起動率（多様性拡張設備）により推定する。

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1 耐震性又は耐環境性がないパラメータ、※2 常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（8／10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	格納容器内圧力（広域）	①格納容器内圧力(AM) ②格納容器内温度	・格納容器内圧力（広域）の計測が困難となった場合は、格納容器内圧力(AM)により圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器内圧力(AM)を優先する。なお、格納容器内温度による推定は、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	①格納容器再循環ユニット入口温度 ①格納容器再循環ユニット出口温度	・原子炉補機冷却水サージタンク水位の計測が困難となった場合は、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）の傾向監視により、原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系統が健全かつ最終ヒートシンクが確保されているかを推定する。この場合は、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）を接続し推定する。
	【原子炉補機冷却水サージタンク広域圧力】	①原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力	・原子炉補機冷却水サージタンク広域圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力により計測する。この場合は、可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の計測装置を接続し計測する。
	【格納容器再循環ユニットA, B冷却水流量】	①格納容器内温度 ①格納容器内圧力（広域）	・格納容器再循環ユニットA, B冷却水流量（多様性拡張設備）、格納容器再循環ユニット入口温度及び格納容器再循環ユニット出口温度の計測が困難となった場合は、格納容器内温度及び格納容器内圧力（広域）の低下により、最終ヒートシンクが確保されているかを推定する。
	格納容器再循環ユニット入口温度 格納容器再循環ユニット出口温度	①格納容器内温度 ①格納容器内圧力（広域）	
	主蒸気ライン圧力	①1次冷却材低温側温度（広域） ②1次冷却材高温側温度（広域）	・主蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、1次冷却系統が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態であれば、1次冷却材低温側温度（広域）及び1次冷却材高温側温度（広域）により圧力を推定する。推定は、1次冷却材低温側温度（広域）と蒸気発生器2次側の温度はほぼ等しくなるため、1次冷却材低温側温度（広域）を優先する。なお、蒸気発生器2次側が飽和状態になるまで（未飽和状態）は不確かさが生じることを考慮する。
	蒸気発生器狭域水位	①蒸気発生器広域水位 ②1次冷却材低温側温度（広域） ②1次冷却材高温側温度（広域）	・蒸気発生器狭域水位の計測が困難となった場合は、蒸気発生器広域水位との相関関係により蒸気発生器狭域水位を推定する。また、1次冷却材低温側温度（広域）及び1次冷却材高温側温度（広域）を傾向監視することにより、蒸気発生器2次側の保有水の有無を推定する。推定は、蒸気発生器広域水位を優先する。
	蒸気発生器広域水位	①蒸気発生器狭域水位 ②1次冷却材低温側温度（広域） ②1次冷却材高温側温度（広域）	・蒸気発生器広域水位の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば蒸気発生器狭域水位との相関関係により蒸気発生器広域水位を推定する。また、1次冷却材低温側温度（広域）及び1次冷却材高温側温度（広域）を傾向監視することにより、蒸気発生器2次側の保有水の有無を推定する。推定は計測範囲内であれば、蒸気発生器狭域水位を優先する。なお、蒸気発生器がドライアウトした場合は、1次冷却材低温側温度（広域）及び1次冷却材高温側温度（広域）が上昇傾向となることで推定することができる。
	補助給水ライン流量	①補助給水タンク水位 ②蒸気発生器広域水位 ③蒸気発生器狭域水位	・補助給水ライン流量の計測が困難となった場合は、水源である補助給水タンク水位、注水先の蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器狭域水位の水位変化により流量を推定する。推定は、水源である補助給水タンク水位を優先する。

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※1 耐震性又は耐環境性がないパラメータ、※2 常用電源のパラメータ
 【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（9 / 10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
シ ン ク の 確 保	【主蒸気ライン流量】※1	①主蒸気ライン圧力	・主蒸気ライン流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、主蒸気ライン圧力の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器2次側による除熱状況を監視する。 また、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器広域水位の水位変化と補助給水ライン流量を監視することにより主蒸気ライン流量を推定する。
		①蒸気発生器狭域水位 ①蒸気発生器広域水位 ①補助給水ライン流量	
格 納 容 器 バ イ パ ス の 監 視	蒸気発生器狭域水位	①蒸気発生器広域水位	・蒸気発生器狭域水位の計測が困難となった場合、蒸気発生器広域水位の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、主蒸気ライン圧力の上昇及び補助給水ライン流量の減少を傾向監視することでも蒸気発生器伝熱管破損を推定することができる。
		②主蒸気ライン圧力 ②補助給水ライン流量	
	主蒸気ライン圧力	①蒸気発生器広域水位 ①補助給水ライン流量	・主蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、蒸気発生器広域水位の上昇及び補助給水ライン流量の減少を傾向監視することで蒸気発生器伝熱管破損を推定する。
	1次冷却材圧力	①【加圧器圧力】 ※1※2	・1次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば、加圧器圧力（多様性拡張設備）により推定する。また、蒸気発生器狭域水位及び主蒸気ライン圧力の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定し、さらに蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇がないことでインターフェイスシステムLOCAの発生を推定する。原子炉容器内が飽和状態であれば、1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）により、圧力を推定する。この推定は、原子炉容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。なお、計測範囲内であれば原子炉容器内の圧力を直接計測している加圧器圧力を優先する。
		②蒸気発生器狭域水位 ②主蒸気ライン圧力 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	
		③1次冷却材高温側温度（広域） ③1次冷却材低温側温度（広域）	
	【復水器排気ガスモニタ】※1※2 【蒸気発生器ブローダウン水モニタ】※1※2 【高感度型主蒸気管モニタ】※1※2	①蒸気発生器狭域水位 ①主蒸気ライン圧力	・復水器排気ガスモニタ（多様性拡張設備）、蒸気発生器ブローダウン水モニタ（多様性拡張設備）及び高感度型主蒸気管モニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、蒸気発生器狭域水位及び主蒸気ライン圧力の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。
	【補助建屋排気筒ガスモニタ】 【補助建屋サンプタンク水位】※1※2 【余熱除去ポンプ出口圧力】※1	①1次冷却材圧力 ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位（広域） ①蒸気発生器狭域水位 ①主蒸気ライン圧力	・補助建屋排気筒ガスモニタ（多様性拡張設備）、補助建屋サンプタンク水位（多様性拡張設備）及び余熱除去ポンプ出口圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇がないこと、蒸気発生器狭域水位及び主蒸気ライン圧力の上昇がないことにより、インターフェイスシステムLOCAの発生を推定する。

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1 耐震性又は耐環境性がないパラメータ、※2 常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（10／10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
水源の確保	燃料取替用水タンク水位	①格納容器再循環サンプ水位（広域） ②格納容器スプレイラインE積算流量 ②【格納容器スプレイライン流量】※1 ②高压注入ライン流量 ②余熱除去ループ流量 ②【充てんライン流量】※1 ②代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)	・燃料取替用水タンク水位の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化又は格納容器スプレイポンプB積算流量等の燃料取替用水タンクを水源とするポンプの注水量の合計値から、水位を推定する。推定は、格納容器再循環サンプ水位（広域）を優先するが、燃料取替用水タンク以外からの注水がないことを前提とする。
	補助給水タンク水位	①補助給水ライン流量 ①代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)	・補助給水タンク水位の計測が困難となった場合は、補助給水ライン流量等の補助給水タンクを水源とするポンプの注水量の合計値から、水位を推定する。 ・補助給水タンクに、淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。
	ほう酸タンク水位	①【緊急ほう酸注入ライン流量】※1 ①【ほう酸補給ライン積算流量】※1 ②出力領域中性子束 ②中間領域中性子束 ②線源領域中性子束	・ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、緊急ほう酸注入ライン流量（多様性拡張設備）及びほう酸補給ライン積算流量（多様性拡張設備）により水位を推定する。また、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、線源領域中性子束の指示低下により推定する。

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1 耐震性又は耐環境性がないパラメータ，※2 常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.5.1 表 試料採取設備の設備仕様

(1) サンプル冷却器

個 数	2
伝 熱 容 量	約 5.3×10^4 kcal/h (1 個当たり)
材 料	
内 側 管	ステンレス鋼
外 側 管	ステンレス鋼

(2) 試料採取管

個 数	2
容 量	約 75m/個
材 料	ステンレス鋼

第 6.6.1 表 原子炉トリップ信号一覧表

原子炉トリップ信号	検出器	作動ロジック	インターロック
線源領域中性子束高	線源領域中性子束検出器	1 / 2	(P-6) 設定値以上で手動ブロック (P-10) 設定値以上で自動ブロック
中間領域中性子束高	中間領域中性子束検出器	1 / 2	(P-10) 設定値以上で手動ブロック
出力領域中性子束高 a. 低設定 b. 高設定	出力領域中性子束検出器 出力領域中性子束検出器	2 / 4 2 / 4	低設定については (P-10) 設定値以上で手動ブロック
出力領域中性子束変化率高 a. 増加率高 b. 減少率高	出力領域中性子束検出器 出力領域中性子束検出器	2 / 4 2 / 4	
非常用炉心冷却設備作動			第 6.7.1 表参照
過大温度 ΔT 高	1 次冷却材温度検出器 加圧器圧力検出器 出力領域中性子束検出器	2 / 4	
過出力 ΔT 高	1 次冷却材温度検出器 出力領域中性子束検出器	2 / 4	
原子炉圧力高	加圧器圧力検出器	2 / 4	
原子炉圧力低	加圧器圧力検出器	2 / 4	(P-7) 設定値以下で自動ブロック
1 次冷却材流量低	1 次冷却材流量検出器	各ループ 2 / 4	1 ループは (P-8) 設定値以下で自動ブロック 2 ループ以上は (P-7) 設定値以下で自動ブロック
1 次冷却材ポンプ電源電圧低	1 次冷却材ポンプ電源低電圧リレー	各ポンプ電源からの 2 / 3 の 2 回路以上の一致	(P-7) 設定値以下で自動ブロック
1 次冷却材ポンプ電源周波数低	1 次冷却材ポンプ電源周波数リレー	各ポンプ電源からの 2 / 3 の 2 回路以上の一致	(P-7) 設定値以下で自動ブロック
タービントリップ	タービン非常遮断油圧検出器 主蒸気止め弁	2 / 4 4 台 閉	(P-7) 設定値以下で自動ブロック
蒸気発生器水位低	蒸気発生器水位検出器	各蒸気発生器 2 / 4	
加圧器水位高	加圧器水位検出器	2 / 4	(P-7) 設定値以下で自動ブロック
地震加速度大 a. 水平方向加速度大 b. 垂直方向加速度大	水平方向加速度検出器 垂直方向加速度検出器	2 / 4 2 / 4	
手 動		1 / 2	

(注) トリップ設定値は、添付書類十第 1.2.2 表のトリップ限界値に計装誤差等を考慮して詳細設計で安全側に決定する。

第 6.6.2 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 - 6	線源領域中性子束高原子炉トリップ 手動ブロック許可	中間領域中性子束 高の 1 / 2
P - 7	a. 2 ループ以上の 1 次冷却材流量 低による原子炉トリップ許可 b. 1 次冷却材ポンプ電源電圧低に よる原子炉トリップ許可 c. 1 次冷却材ポンプ電源周波数低 による原子炉トリップ許可 d. タービントリップによる原子炉 トリップ許可 e. 原子炉圧力低による原子炉トリ ップ許可 f. 加圧水位高による原子炉トリッ プ許可	出力領域中性子束 高の 2 / 4 あるいはタービン第 1 段 後圧力高の 2 / 4
P - 8	1 ループの 1 次冷却材流量低信号に よる原子炉トリップ許可	出力領域中性子束 高の 2 / 4
P - 10	a. 線源領域中性子束高原子炉トリ ップの自動ブロック b. 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 c. 出力領域中性子束高（低設定）原 子炉トリップの手動ブロック許可	出力領域中性子束 高の 2 / 4

（注） 設定値は詳細設計で決定する。

第 6.7.1 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		検出器	作動ロジック	インターロック
非常用炉心冷却設備作動信号	a. 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致	加圧器圧力検出器 加圧器水位検出器	加圧器圧力低と加圧器水位低の一致の 2 / 4	(P-11) 設定値以下で手動ブロック
	b. 原子炉圧力異常低	加圧器圧力検出器	2 / 4	(P-11) 設定値以下で手動ブロック
	c. 主蒸気ライン圧力低	主蒸気圧力検出器	主蒸気ライン圧力低 (各ラインは 2 / 4) の 1 / 3	(P-11) 設定値以下で手動ブロック
	d. 原子炉格納容器圧力高	原子炉格納容器圧力検出器	2 / 4	
	e. 手 動		1 / 2	
主蒸気ライン隔離信号	a. 原子炉格納容器圧力異常高	原子炉格納容器圧力検出器	2 / 4	
	b. 主蒸気ライン圧力低	非常用炉心冷却設備作動信号 c. と同じ	非常用炉心冷却設備作動信号 c. と同じ	非常用炉心冷却設備作動信号 c. と同じ
	c. 主蒸気ライン圧力減少率高	主蒸気圧力検出器	主蒸気ライン圧力減少率高 (各ラインは 2 / 4) の 1 / 3	(P-11) 設定値以上で自動ブロック
	d. 手 動		1 / 2	
原子炉格納容器スプレイ作動信号	a. 原子炉格納容器圧力異常高	原子炉格納容器圧力検出器	2 / 4	
	b. 手 動		(2 / 2) × 1 / 2	
原子炉格納容器隔離信号	a. 非常用炉心冷却設備作動信号	非常用炉心冷却設備作動信号と同じ	非常用炉心冷却設備作動信号と同じ	
	b. 原子炉格納容器スプレイ作動信号	原子炉格納容器スプレイ作動信号と同じ	原子炉格納容器スプレイ作動信号と同じ	
	c. 手 動		1 / 2	

(注) 作動設定値は、添付書類十第 1. 2. 3 表の作動限界値に計装誤差等を考慮して、詳細設計で安全側に決定する。

表 6.7.2 表 工学的安全施設作動信号に関連する
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 - 6	原子炉圧力異常低による非常用 炉心冷却設備作動信号自動アン ブロック許可	中間領域中性子束高の 1 / 2
P - 1 1	a. 原子炉圧力低と加圧器水位 低の一致，原子炉圧力異常低及 び主蒸気ライン圧力低による 非常用炉心冷却設備作動信号 の手動ブロック許可	加圧器圧力低の 2 / 4
	b. 主蒸気ライン圧力低による 主蒸気ライン隔離信号の手動 ブロック許可	加圧器圧力低の 2 / 4
	c. 主蒸気ライン圧力減少率高 による主蒸気ライン隔離信号 の自動ブロック	加圧器圧力高の 2 / 4

(注) 設定値は詳細設計で決定する。

第 6.8.1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための
設備（常設）の設備仕様

(1) 多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）

個 数 1

工学的安全施設等の作動信号の種類

- a. タービントリップ信号
- b. 主蒸気ライン隔離信号
- c. 補助給水起動信号

(2) 主蒸気隔離弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気系統設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型 式 スウィングディスク式

個 数 3

最高使用圧力 7.48MPa[gage]

最高使用温度 291℃

本 体 材 料 炭素鋼

(3) 主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気系統設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型 式	空気作動式
個 数	3
口 径	6 B
容 量	約 182t/h（1 個当たり）
最高使用圧力	7.48MPa[gage] 約 8.0MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	291℃ 約 344℃（重大事故等時における使用時の値）
本 体 材 料	炭素鋼

（4）主蒸気安全弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気系統設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型 式	ばね式
個 数	15
口 径	6 B
容 量	約 365t/h（1 個当たり）
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
本 体 材 料	炭素鋼

(5) 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型 式	うず巻式
台 数	2
容 量	約 90m ³ /h (1 台当たり)
揚 程	約 900m
電 動 機	約 420kW (1 台当たり)
本 体 材 料	合金鋼

(6) タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型 式	うず巻式 (蒸気加減弁付)
-----	---------------

台 数	1
容 量	約 210m ³ /h
揚 程	約 900m
本 体 材 料	合金鋼

(7) 補助給水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	たて置円筒型
基 数	1
容 量	約 740m ³
本 体 材 料	炭素鋼
位 置	原子炉建屋（屋上）EL. +25.9m

(8) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 1 次冷却設備（通常運転時）
- ・ 1 次冷却設備（重大事故等時）
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型 式	たて置U字管式熱交換器型
基 数	3
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage] 約 8.0MPa[gage]（重大事故等 時における使用時の値）
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage] 約 18.5MPa[gage]（重大事故 等時における使用時の値）
1 次冷却材流量	約 15.2×10^3 t/h（1 基当たり）
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約 5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約 269℃
蒸気発生量（定格出力時）	約 1.74×10^3 t/h（1 基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	約 4,870m ² （1 基当たり）
伝 熱 管 本 数	3,382（1 基当たり）

外 径	約 22.2mm
厚 さ	約 1.3mm
胴 部 外 径	
上 部	約 4.5m
下 部	約 3.4m
全 高	約 21m
材 料	
本 体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(9) 加圧器逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 1 次冷却設備（通常運転時）
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	空気作動式
個 数	2
最高使用圧力	17.16MPa[gage] 約 18.5MPa[gage]（重大事故等時における 使用時の値）
最高使用温度	360℃
吹 出 容 量	約 95t/h（1 個当たり）

材 料 ステンレス鋼

(10) 加圧器安全弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 1 次冷却設備（通常運転時）
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型 式 ばね式（背圧補償型）

個 数 3

最高使用圧力 17.16MPa[gage]

最高使用温度 360℃

吹 出 容 量 約 157t/h（1 個当たり）

材 料 ステンレス鋼

(11) 原子炉トリップスイッチ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉保護設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

個 数 2

(12) 制御棒クラスタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 反応度制御設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

クラスタの数 48

クラスタ当たり制御棒本数 24

制御棒有効長さ 約 3.6m

吸収材直径 約 8.7mm

中性子吸収材 銀・インジウム・カドミウム

(80%, 15%, 5%) 合金

被覆管厚さ 約 0.5mm

被覆管材料 ステンレス鋼

(13) 原子炉トリップ遮断器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉保護設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型 式 低圧気中遮断器

個 数 8

定格使用電圧 460 V

定 格 電 流 1,000 A

(14) ほう酸ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 化学体積制御設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型 式 うず巻式

台 数 2

容 量 約 17m³/h (1 台当たり)

最高使用圧力 1.4MPa[gage]

最高使用温度 95℃

本 体 材 料 ステンレス鋼

(15) ほう酸タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 化学体積制御設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

基 数	2
容 量	約 30m ³ （1 基当たり）
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	約 21,000ppm
材 料	ステンレス鋼

(16) 充てんポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・化学体積制御設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

型 式	うず巻式
台 数	3
容 量	約 45m ³ /h（1 台当たり）
揚 程	約 1,720m
最高使用圧力	20.0MPa[gage]
最高使用温度	95℃
運 転 温 度	約 54℃
本 体 材 料	ステンレス鋼

(17) ほう酸フィルタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・化学体積制御設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

基 数	1
-----	---

流 量	約 17m ³ /h
最高使用圧力	1.4MPa[gage]
最高使用温度	95℃
本 体 材 料	ステンレス鋼

(18) 再生熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 化学体積制御設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

型 式	横置 4 胴 U 字管式
基 数	1
伝 熱 容 量	約 5.6MW
最高使用圧力	
管 側	20.0MPa[gage]
胴 側	17.16MPa[gage]
最高使用温度	
管 側	343℃
胴 側	343℃
材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	ステンレス鋼

(19) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入系

- ・ 低圧注入系
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 火災防護設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	たて置円筒型
基	数	1
容	量	約 1,900m ³
最高使用圧力		大気圧
最高使用温度		95℃
ほう素濃度		4,400ppm 以上
材	料	ステンレス鋼
位	置	原子炉補助建屋 EL. +19.0m

第 6.9.1 表 制御用空気圧縮設備の設備仕様

(1) 制御用空気圧縮機

型 式	往復動無給油式
個 数	2
容 量	約 17Nm ³ /min (1 個当たり)
吐 出 圧 力	約 8 kg/cm ² G

(2) 制御用空気だめ

個 数	2
容 量	約 12m ³ /個

(3) 制御用空気除湿装置

型 式	吸着除湿両筒交互連続式
個 数	2
容 量	約 17Nm ³ /min (1 個当たり)

第 6.9.2 表 所内用空気圧縮設備の設備仕様

(1) 所内用空気圧縮機

型 式	回転無給油式
個 数	2
容 量	約 13Nm ³ /min (1 個当たり)
吐 出 圧 力	約 8 kg/cm ² G

(2) 所内用空気だめ

個 数	2
容 量	約 2.5m ³ /個

第 6.10.1 表 中央制御室退避時制御盤の主要な設置機器

項目	名称
監視計器	加圧器水位計 加圧器圧力計 蒸気発生器水位計 主蒸気ライン圧力計
操作器	電動補助給水ポンプ 充てんポンプ ほう酸ポンプ 加圧器後備ヒータ 抽出オリフィス隔離弁 原子炉補機冷却水ポンプ 海水ポンプ

第 6.10.2 表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備仕様

(1) 中央制御室遮へい 一式

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 遮蔽設備

(2) 中央制御室非常用給気ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 中央制御室換気空調設備（通常運転時等）
- ・ 中央制御室換気空調設備（重大事故等時）

台 数 2

容 量 約 120m³/min（1 台当たり）

(3) 中央制御室空調ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 中央制御室換気空調設備（通常運転時等）
- ・ 中央制御室換気空調設備（重大事故等時）

台 数 2

容 量 約 500m³/min（1 台当たり）

(4) 中央制御室再循環ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 中央制御室換気空調設備（通常運転時等）
- ・ 中央制御室換気空調設備（重大事故等時）

台	数	2
容	量	約 500m ³ /min（1 台当たり）

(5) 中央制御室非常用給気フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 中央制御室換気空調設備（通常運転時等）
- ・ 中央制御室換気空調設備（重大事故等時）

型	式	電気加熱コイル，粒子用フィルタ 及びよう素用フィルタ内蔵型
基	数	1
容	量	約 120m ³ /min
よう素	除去効率	95%以上
粒子	除去効率	99%以上（0.7 μ m 粒子）

(6) 中央制御室空調ユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 中央制御室換気空調設備（通常運転時等）
- ・ 中央制御室換気空調設備（重大事故等時）

型	式	粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵型
---	---	-------------------

基 数	2
容 量	約 500m ³ /min (1 基当たり)

(7) アニュラス排気ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ アニュラス空気再循環設備
- ・ 放射性物質の濃度を低減するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

台 数	2
容 量	約 250m ³ /min (1 台当たり)

(8) アニュラス排気フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ アニュラス空気再循環設備
- ・ 放射性物質の濃度を低減するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

型 式	除湿フィルタ，電気加熱コイル，粒子用 フィルタ及びよう素用フィルタ内蔵型
-----	---

基 数	2
容 量	約 250m ³ /min (1 基当たり)

チャコール層厚さ	約 50mm
----------	--------

よう素除去効率	95%以上
---------	-------

粒子除去効率	99%以上 (0.7μm 粒子)
--------	------------------

(9) 格納容器排気筒

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 格納容器換気空調設備
- ・ 放射性物質の濃度を低減するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

個	数	1
地	上	高
標	高	約 73m
		約 83m

第 6.10.3 表 中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様

(1) 中央制御室用可搬型照明

個	数	6（予備 2）
---	---	---------

(2) 酸素濃度計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）

測 定 範 囲	0 ～25vol%
---------	-----------

個	数	1（予備 1 ※ ¹ ）
---	---	-------------------------

※ 1 「緊急時対策所」の酸素濃度計と兼用

(3) 二酸化炭素濃度計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）

測 定 範 囲	0 ～10,000ppm
---------	--------------

個	数	1（予備 1 ※ ² ）
---	---	-------------------------

※ 2 「緊急時対策所」の二酸化炭素濃度計
と兼用

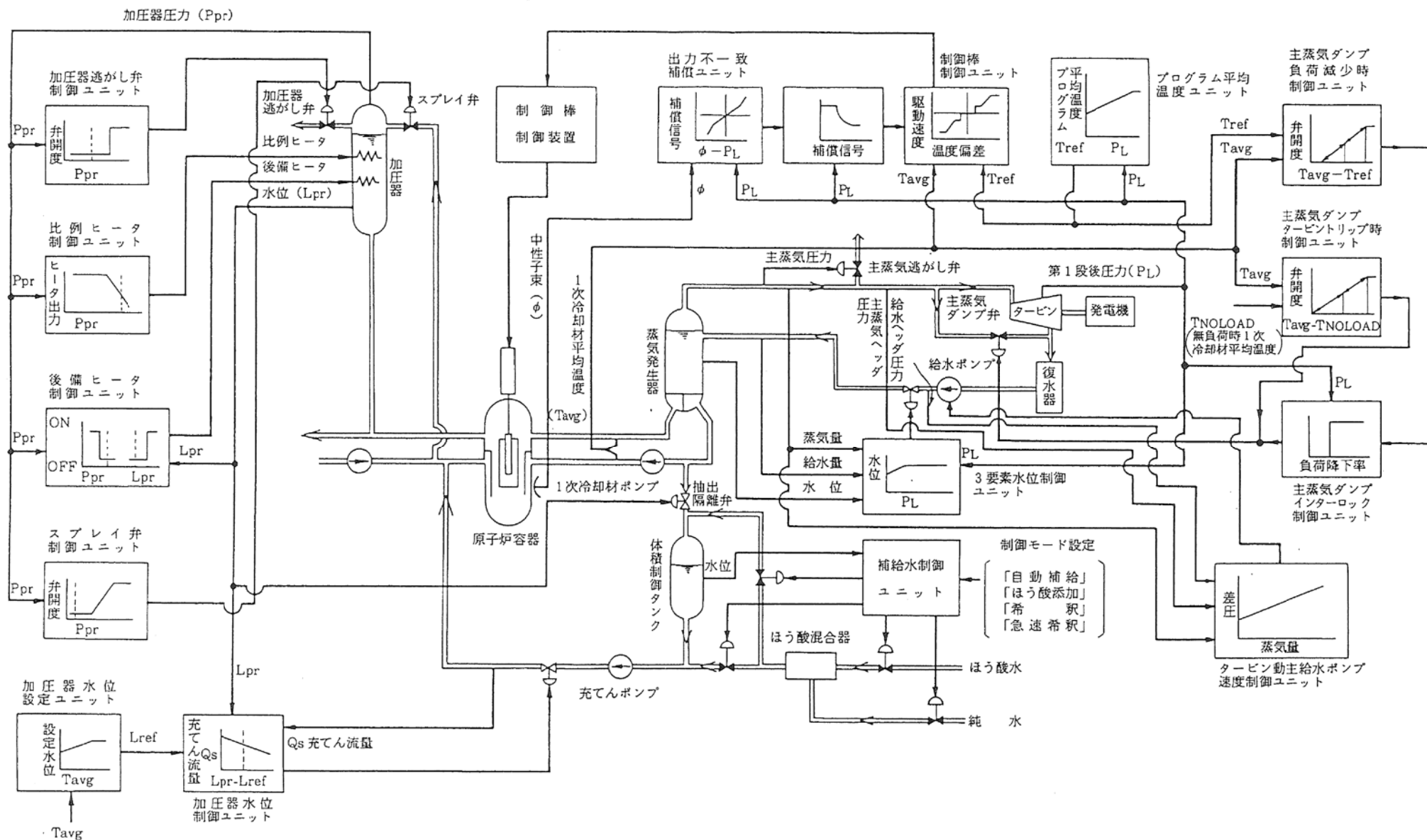
(4) 窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）

兼用する設備は以下のとおり。

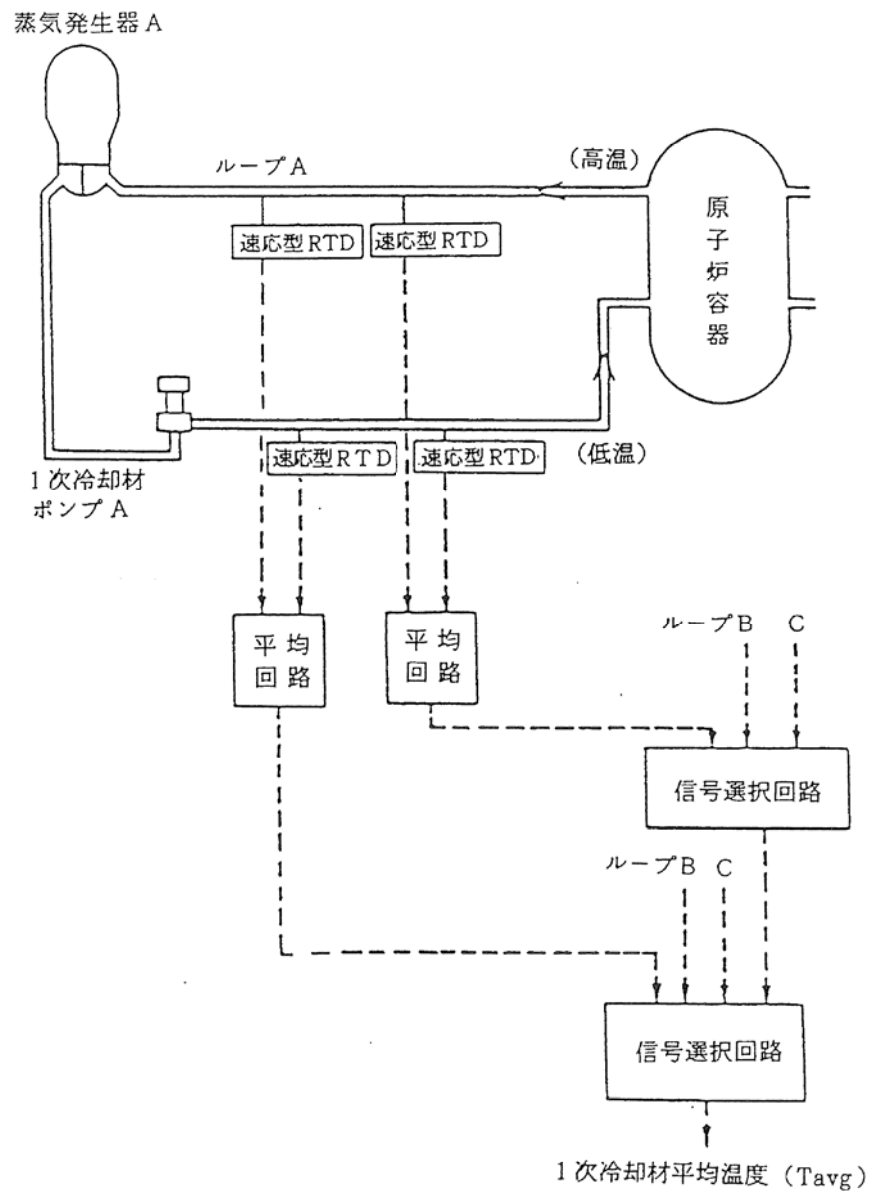
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 放射性物質の濃度を低減するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

種	類	鋼製容器
---	---	------

個 数	1 (予備 1)
容 量	約 47 L
最高使用圧力	14.7MPa[gage]
供 給 圧 力	0.8MPa[gage] (減圧後圧力)

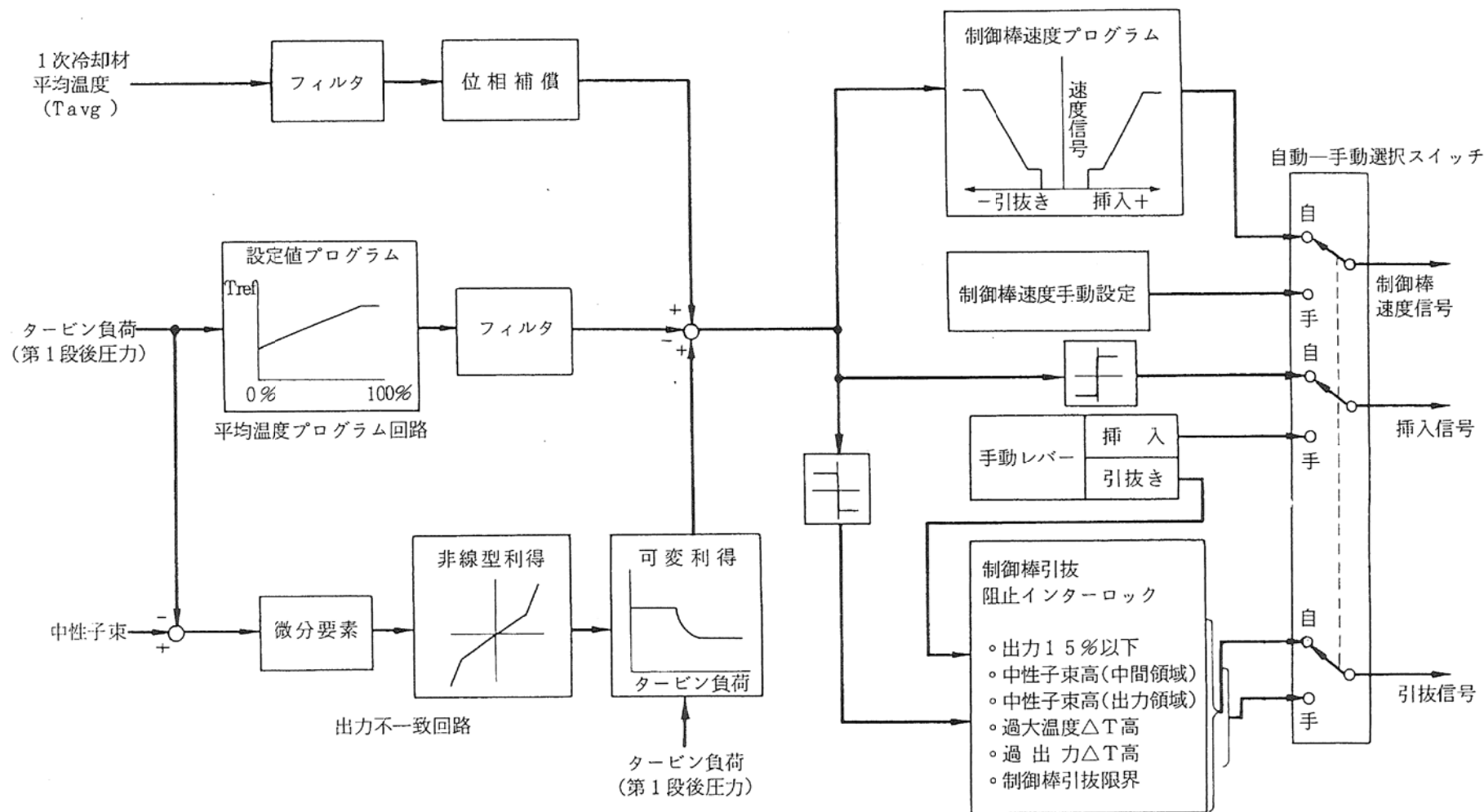


第 6. 1. 1 図 原子炉 制 御 系 統 図

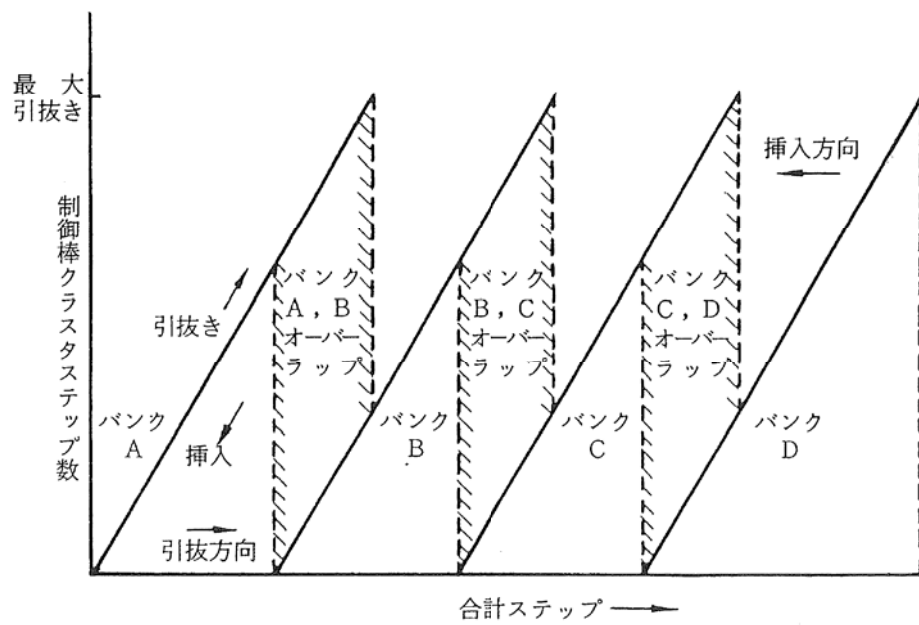


R T D : 测温抵抗体

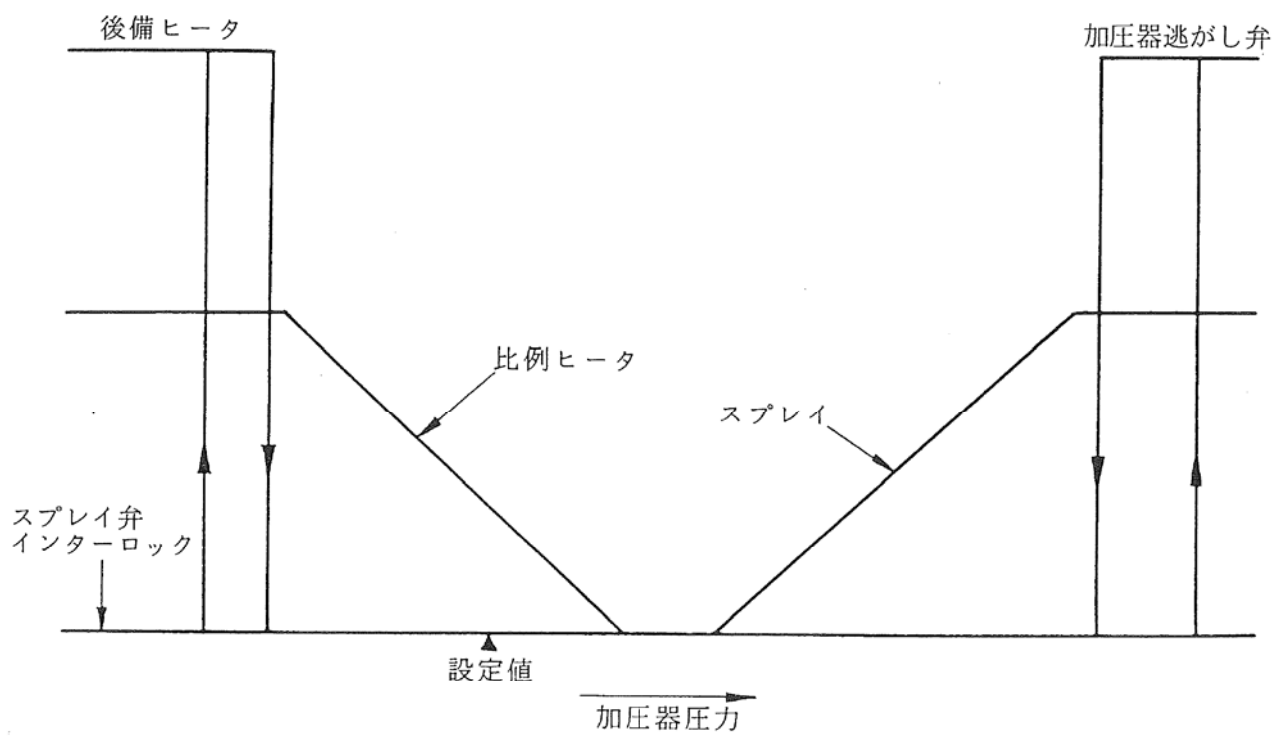
第 6. 1. 2 図 1 次冷却材平均温度測定図



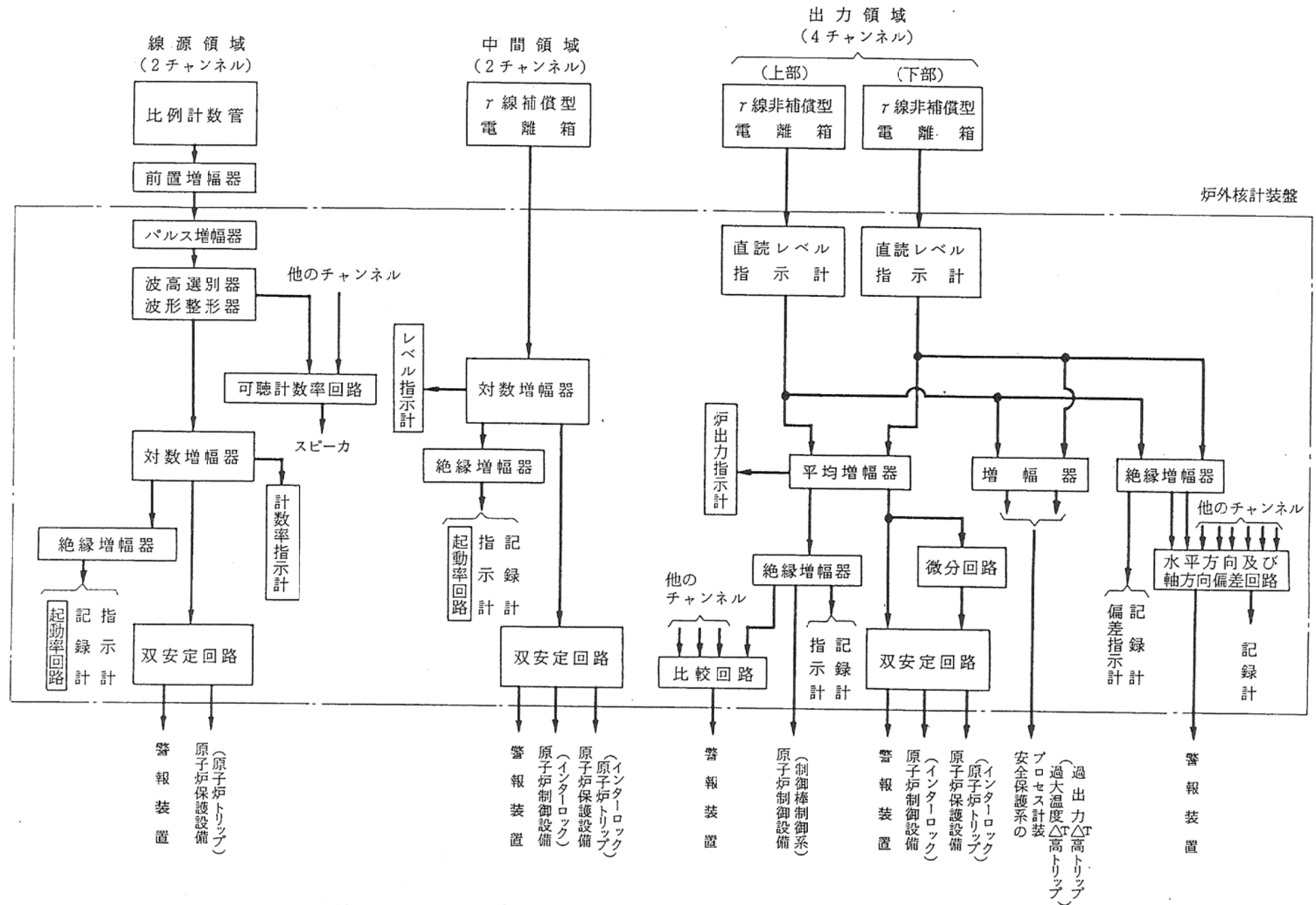
第 6. 1. 3 図 制御棒制御系ブロック図



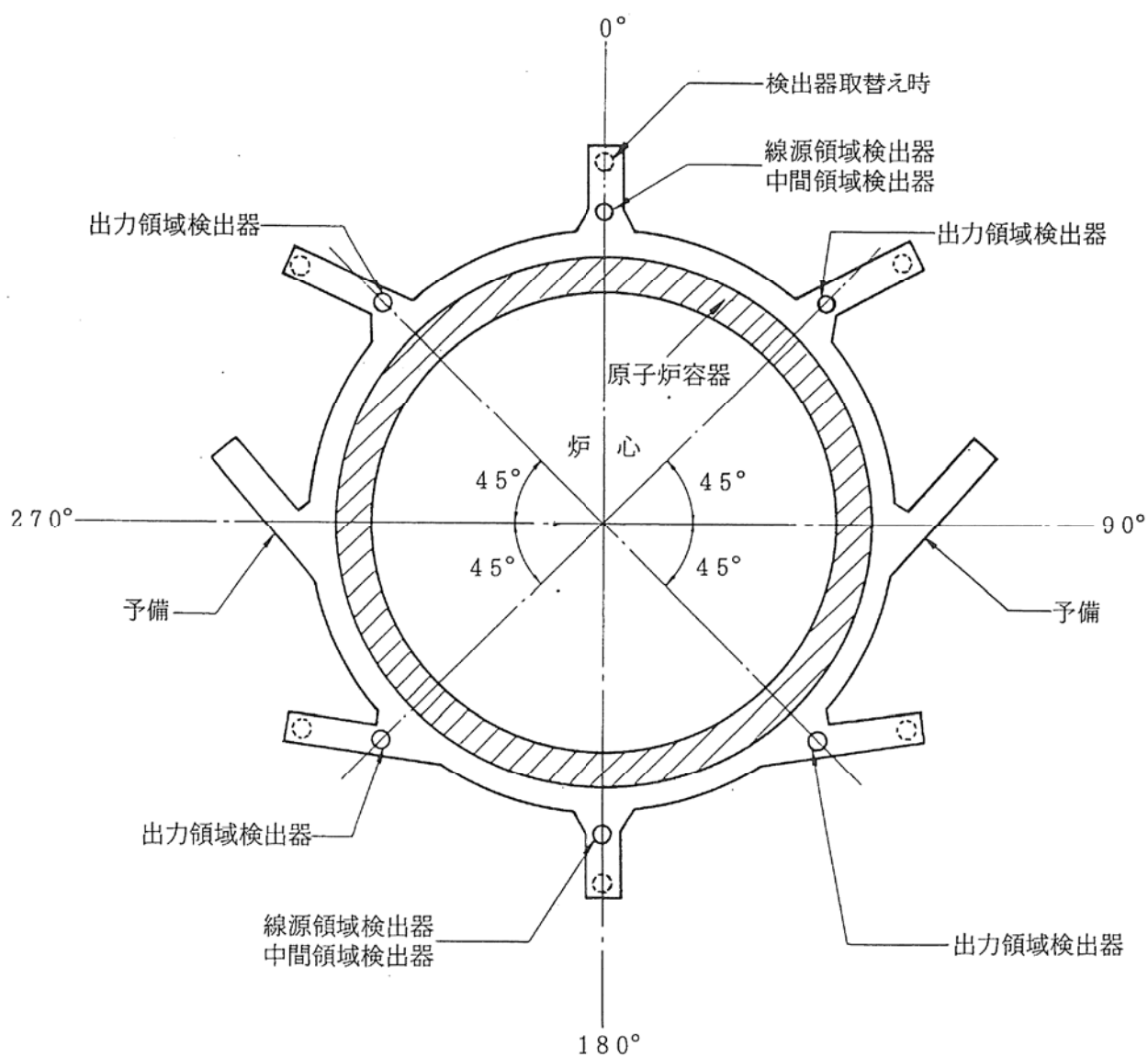
第 6. 1. 4 図 制御棒クラスオーバーラップ図



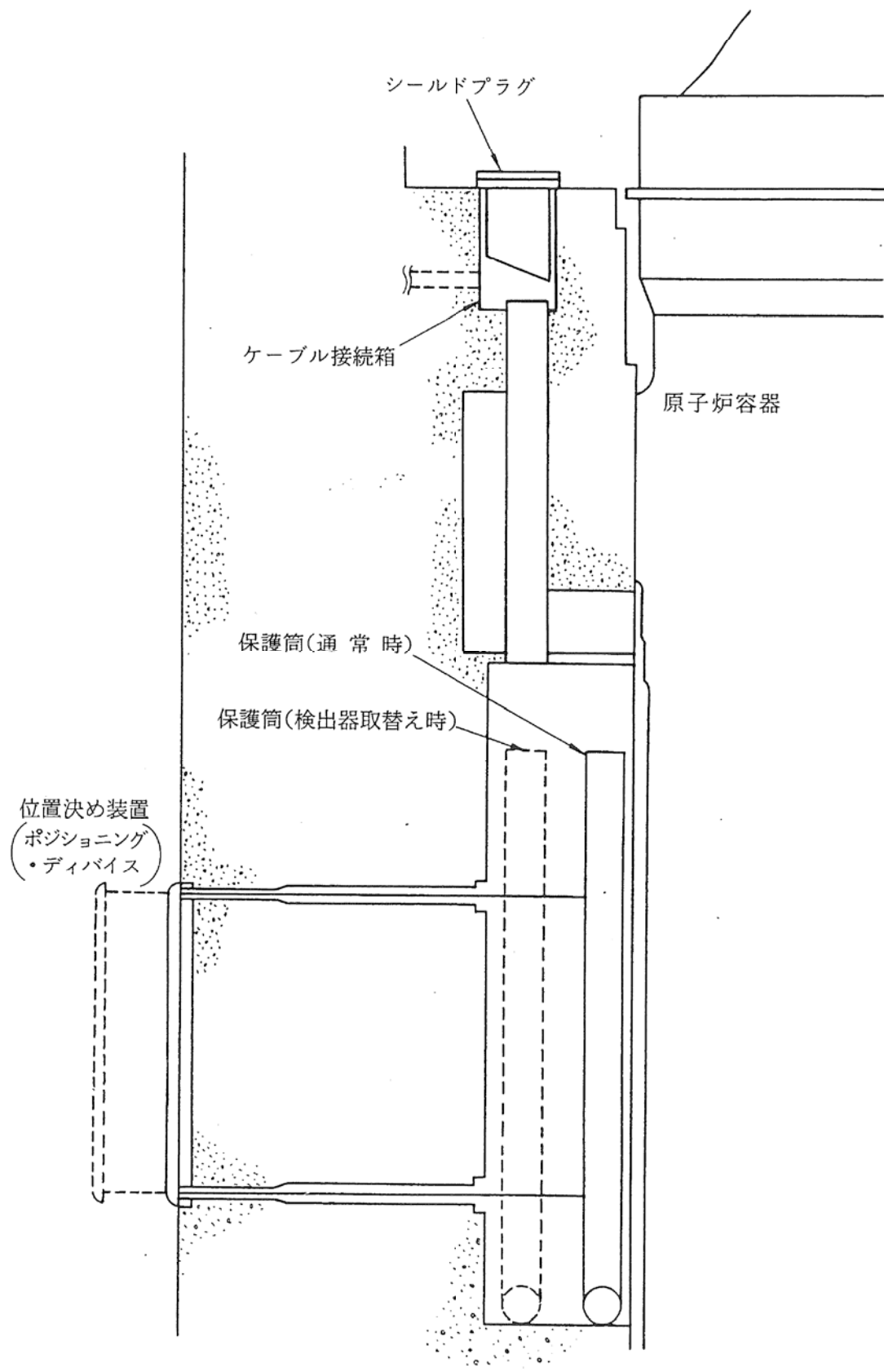
第 6. 1. 5 図 加圧器圧力制御系作動図



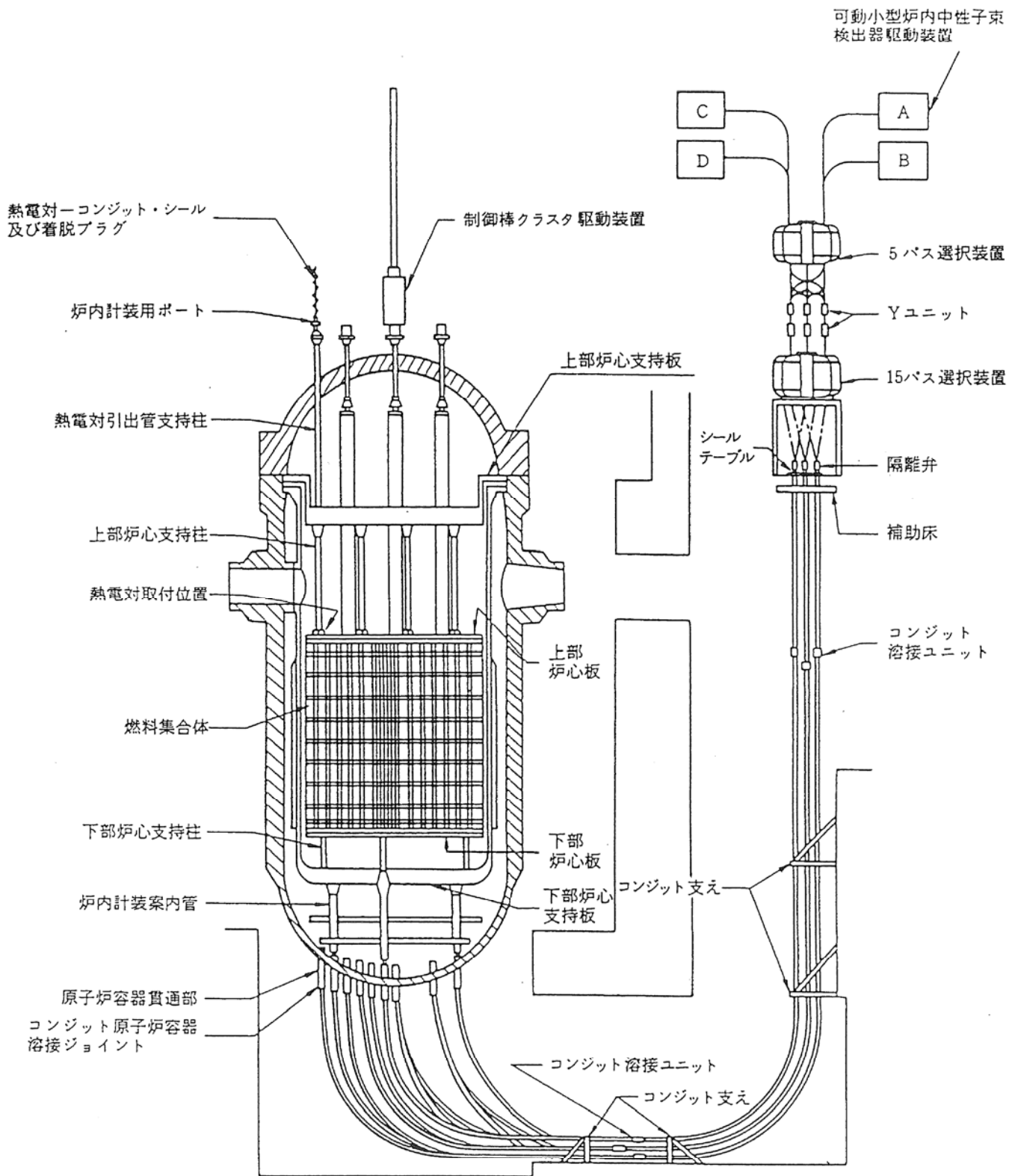
第 6.2.1 図 炉 外 核 計 装 プ ロ ッ ク 図



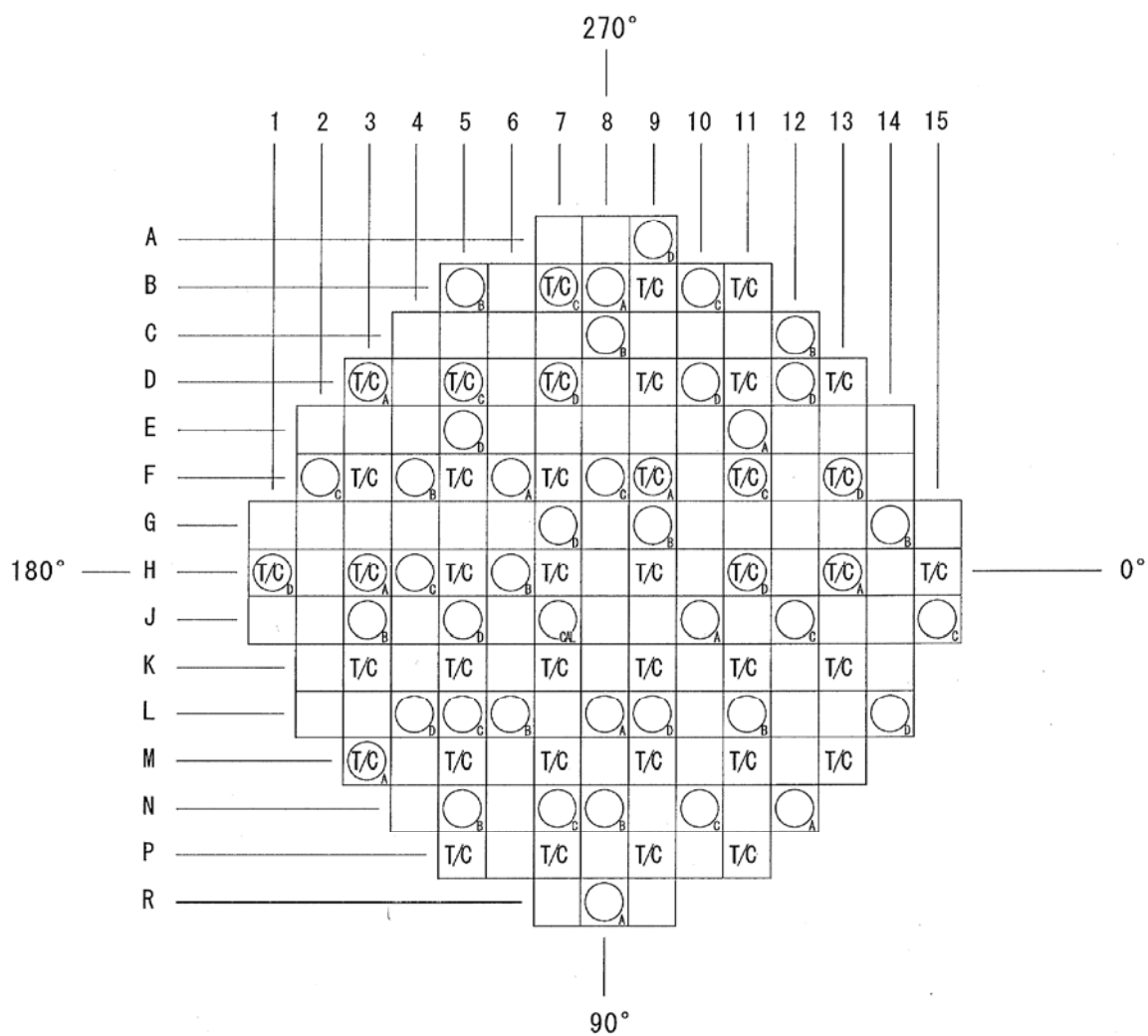
第 6. 2. 2 図 中性子束検出器配置図 (平面図)



第 6. 2. 3 図 中性子束検出器配置図 (断面図)

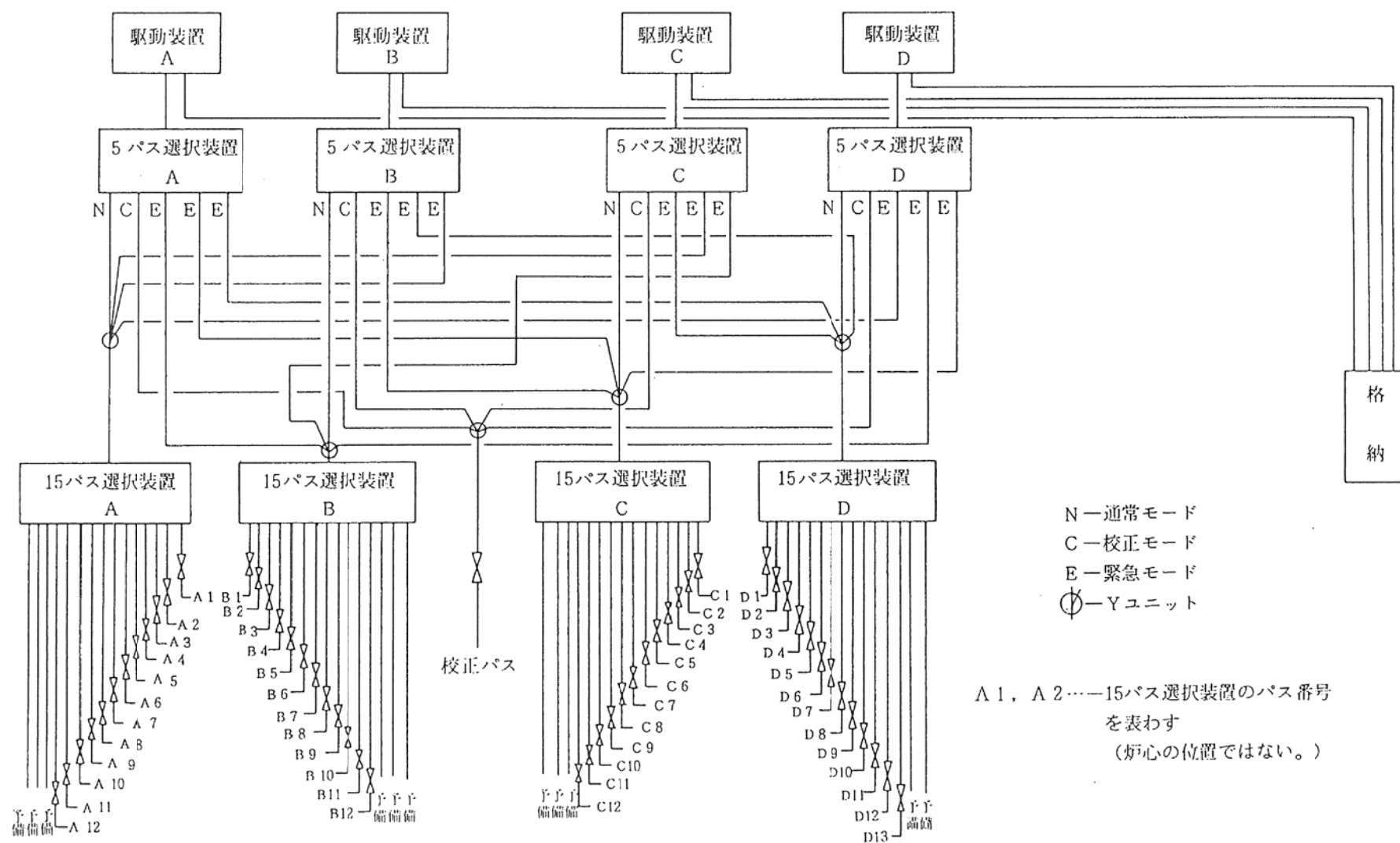


第 6.2.4 図 炉内計装図

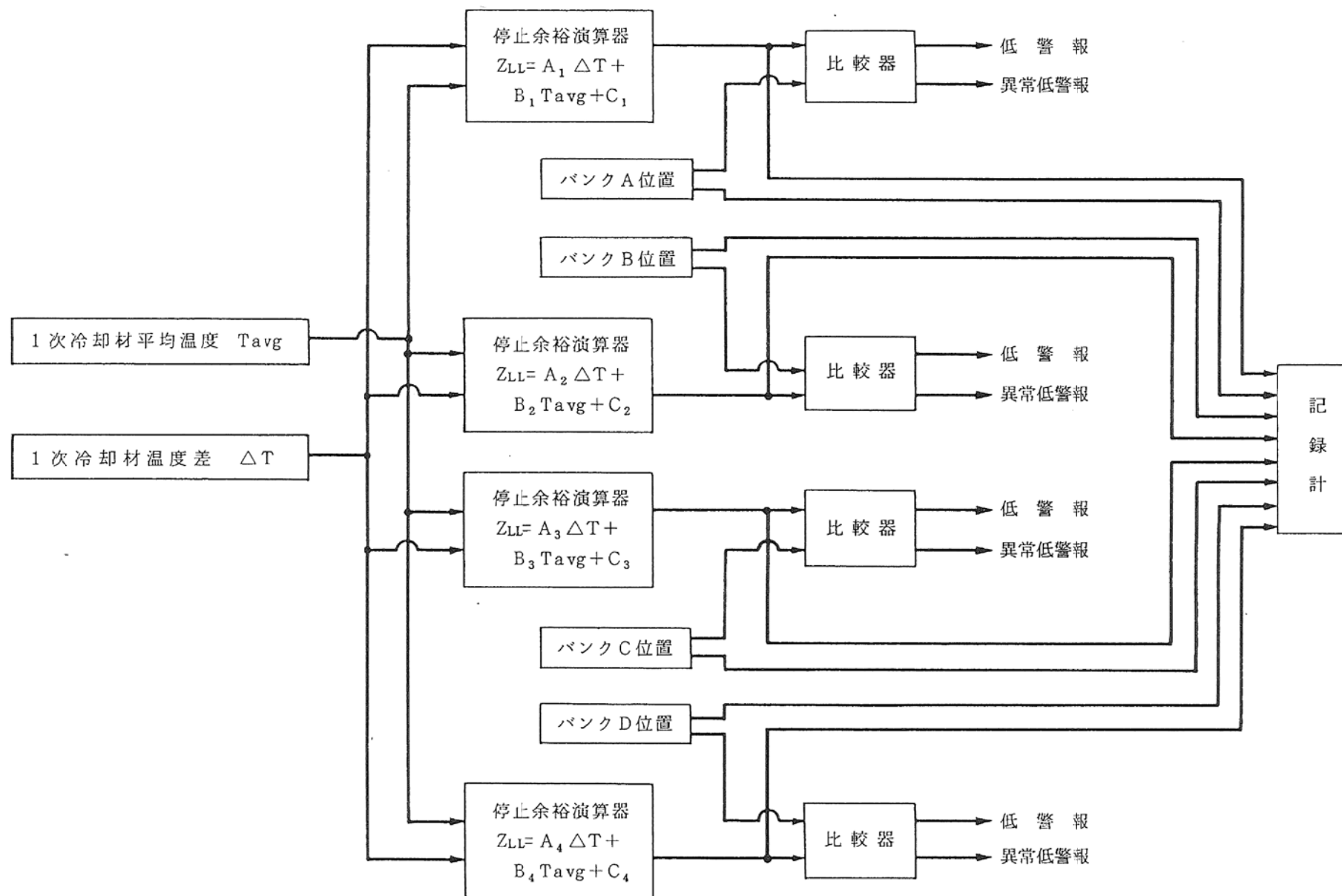


- T/C : 炉内熱電対 3 9 点
- _{A, B, C, D} : 炉内中性子束検出器 A, B, C, D 4 9 点
- _{CAL} : 炉内中性子束検出器校正用 1 点

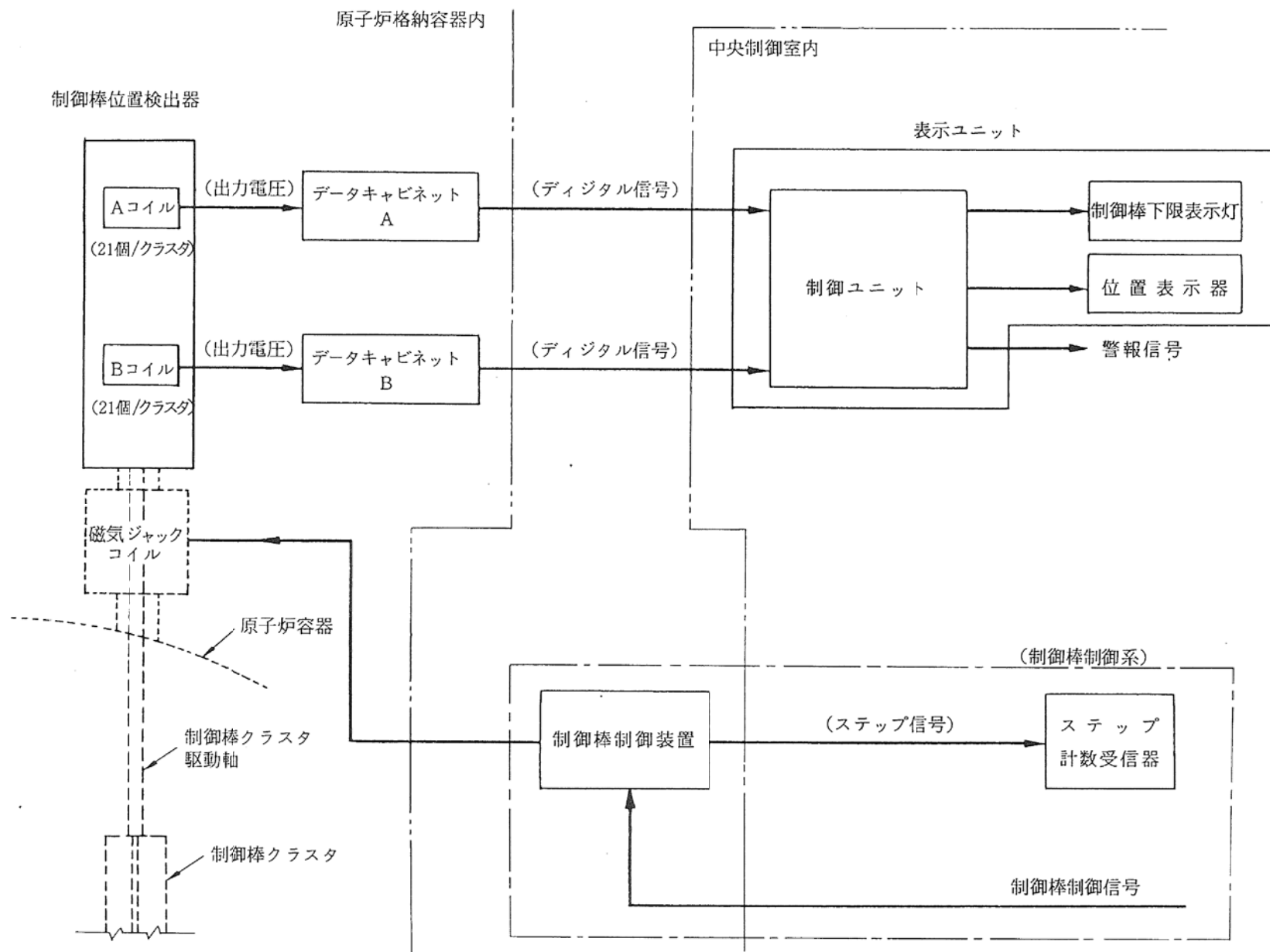
第 6.2.5 図 炉内計装検出器配置図



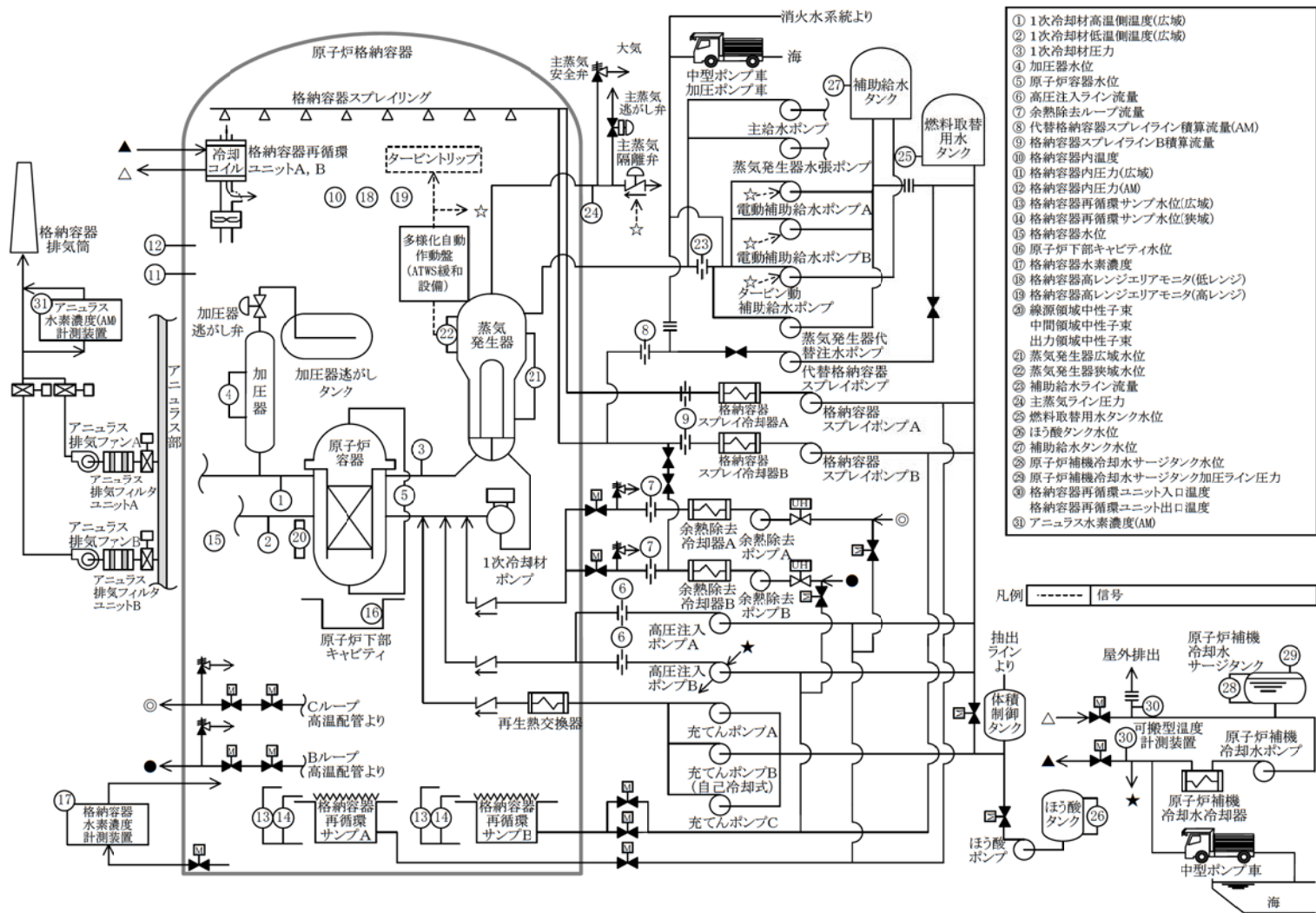
第 6. 2. 6 図 炉内核計装検出器駆動系統図



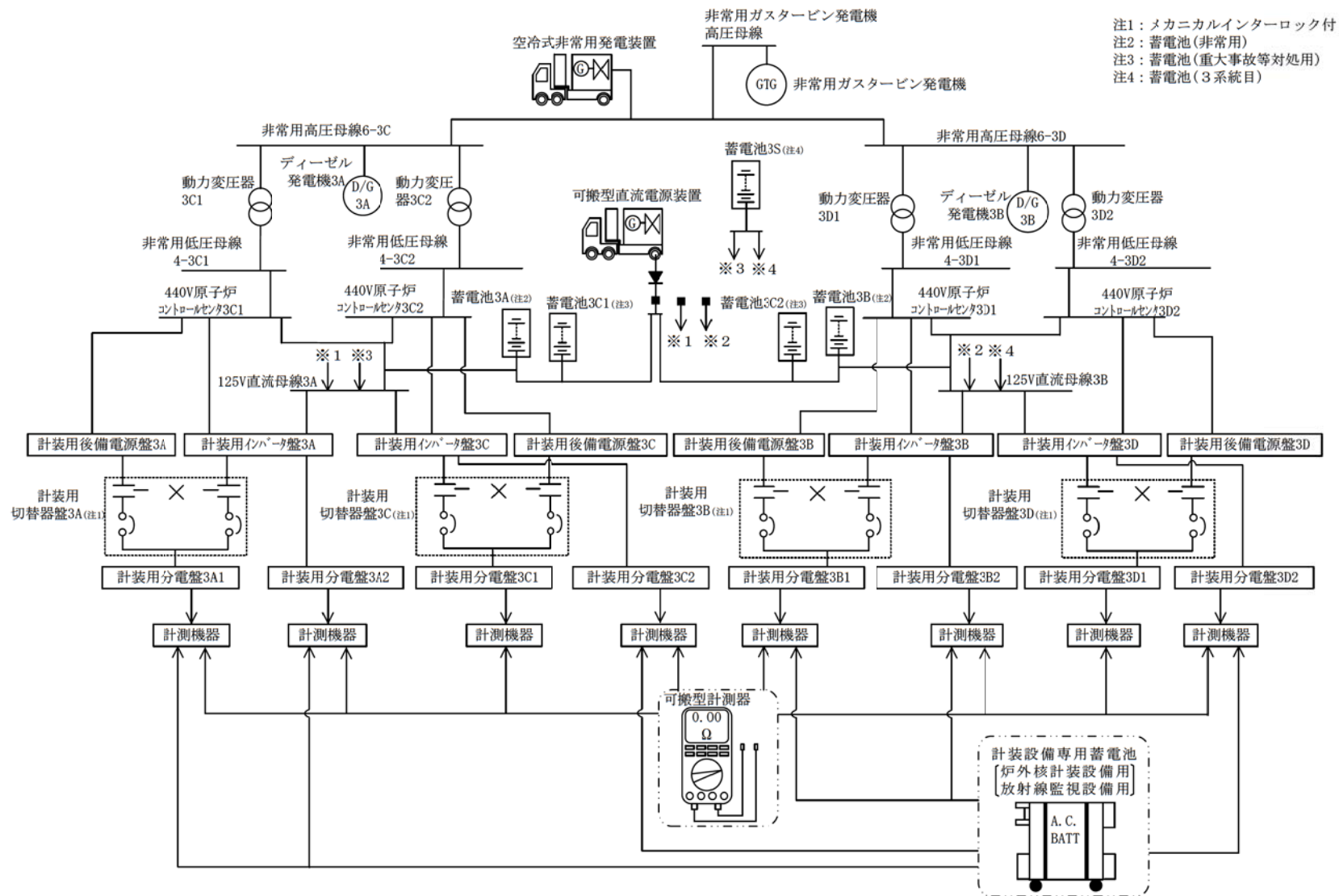
第 6.2.7 図 停 止 余 裕 監 視 装 置 ブ ロ ッ ク 図



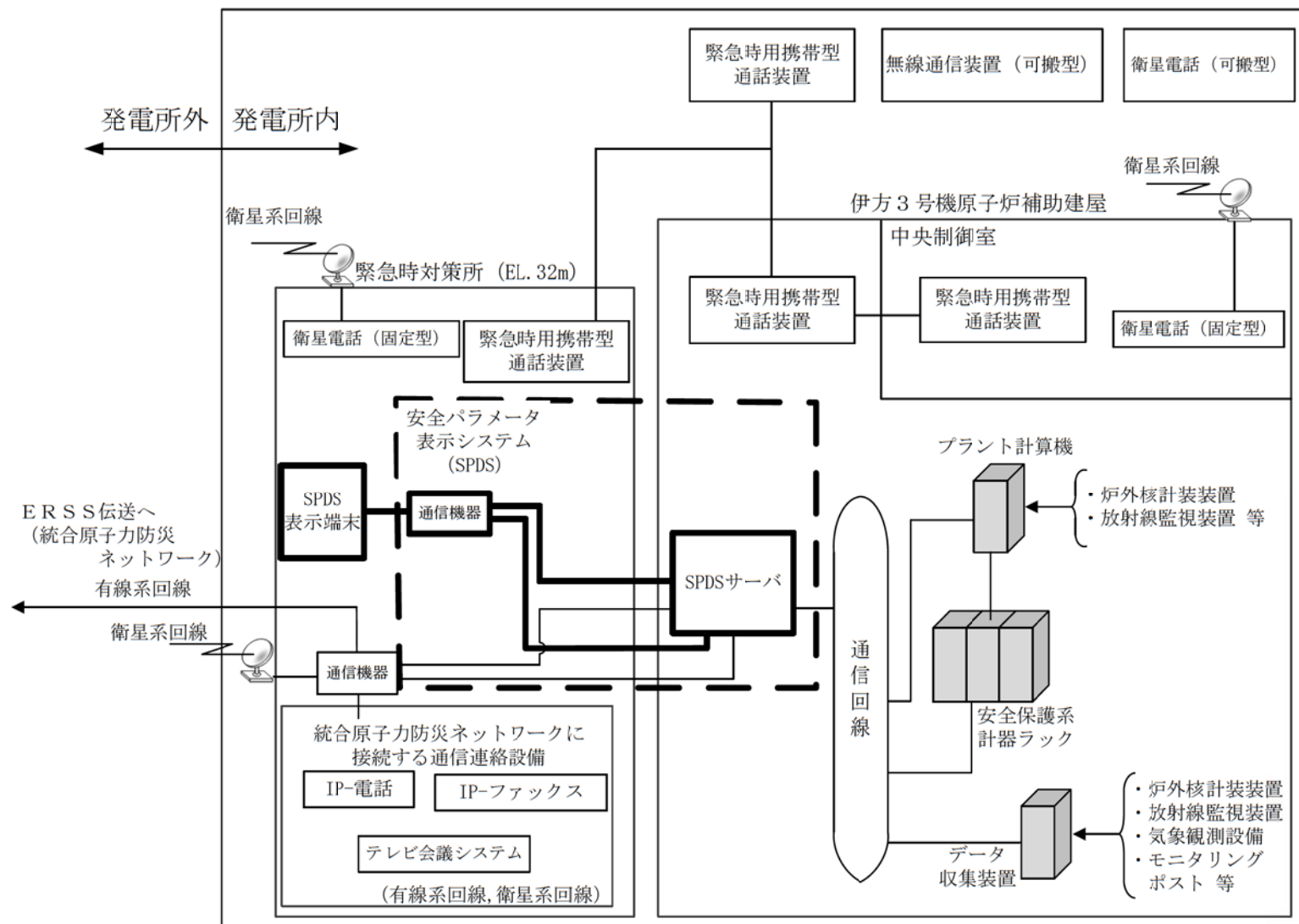
第 6.2.8 図 制 御 棒 位 置 指 示 計 装 ブ ロ ッ ク 図



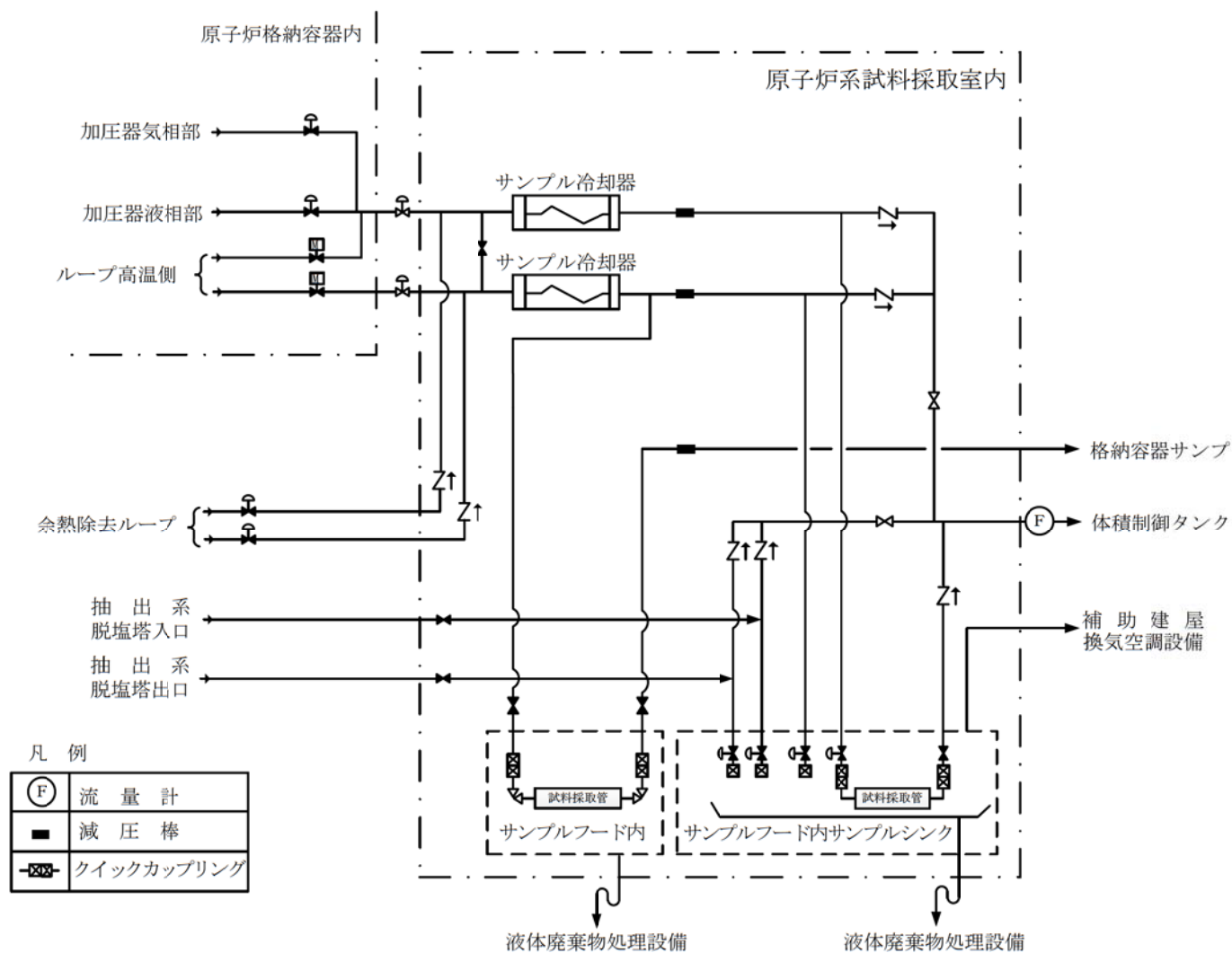
第 6.4.1 図 重要計器及び重要代替計器（重大事故等対処設備） 概略系統図



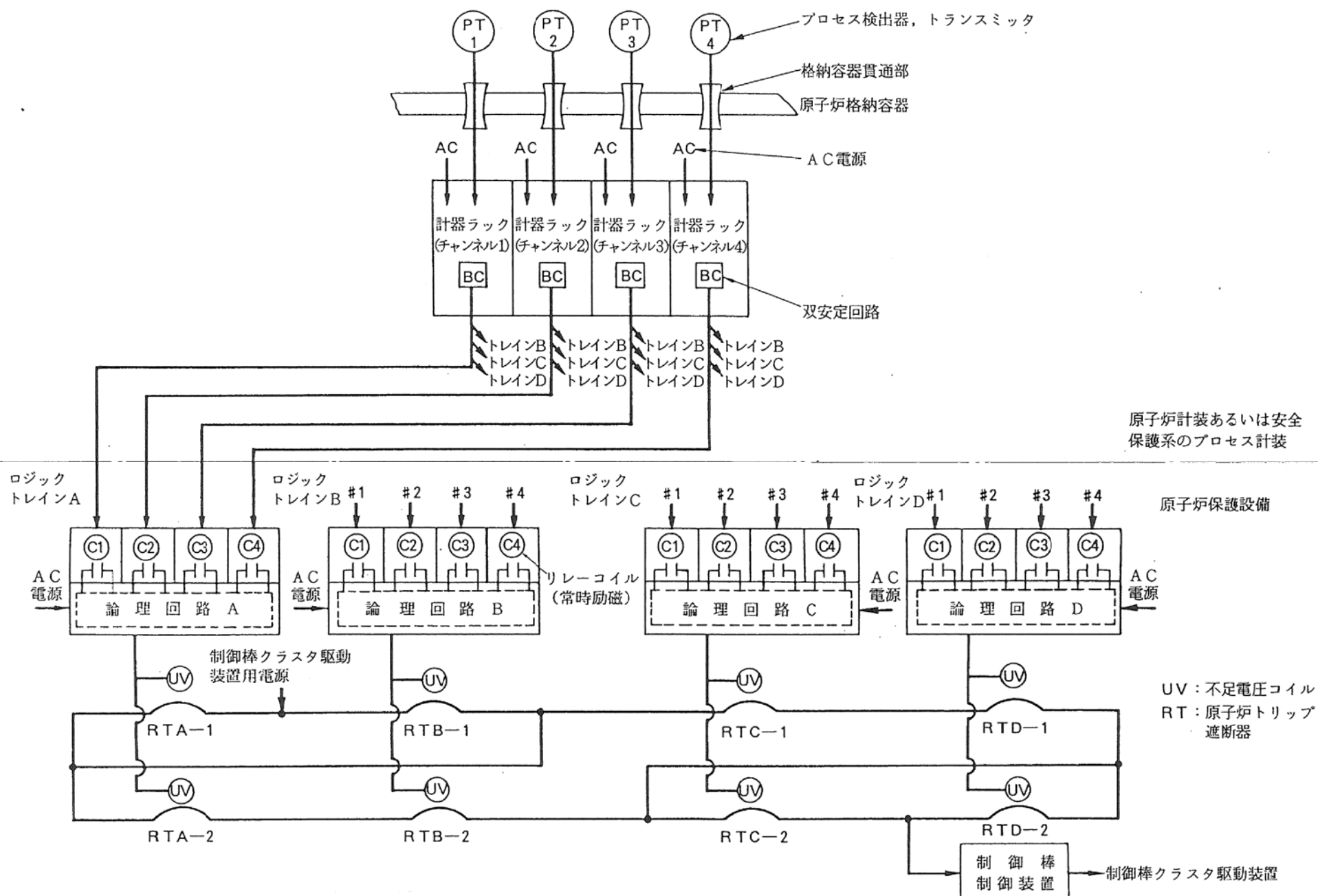
第 6.4.2 図 計器の電源 概略系統図



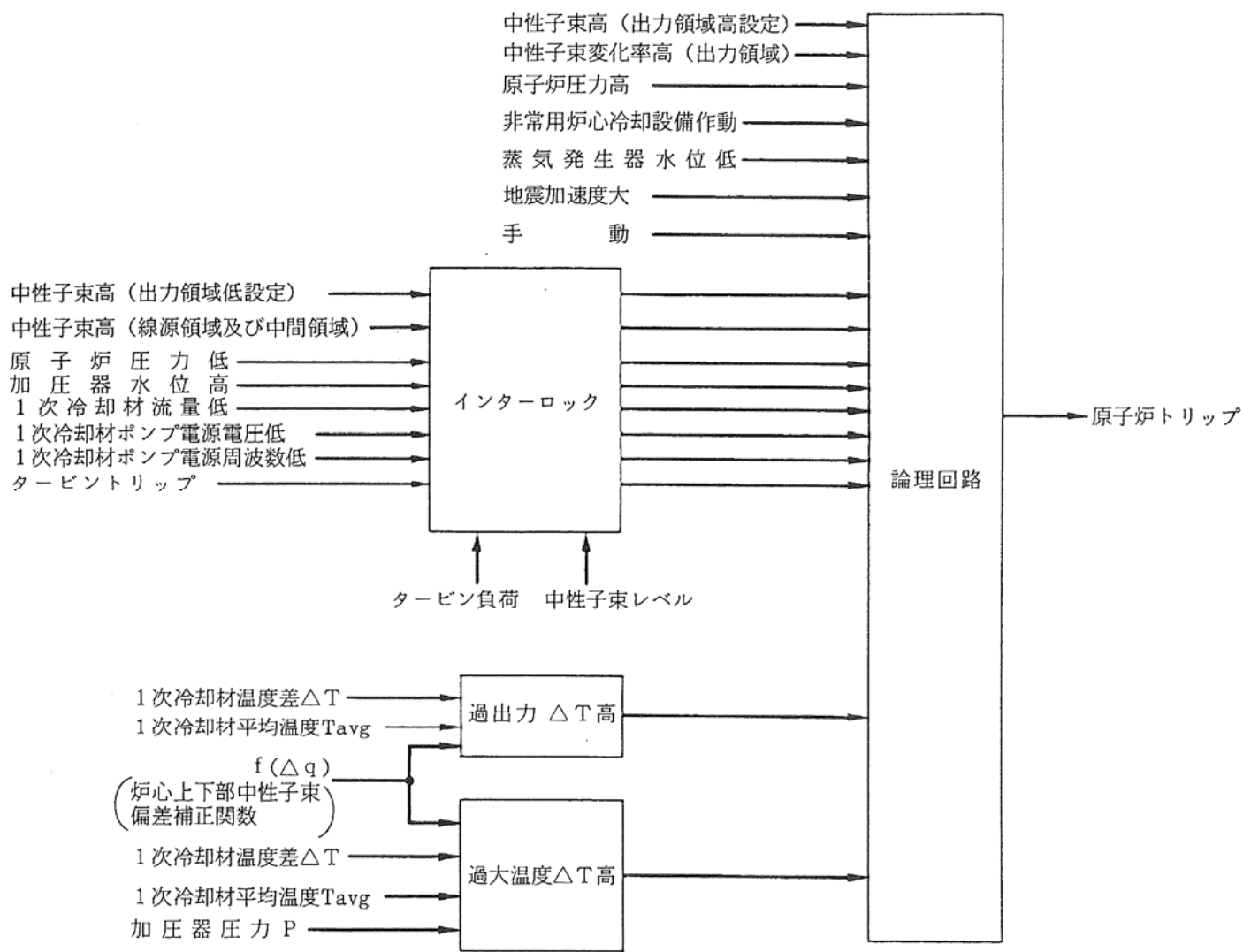
第 6. 4. 3 図 安全パラメータ表示システムによる記録 概略系統図



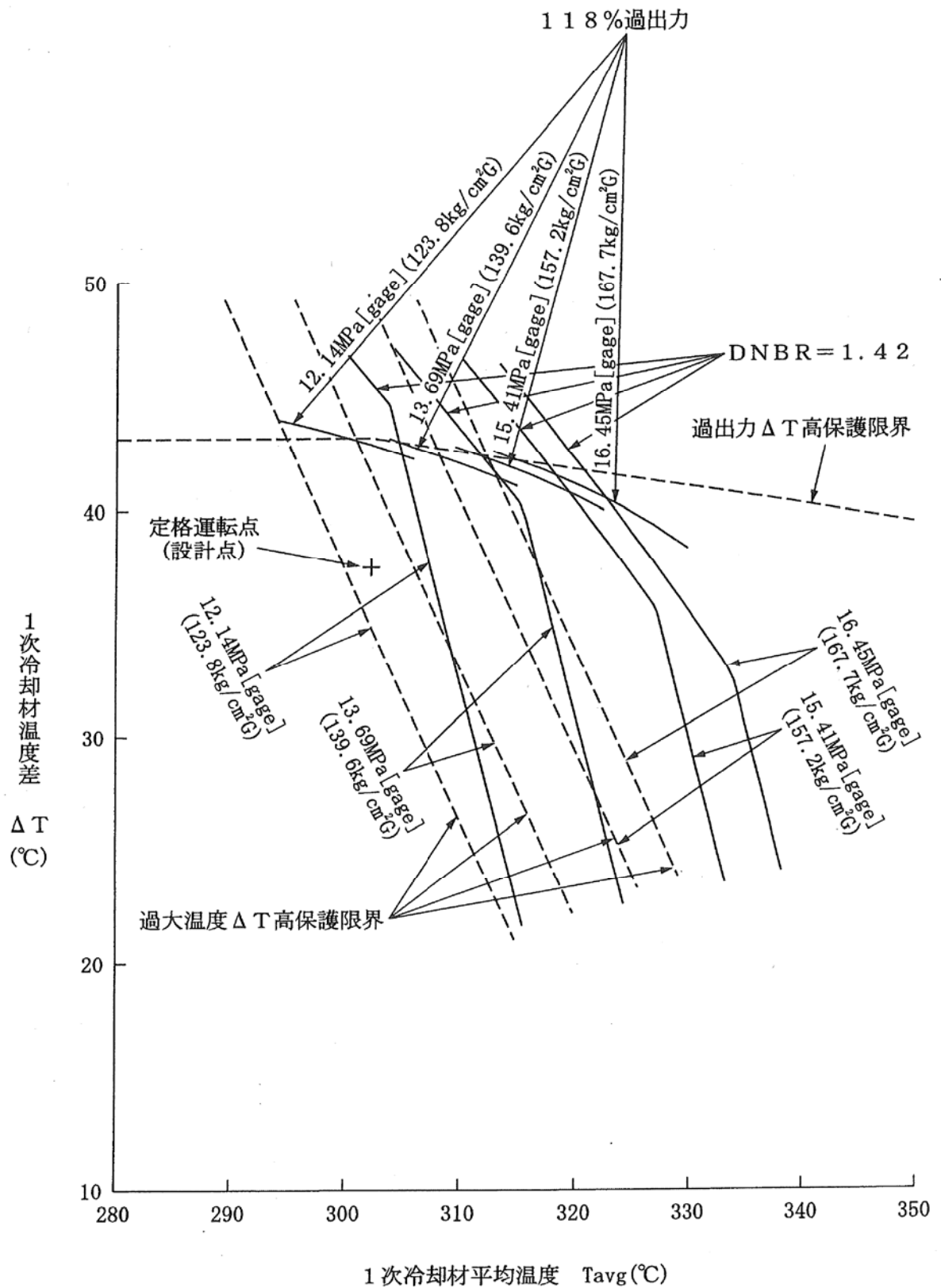
第 6.5.1 図 試料採取設備系統図



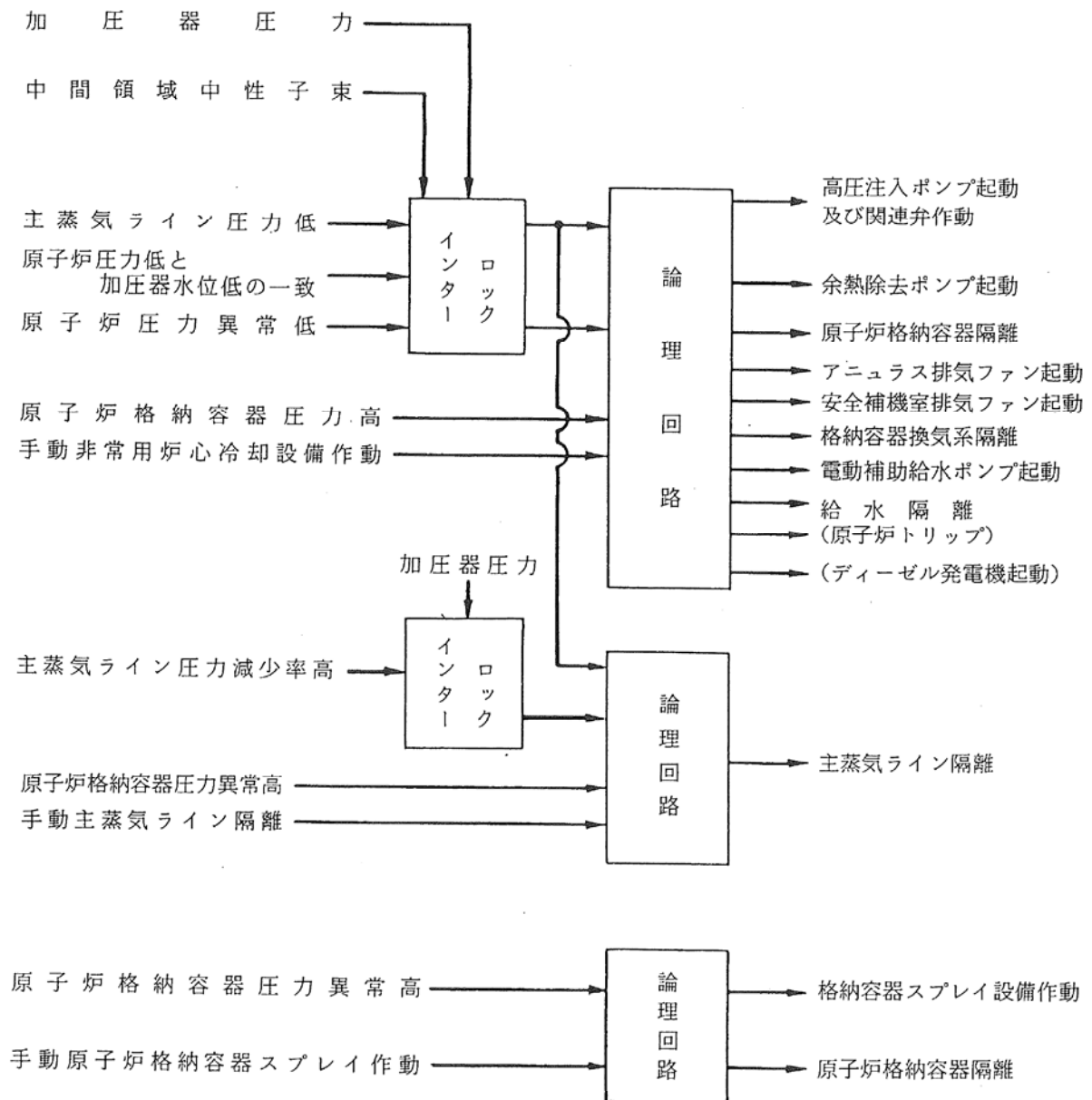
第 6. 6. 1 図 原子炉保護設備系統図 (“2 out of 4”の場合)



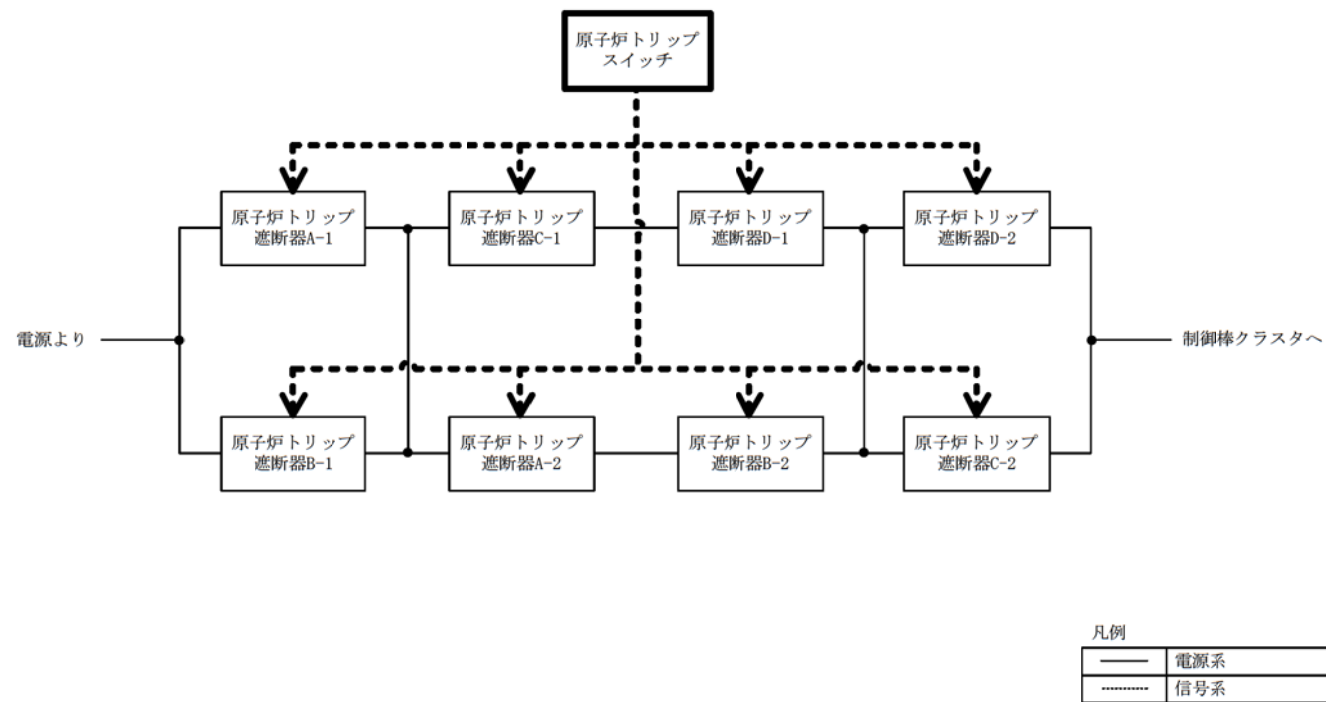
第 6. 6. 2 図 原子炉保護設備信号図



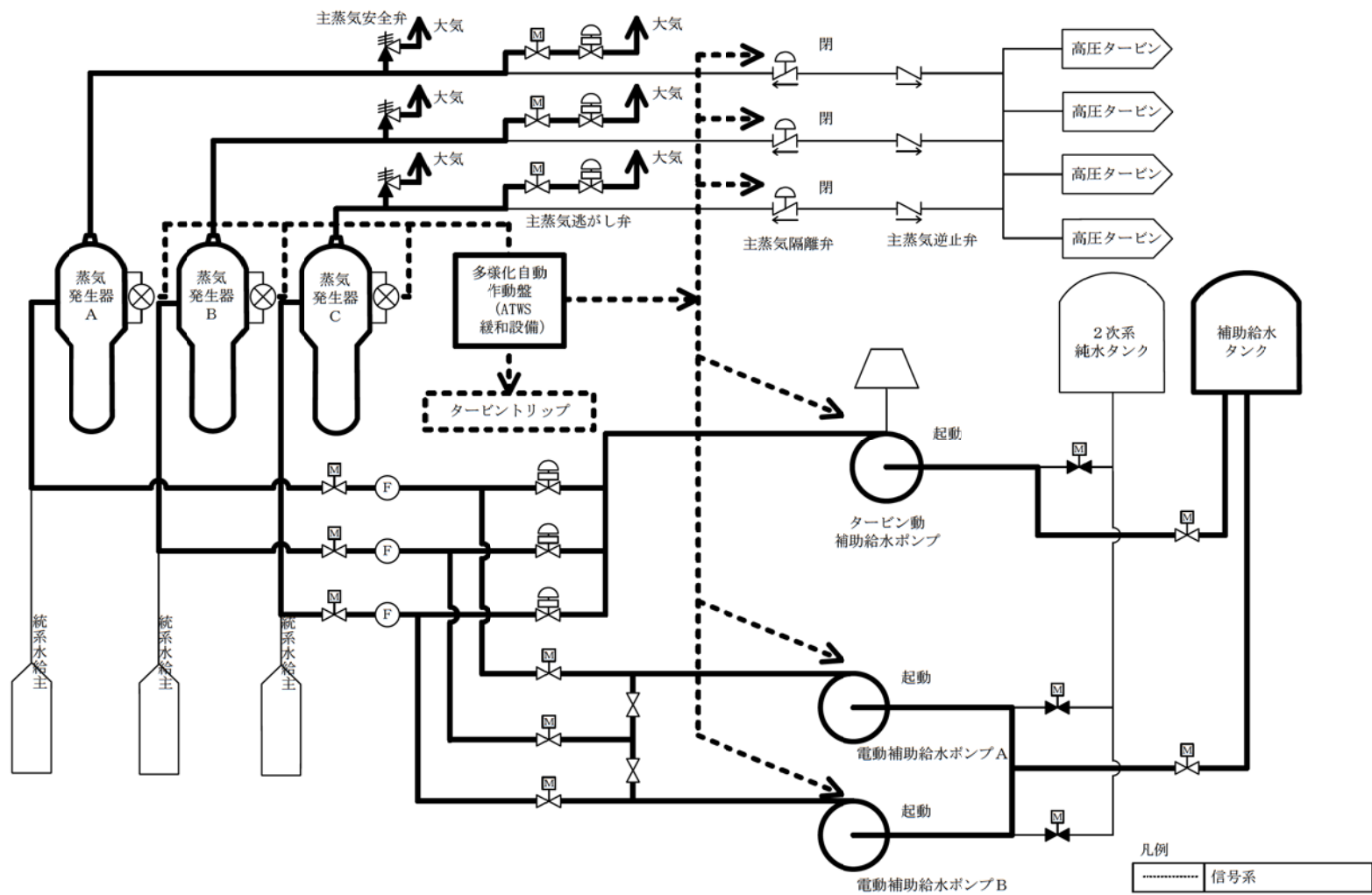
第 6. 6. 3 図 過大温度 ΔT 高及び過出力 ΔT 高による保護限界図 (代表例)



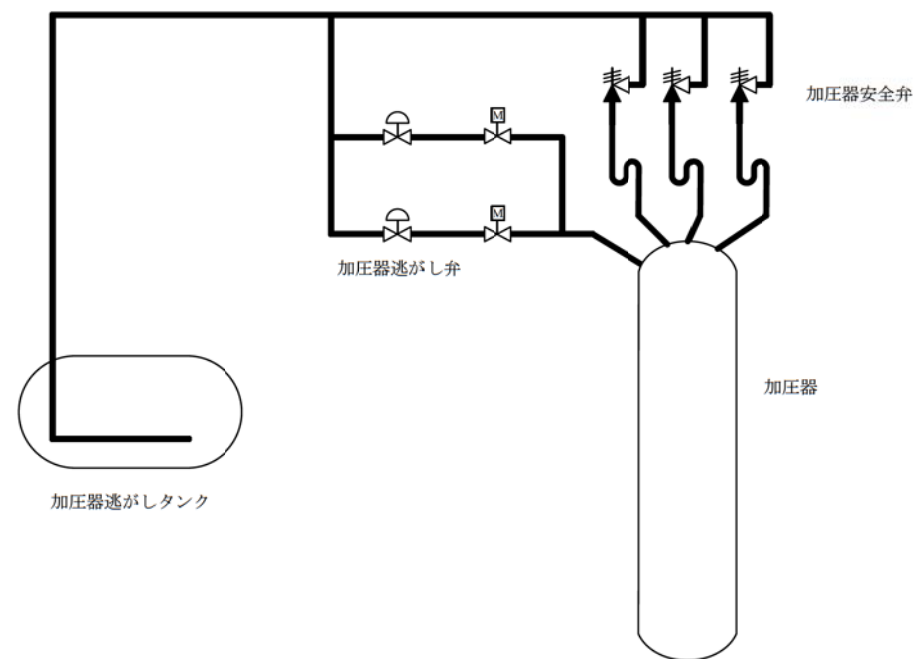
第 6.7.1 図 工学的安全施設作動設備信号図



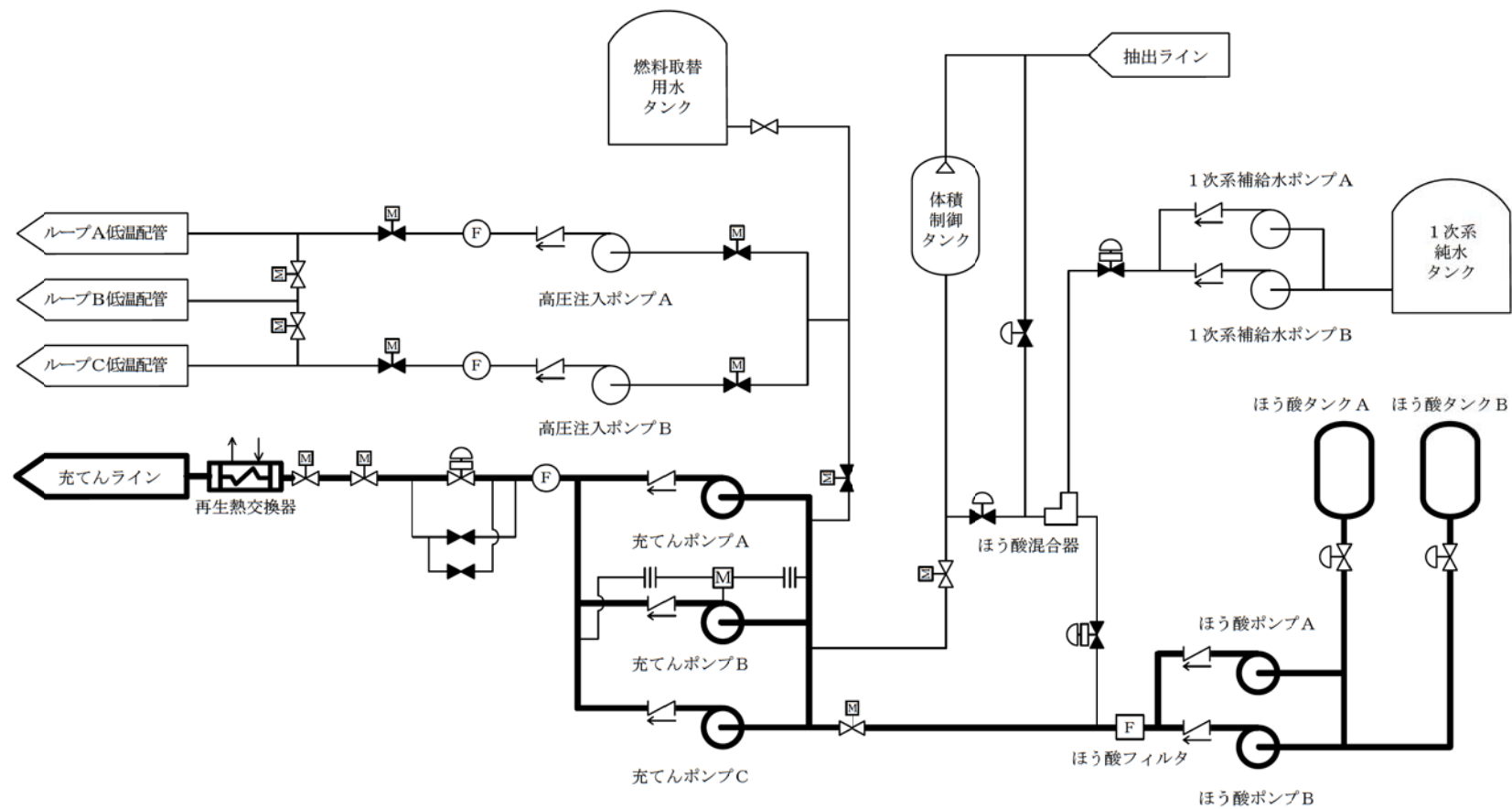
第 6. 8. 1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図（１）
（手動による原子炉緊急停止）



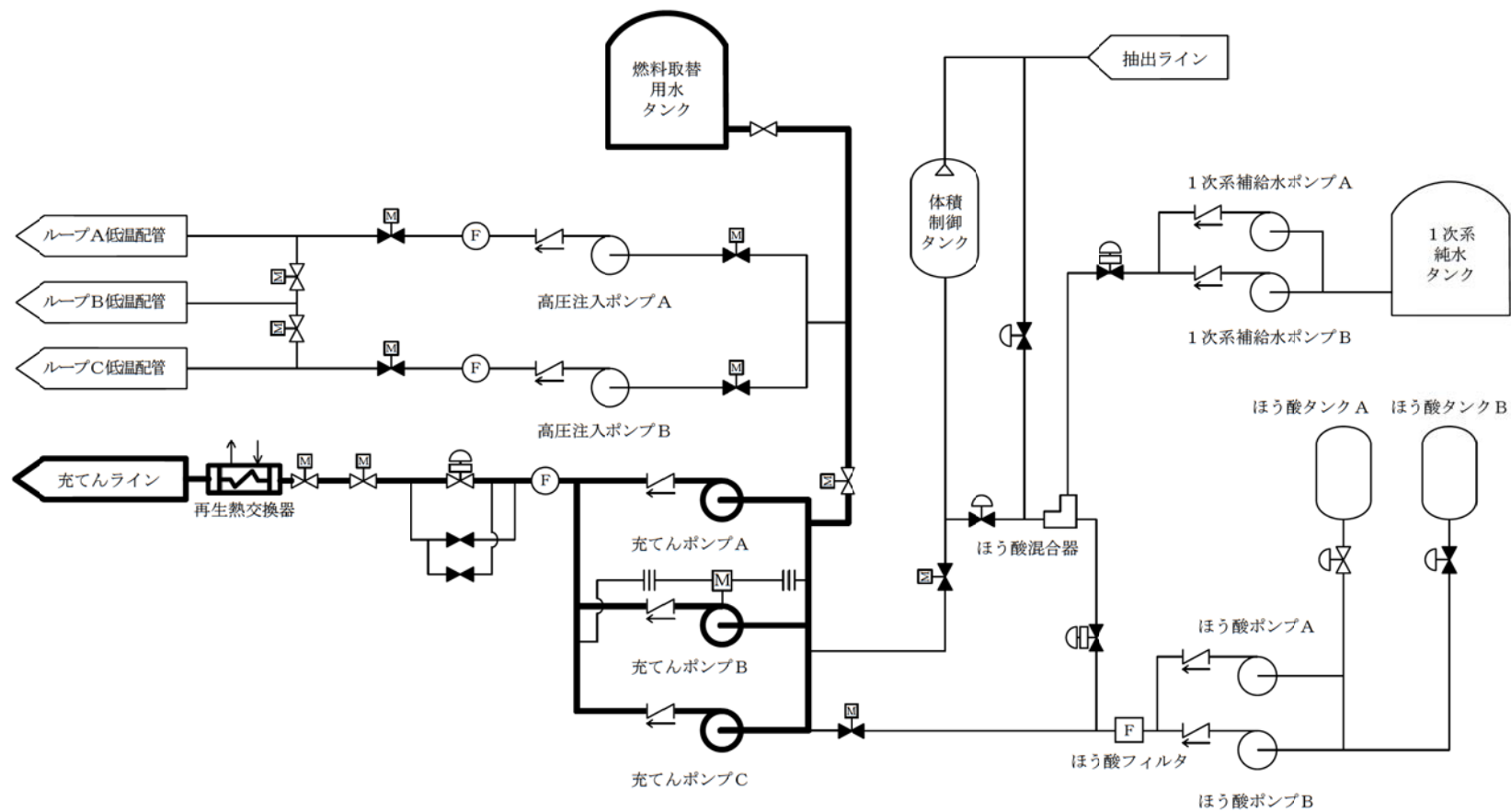
第 6.8.2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (2)
(原子炉出力抑制)



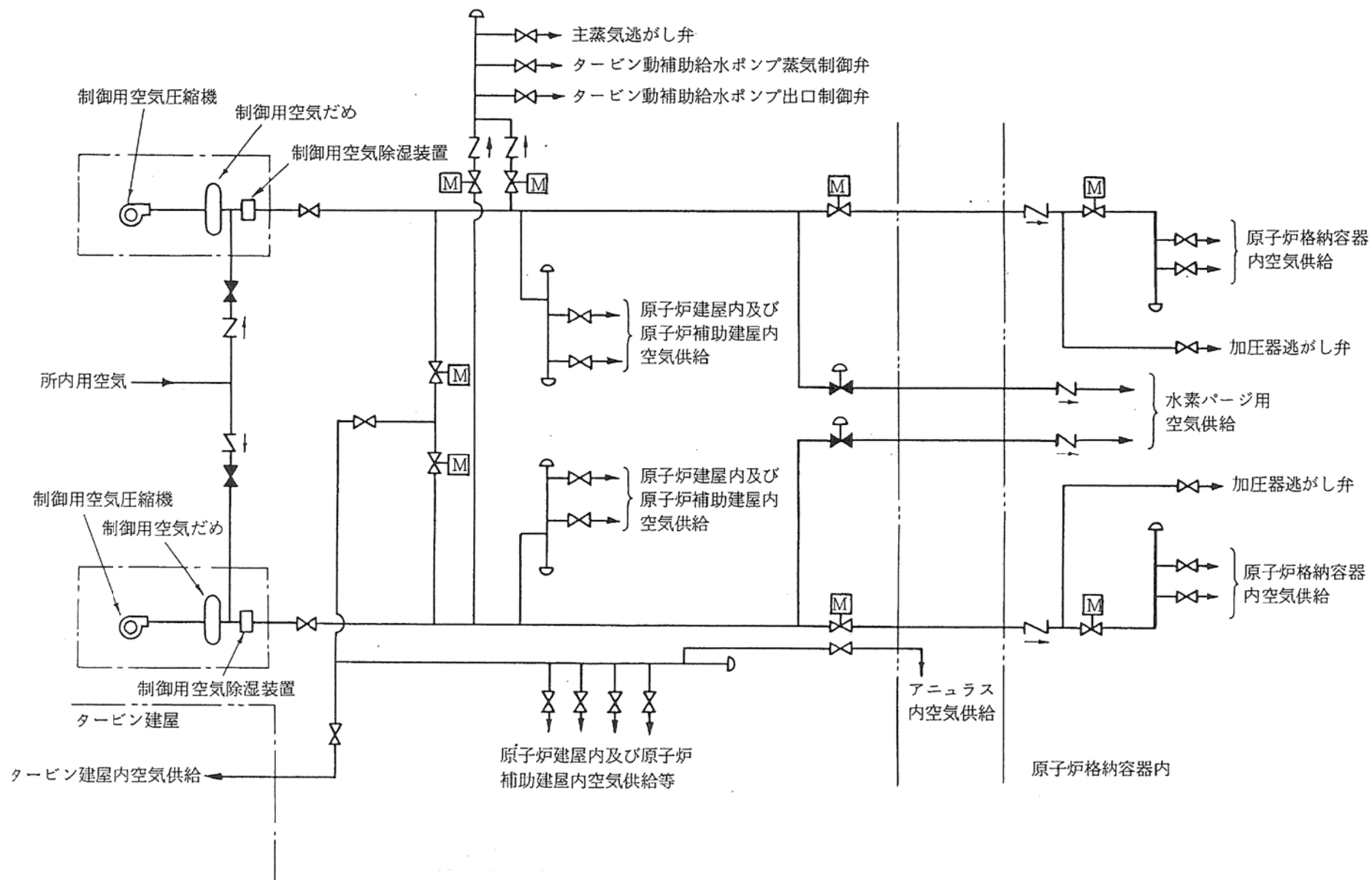
第 6. 8. 3 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図（3）
（原子炉出力抑制）



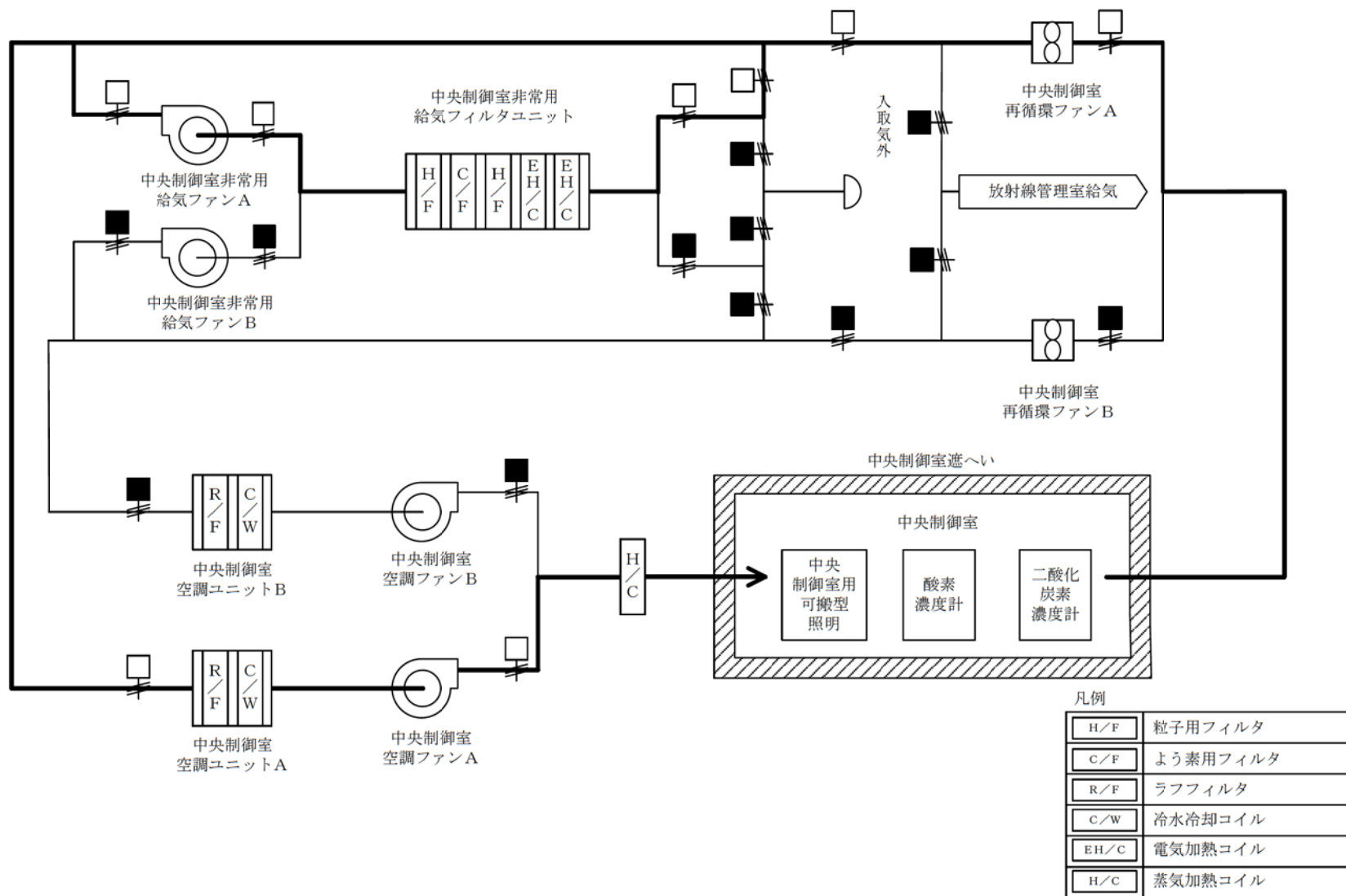
第 6.8.4 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (4)
(ほう酸水注入)



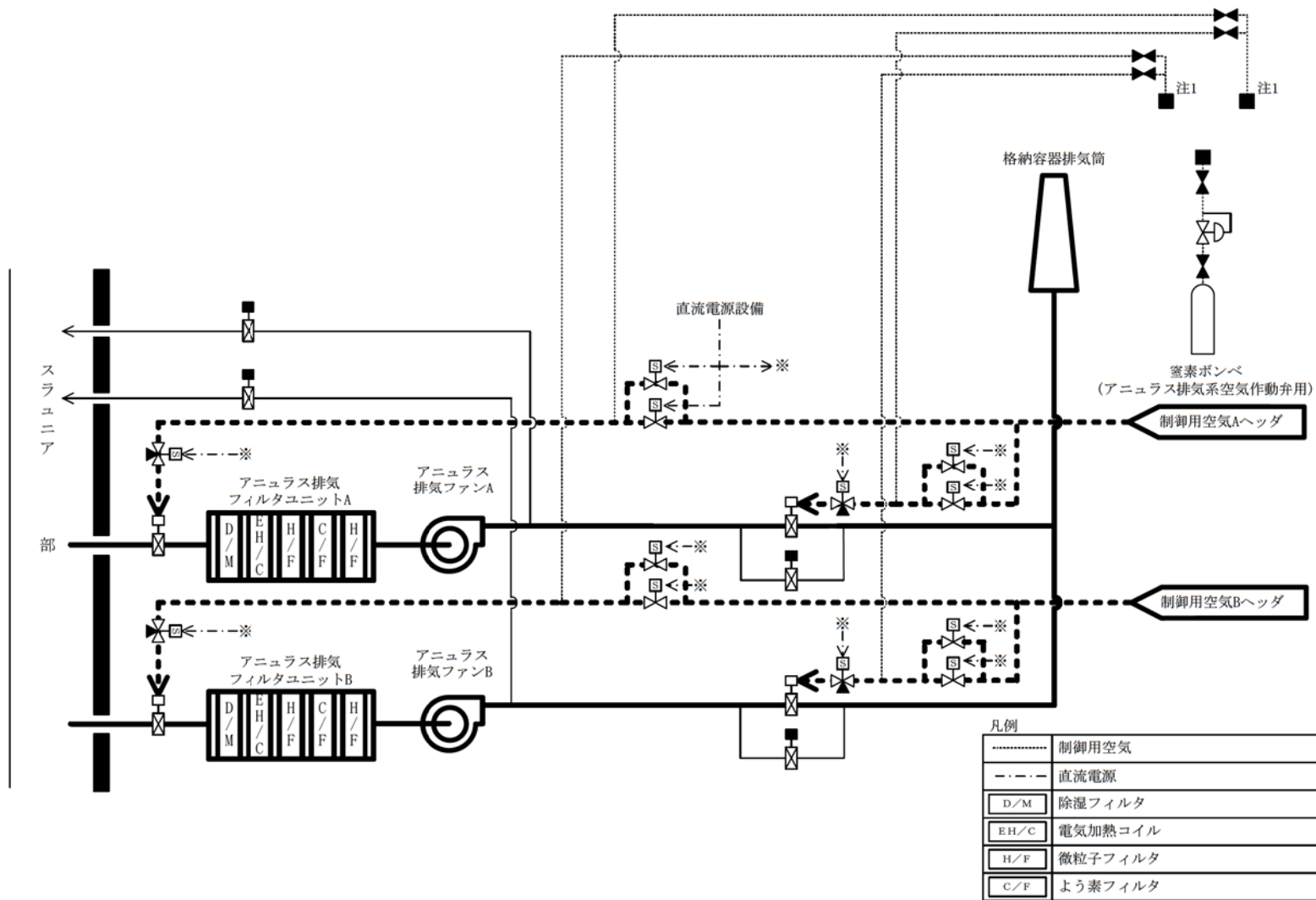
第 6.8.5 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (5)
(ほう酸水注入)



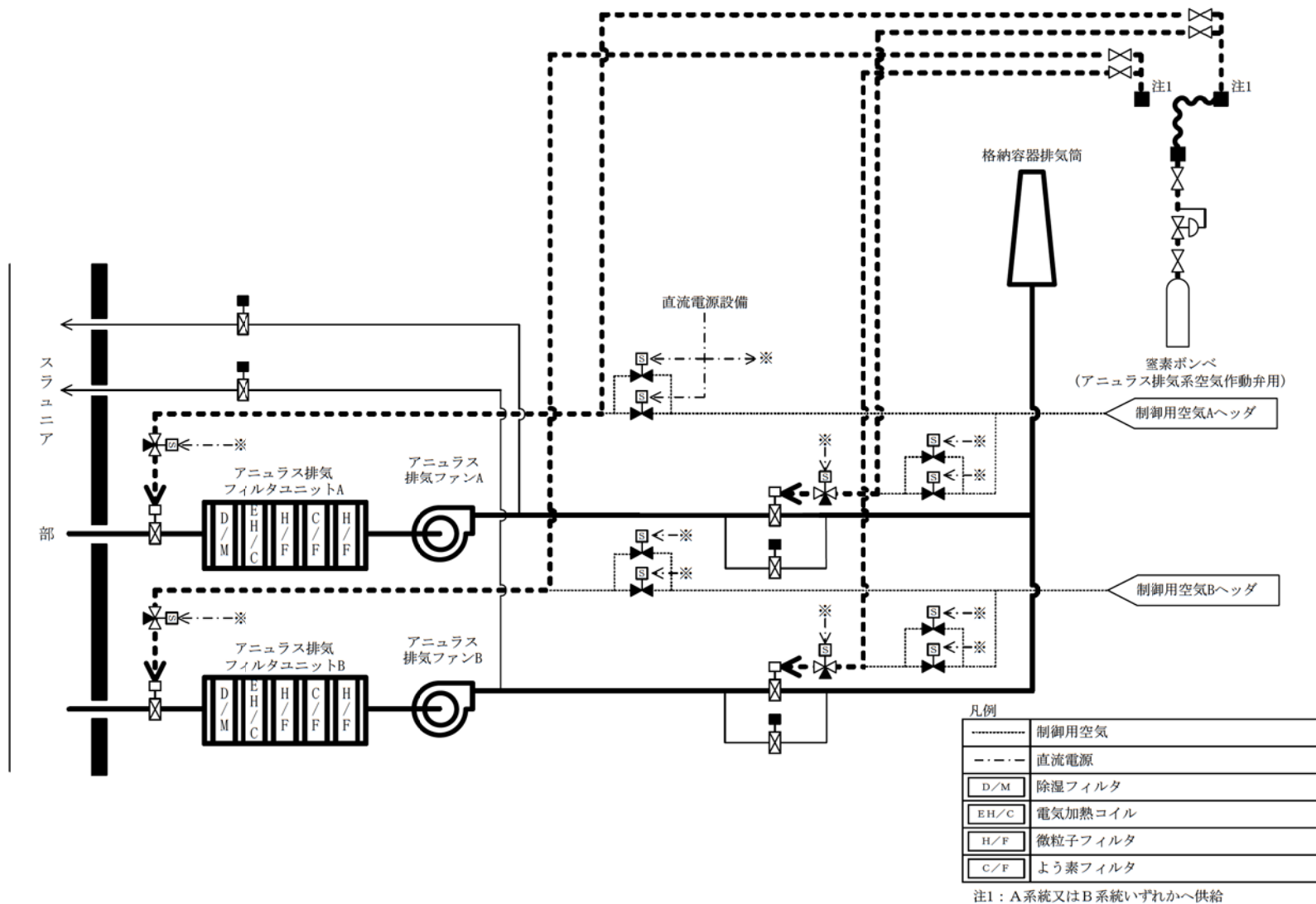
第 6.9.1 図 制御用空気圧縮設備系統図



第 6.10.1 図 中央制御室の設備 概略系統図 (1)
(居住性の確保)



第 6.10.2 図 中央制御室の設備 概略系統図（2）
（放射性物質の濃度低減（交流動力電源及び直流電源健全））



第 6.10.3 図 中央制御室の設備 概略系統図（3）
（放射性物質の濃度低減（全交流動力電源又は直流電源喪失））

7. 放射性廃棄物廃棄施設

7.1 概 要

放射性廃棄物廃棄施設は、発電所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発電所周辺の一般公衆の被ばく線量が、「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」を満足するように、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、系統構成は第 7.1.1 図に示すとおりである。

これらの廃棄物処理設備は、以下の機能を有する。

- (1) 気体廃棄物をその性状に応じて分離回収し、ガス減衰タンク又は水素再結合ガス減衰タンクに一定期間貯留して放射能を減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら放出する。
- (2) 液体廃棄物をその性状に応じて分離回収し、原則として、フィルタ、蒸発器、脱塩塔等で処理した後、蒸留水等は再使用するか又は試料採取分析を行い、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、その濃度を監視しながら放出する。
- (3) 固体廃棄物をその種類によりタンク内に貯蔵するか、あるいはドラム詰め等の後、発電所敷地内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

なお、固体廃棄物を最終的に処分する場合には、関係官庁の承認を受ける。

これらの廃棄物処理設備の運転操作は、原則として 1 次系補機操作室より行う。

7.2 気体廃棄物処理設備

7.2.1 概 要

気体廃棄物処理設備は、処理すべき廃ガスの性状により、窒素廃ガス処理系及び水素廃ガス処理系に大別される。これらの気体廃棄物処理設備は、以下の機能を有する。

- (1) 窒素廃ガス処理系のガス減衰タンクは、窒素をカバーガスとする各タンクからのベントガス、各機器からのベントガス等の窒素廃ガスを一定期間貯留する。
- (2) 水素廃ガス処理系の水素再結合ガス減衰タンクは、体積制御タンクへの水素の連続注入を行った場合、パージされる水素廃ガスを処理し水素を除去後、一定期間貯留する。

7.2.2 設計方針

気体廃棄物処理設備の設計に際しては、発電所の運転に伴い周辺環境に放出する気体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の被ばく線量が、「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」を満足するように、次のような放出ガスの貯留、再使用、減衰、放出管理等を行い、濃度及び量を低減できるものとする。

- (1) 窒素をカバーガスとする各タンクからのベントガス、各機器からのベントガス等の窒素廃ガスは、ガス圧縮装置により加圧圧縮し、ガス減衰タンクに貯留して冷却材貯蔵タンクのカバーガスとして再使用するが、気体量が余剰となれば、十分に放射能を減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら補助建屋排気筒から放出できる設計とする。
- (2) 体積制御タンクへの水素の連続注入を行った場合、パージされ

る核分裂生成ガスを含む水素廃ガスは、水素再結合ガス圧縮装置により加圧圧縮し、水素再結合装置により水素を除去する。水素を除去した核分裂生成ガスは、水素再結合ガス減衰タンクに一定期間貯留して十分に放射能を減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら補助建屋排気筒から放出できる設計とする。

- (3) 気体廃棄物処理設備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り常時換気を行う。

7.2.3 主要設備の仕様

気体廃棄物処理設備の主要設備の仕様を第 7.2.1 表に示す。

7.2.4 主要設備

(1) ガス圧縮装置

ガス圧縮装置は、窒素廃ガスを加圧圧縮し、ガス減衰タンクに貯留するために設置する。ガス圧縮装置は、最大廃ガス量約 $58\text{Nm}^3/\text{h}$ に対して、容量約 $68\text{Nm}^3/\text{h}$ のものを 2 台設置する。

なお、内 1 台は予備とし、水素再結合ガス圧縮装置の予備として共用する。

(2) ガス減衰タンク

ガス減衰タンクは、ガス圧縮装置によって加圧圧縮された窒素廃ガスを貯留し、放射能を減衰させる。ガス減衰タンクは、通常運転時に発生する気体廃棄物を 60 日間以上貯留できるように、容量約 30m^3 のものを 6 基設置する。

(3) 水素再結合ガス圧縮装置

水素再結合ガス圧縮装置は、体積制御タンクへの水素の連続注

入を行った場合、パージされる水素廃ガスを水素再結合ガス減衰タンクからの循環ガスとともに加圧圧縮して、水素再結合装置へ送る。水素再結合ガス圧縮装置は、体積制御タンクからのパージガス量約 $1.2\text{Nm}^3/\text{h}$ 及び循環ガスに対して、容量約 $68\text{Nm}^3/\text{h}$ のものを1台設置する。

なお、ガス圧縮装置の予備を水素再結合ガス圧縮装置の予備として共用する。

(4) 水素再結合装置

水素再結合装置は、水素再結合ガス圧縮装置によって加圧圧縮された廃ガス中の主成分である水素を酸素と反応させることにより、流入ガス中の水素を大部分除去する。水素再結合装置の容量は、水素再結合ガス圧縮装置の容量約 $68\text{Nm}^3/\text{h}$ に対して、約 $85\text{Nm}^3/\text{h}$ とする。

(5) 水素再結合ガス減衰タンク

水素再結合ガス減衰タンクは、水素再結合装置で水素を除去した核分裂生成ガスを貯留し、放射能を減衰させる。水素再結合ガス減衰タンクは、1次冷却材から抽出される核分裂生成ガス及び水素、酸素中の不純物ガス約 $20\text{Nm}^3/\text{y}$ を十分長い間貯留できるように、容量約 30m^3 のものを4基設置する。

7.2.5 評 価

気体廃棄物処理設備は、気体廃棄物の性状により窒素廃ガス処理系と水素廃ガス処理系を設け、気体廃棄物の貯留、再使用、減衰、放出管理等を行うことにより、発電所の運転に伴い周辺環境に放出する気体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の被ばく線量

が、「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」を満足するように、濃度及び量を低減できる。

7.2.6 試験検査

気体廃棄物処理設備は、常時使用している設備であるので、制御盤等でその状態を監視できる。

7.3 液体廃棄物処理設備

7.3.1 概 要

液体廃棄物処理設備は、液体廃棄物の性状に応じて処理するため、ほう酸回収系、廃液処理系及び洗浄排水処理系（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号及び3号炉共用）の3つの主要な処理系に大別される。これらの液体廃棄物処理設備は、以下の機能を有する。

(1) ほう酸回収系は、冷却材貯蔵タンクに回収、貯留される1次冷却設備からの1次冷却材抽出水、格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレンを処理する。

(2) 廃液処理系は、廃液貯蔵タンクに回収、貯留される補助建屋等機器ドレン、格納容器床ドレン、補助建屋等床ドレン及び薬品ドレン（強酸ドレンを除く）を処理する。

(3) 洗浄排水処理系（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号及び3号炉共用）は、洗浄排水タンク（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号及び3号炉共用）に貯留される洗たく排水、手洗排水、シャワ排水等を処理する。

以上の主要な処理系のほかに、強酸ドレン処理系があり、薬品ドレンのうち強酸ドレンを処理する。

7.3.2 設計方針

液体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する液体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の受ける線量が、「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」を満足するように、次のような貯留、処理、再使用、減衰、放出管理等を行い、放射性物質の濃度及び量を合理的に達

成できる限り低減できる設計とする。

なお、本設備のうち、洗浄排水処理系（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号及び3号炉共用）は、洗たく作業の相互運用を考慮して、1号炉、2号炉及び3号炉共用として設計する。

(1) 液体廃棄物処理設備は、液体廃棄物の性状に応じて、それぞれ専用の処理系で処理できる設計とする。

(2) 液体廃棄物は、原則として、フィルタ、蒸発装置、脱塩塔等で処理することにより、合理的に達成できる限り放射性物質の濃度を低減できる設計とする。

(3) 液体廃棄物は、処理後、貯留し、再使用又は放出管理を行い、合理的に達成できる限り環境への放射性物質の放出量を低減できる設計とする。また、放出する場合は試料採取分析を行い放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、その濃度を監視しながら放出する設計とする。

(4) 液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設（「7.4 固体廃棄物処理設備」に記載したもののうち液体状の放射性廃棄物を取り扱う設備を含む）は、これらの施設から液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。

a. 液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設には適切な材料を使用するとともに、タンク水位の検出器、インターロック等の適切な計測制御設備を設けることにより、漏えいの発生を防止できる設計とする。

b. タンクの水位、漏えい検知等の警報を設け、タンク等からの漏えいが生じた場合、漏えいを早期に検出し、中央制御室

等に警報を発することができる設計とする。

また、液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設を設ける建屋の床及び壁面は漏えいし難い構造とするとともに、液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設は独立した区画内に設けるか周辺に堰等を設け漏えいの拡大防止対策を講じることにより、放射性液体廃棄物が万一、漏えいした場合に、適切に措置できる設計とする。

- c. 建屋外に通じる出入口等には堰等を設け、建屋外への漏えいを防止するとともに、床及び壁面は建屋外へ漏えいし難い構造とする。
- d. 液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設を設ける建屋内部には敷地外に管理されずに排出される排水が流れる排水路に通じる開口部を設けない設計とする。また、液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設を設ける建屋の床面下には、敷地外に管理されずに排出される排水が流れる排水路を施設しない設計とする。

7.3.3 主要設備の仕様

液体廃棄物処理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) 格納容器冷却材ドレンタンク

格納容器冷却材ドレンタンクは、原子炉格納容器内の 1 次冷却材ドレンを集める。本タンク水は、冷却材貯蔵タンクに送り処理する。格納容器冷却材ドレンタンクは、容量約 1.3m^3 のも

のを1基設置する。なお、予想発生量は約 $1,300\text{m}^3/\text{y}$ である。

(2) 冷却材貯蔵タンク

冷却材貯蔵タンクは、1次冷却材の抽出水及び1次冷却材ドレンを貯留する。本タンク水は、ほう酸回収装置に送り処理する。冷却材貯蔵タンクは、容量約 310m^3 のものを2基設置する。なお、予想発生量は、格納容器冷却材ドレンタンクからの移送分も含めて、約 $3,400\text{m}^3/\text{y}$ である。

(3) ほう酸回収装置脱塩塔

ほう酸回収装置脱塩塔は、ほう酸回収装置で処理する水のイオン状不純物のうち、ほう酸以外のものを除去する。ほう酸回収装置脱塩塔は、樹脂容量約 0.76m^3 のものを2基設置する。

(4) ほう酸回収装置

ほう酸回収装置は、冷却材貯蔵タンク水进行处理する。蒸留水及び濃縮液は、それぞれモニタタンク及びほう酸タンクに回収する。ほう酸回収装置は、容量約 $3.4\text{m}^3/\text{h}$ のものを1基設置する。なお、予想処理量は約 $3,400\text{m}^3/\text{y}$ である。

(5) ほう酸蒸留水脱塩塔

ほう酸蒸留水脱塩塔は、ほう酸回収装置からの蒸留水に含まれる少量のほう酸を除去し、更に浄化を行う。ほう酸蒸留水脱塩塔は、樹脂容量約 0.57m^3 のものを1基設置する。

(6) モニタタンク

モニタタンクは、ほう酸蒸留水脱塩塔からの蒸留水を貯留する。本タンク水は、試料採取分析し放射性物質の濃度が十分低いことを確認して放出するか、又は試料採取分析し水質を確認した後、1次系純水タンクに送り再使用する。モニタタンクは、

容量約 55m^3 のものを2基設置する。なお、予想発生量は約 $3,400\text{m}^3/\text{y}$ である。

(7) ほう酸濃縮液タンク

ほう酸濃縮液タンクは、ほう酸回収装置からのほう酸濃縮液を貯留する。貯留されたほう酸濃縮液は、ほう酸タンクに送り再使用する。ほう酸濃縮液タンクは、ほう酸回収装置からの1回分の濃縮液約 2.8m^3 に対して容量約 30m^3 のものを1基設置する。

(8) 補助建屋サンプタンク

補助建屋サンプタンクは、原子炉補助建屋内等で発生する床ドレンのうち、海水を含むおそれのない床ドレン、配置上廃液貯蔵タンクに落とせない原子炉補助建屋内等の機器ドレン等を集める。本タンク水は、廃液貯蔵タンクに送り処理する。補助建屋サンプタンクは、容量約 10m^3 のものを1基設置する。なお、予想発生量は約 $450\text{m}^3/\text{y}$ である。

(9) 格納容器サンプ

格納容器サンプは、原子炉格納容器内で発生する床ドレンを集める。本サンプ水は、廃液貯蔵タンクに送り処理する。なお、予想発生量は約 $20\text{m}^3/\text{y}$ である。

(10) 廃液貯蔵タンク

廃液貯蔵タンクは、原子炉格納容器内の床ドレン、原子炉補助建屋内等の機器ドレン及び床ドレン、薬品ドレン等を貯留する。本タンク水は、廃液蒸発装置に送り処理する。廃液貯蔵タンクは、容量約 60m^3 のものを2基設置する。なお、予想発生量は約 $1,300\text{m}^3/\text{y}$ である。

(11) 廃液蒸発装置

廃液蒸発装置は、廃液貯蔵タンク水进行处理する。蒸留水は脱塩塔に送り、濃縮廃液はドラム詰め装置に送る。廃液蒸発装置は、容量約 $1.7\text{m}^3/\text{h}$ のものを2基設置する。なお、予想処理量は約 $1,300\text{m}^3/\text{y}$ である。

(12) 廃液蒸留水脱塩塔

廃液蒸留水脱塩塔は、廃液蒸発装置で処理された廃液の蒸留水を更に浄化する。廃液蒸留水脱塩塔は、樹脂容量約 0.34m^3 のものを1基設置する。

(13) 廃液蒸留水タンク

廃液蒸留水タンクは、廃液蒸留水脱塩塔からの蒸留水を貯留する。本タンク水は、試料採取分析し放射性物質濃度が十分低いことを確認して放出する。廃液蒸留水タンクは、容量約 30m^3 のものを2基設置する。なお、予想発生量は約 $1,300\text{m}^3/\text{y}$ である。

(14) 洗浄排水タンク（3号炉原子炉補助建屋内1号，2号及び3号炉共用）

洗浄排水タンクは、洗たく排水，手洗排水及びシャワ排水を貯留する。本タンク水は，洗浄排水処理装置で処理する。洗浄排水タンクは，容量約 15m^3 のものを2基設置する。なお，予想発生量は約 $5,400\text{m}^3/\text{y}$ （1，2，3号炉合算）である。

(15) 洗浄排水処理装置（1号，2号及び3号炉共用）

洗浄排水処理装置は，洗浄排水タンク水进行处理する。透過水は洗浄排水モニタタンクに送り，濃縮廃液はドラム詰め装置に送る。洗浄排水処理装置は，容量約 $1\text{m}^3/\text{h}$ のものを1基設置す

る。なお、予想処理量は約 $5,400\text{m}^3/\text{y}$ （１，２，３号炉合算）である。

(16) 洗浄排水モニタタンク（１号，２号及び３号炉共用）

洗浄排水モニタタンクは，洗浄排水処理装置からの透過水を貯留する。本タンク水は，試料採取分析し放射性物質濃度が十分低いことを確認して放出する。洗浄排水モニタタンクは，容量約 15m^3 のものを２基設置する。なお，予想発生量は約 $5,400\text{m}^3/\text{y}$ （１，２，３号炉合算）である。

(17) 強酸ドレンタンク

強酸ドレンタンクは，放射化学室から出る強酸ドレンを集める。本タンク水は，中和後ドラム詰めする。強酸ドレンタンクは，容量約 1m^3 のものを１基設置する。なお，予想発生量は約 $1\text{m}^3/\text{y}$ である。

7.3.5 評 価

液体廃棄物処理設備は，液体廃棄物の性状によって，それぞれ専用の処理系を設け，液体廃棄物の貯留，処理，再使用，減衰，放出管理等を行うことにより，発電所の運転に伴い周辺環境に放出する液体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の被ばく線量が，「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」を満足するように，濃度及び量を低減できる。

また，液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設は，適切な材料の使用，漏えい検知器の設置，せきの設置等により，これらの施設から液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出の防止を考慮している。

7.3.6 試験検査

液体廃棄物処理設備は、常時使用している設備であるので、制御盤等でその状態を監視できる。

7.4 固体廃棄物処理設備

7.4.1 概 要

固体廃棄物処理設備には、固体廃棄物の種類により、次のように分類し、それぞれに応じた処理又は貯蔵保管を行う。

- (1) 廃液蒸発装置，洗浄排水処理装置の濃縮廃液及び強酸ドレン
- (2) 脱塩塔の使用済樹脂
- (3) 使用済フィルタ，布，紙，小器等の雑固体廃棄物
- (4) 蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器 4 基等，原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた 3 基等及び炉内構造物の取替えに伴い取り外した炉内構造物 2 基等

また，使用済制御棒等の放射化された機器は放射能の減衰を図るため，使用済燃料ピットに貯蔵する。

なお，必要に応じて，固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。

7.4.2 設計方針

固体廃棄物処理設備の設計に際しては，放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減できるように，次のような処理又は貯蔵保管等を行うことができる設計とする。

- (1) 濃縮廃液等は，遮蔽装置，遠隔操作等により，ドラム詰め装置にて固化材（セメント）と混合し，ドラム詰めできる設計とする。
- (2) 使用済樹脂は，使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵するものとするが，放射能を減衰させた後，固化材（セメント）とともにドラ

ム詰めも可能なように設計する。

- (3) 雑固体廃棄物のうち、可燃物は必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか、焼却処理後ドラム詰めを行うか、又は焼却処理後固化材（セメント）とともにドラム詰めを行うことができる設計とする。また、不燃物は、仕分けし、必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか、又は必要に応じて圧縮減容し、雑固体処理建屋内の固型化処理エリアで固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めを行うことができる設計とする。さらに、圧縮減容に用いるベイラは、独立した区画内に設ける構造とする。
- (4) 雑固体廃棄物のうち使用済液体用フィルタは、必要に応じてコンクリート等で内張りしたドラム缶に遠隔操作により詰めることができる設計とする。
- (5) 雑固体廃棄物のうち使用済換気用フィルタは、圧縮減容してドラム詰めするか又は放射性物質が飛散しないようにこん包する。
- (6) 固体廃棄物処理設備は、廃棄物の圧縮、焼却、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計とする。

ドラム詰め、こん包等の措置を講じた固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

また、蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器 4 基等、原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた 3 基等及び炉内構造物の取替えに伴い取り外した炉内構造物 2 基等は、必要に応じて汚染拡大防止対策を講じるとともに、原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容

器上部ふた 3 基は遮蔽を講じ、炉内構造物の取替えに伴い取り外した炉内構造物 2 基は、遮蔽機能を有する鋼製の保管容器に収納し、発電所内の蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。

7.4.3 主要設備

(1) 使用済樹脂タンク

使用済樹脂タンクは、高レベルの脱塩塔使用済樹脂を受け入れ、使用済樹脂貯蔵タンクへ送る。使用済樹脂タンクの容量は、約 5 m^3 とする。

(2) 使用済樹脂貯蔵タンク（3号炉原子炉補助建屋内1号，2号及び3号炉共用）

使用済樹脂貯蔵タンクは、脱塩塔使用済樹脂を貯蔵する。使用済樹脂は放射性物質を減衰させるため、本タンクに長期貯蔵するが、固化材（セメント）と混合してドラム詰めも可能なようにする。

使用済樹脂貯蔵タンクの容量は約 $77 \text{ m}^3 \times 3$ 基とするが、必要に応じて増設を考慮する。なお、予想発生量は1号及び2号炉合計約 11 m^3 ，3号炉約 $3 \text{ m}^3/\text{y}$ である。

(3) ドラム詰め装置（セメント固化装置）（3号炉原子炉補助建屋内1号，2号及び3号炉共用）

セメント固化装置⁽¹⁾は、遠隔自動操作で前処理することによりほう酸を沈殿分離し、上澄水液の濃縮を行い、この濃縮液と沈殿物を固化材（セメント）と混合してドラム詰めする。本装置は付属設備として、セメント供給設備、復水設備、オフガス設備等を有し、他にドラム詰め及びドラム缶移送を遠隔操作

で行うためのコンベア，遮蔽壁等を設ける。

本装置では，濃縮廃液の他に強酸ドレン等も固化材（セメント）と混合し，ドラム詰めする。

(4) 使用済液体フィルタ取扱装置

使用済液体用フィルタ取扱装置は，放射線量率の高い使用済のフィルタカートリッジを遠隔操作で取り出し，鉛容器に収納した後，ドラム詰めする。

(5) ベイラ（3号炉原子炉補助建屋内1号，2号及び3号炉共用，並びに雑固体処理建屋内1号，2号及び3号炉共用）

ベイラは，雑固体廃棄物のうち減容可能なものを圧縮減容する。

(6) 雑固体焼却設備（1号，2号及び3号炉共用）

雑固体焼却設備は雑固体廃棄物のうち，可燃性雑固体廃棄物及び廃油を焼却処理し，減容する設備である。

(7) 固体廃棄物貯蔵庫（1号，2号及び3号炉共用）

固体廃棄物貯蔵庫は，1－固体廃棄物貯蔵庫と2－固体廃棄物貯蔵庫を設置し，必要がある場合には増設を考慮する。

なお，固体廃棄物貯蔵庫は，200ℓドラム缶約38,500本相当を貯蔵保管する能力を有する。

(8) 雑固体処理建屋（1号，2号及び3号炉共用）

雑固体処理建屋は，焼却炉建家の西側に隣接して設置し，雑固体廃棄物を減容するためのベイラ，固型化処理を行うための固型化処理エリア及び固型化処理のためのドラム缶等の仮置きエリア等を設置する。

固型化処理エリアは，必要に応じて圧縮により減容した雑固

体廃棄物を収納したドラム缶に、固型化材を充てんする作業を行うためのエリアである。また、仮置きエリアは、分別前及び固型化材による充てん後のドラム缶等を仮置きするためのエリアである。

(9) 蒸気発生器保管庫（1号、2号及び3号炉共用）

蒸気発生器保管庫は、蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器4基等、原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた3基等及び炉内構造物の取替えに伴い取り外した炉内構造物2基等を貯蔵保管する能力がある。

本保管庫は、所要の遮蔽設計を行い、耐震Cクラスとして設計するとともに、準拠する法令、規格、基準を満足するよう設計する。

7.4.4 主要設備の仕様

固体廃棄物処理設備の主要設備の仕様を第7.4.1表に示す。

7.4.5 試験検査

固体廃棄物処理設備は、常時使用している設備であるので、制御盤等でその状態を監視することにより、その機能の健全性を確認できる。

第 7.2.1 表 気体廃棄物処理設備の設備仕様

(1) ガス圧縮装置

個 数	2
容 量	約 68Nm ³ /h/個
本 体 材 料	ステンレス鋼

(2) ガス減衰タンク

個 数	6
容 量	約 30m ³ /個
材 料	炭素鋼

(3) 水素再結合ガス圧縮装置

個 数	1
容 量	約 68Nm ³ /h
本 体 材 料	ステンレス鋼

(4) 水素再結合装置

個 数	1
容 量	約 85Nm ³ /h
本 体 材 料	ステンレス鋼

(5) 水素再結合ガス減衰タンク

個 数	4
容 量	約 30m ³ /個
材 料	炭素鋼

第 7.3.1 表 液体廃棄物処理設備の主要仕様

(1) 格納容器冷却材ドレンタンク

基 数	1
容 量	約 1.3m ³
材 料	ステンレス鋼

(2) 冷却材貯蔵タンク

基 数	2
容 量	約 310m ³ (1 基当たり)
材 料	ステンレス鋼

(3) ほう酸回収装置脱塩塔

基 数	2
樹脂容量	約 0.76m ³ (1 基当たり)
本体材料	ステンレス鋼

(4) ほう酸回収装置

基 数	1
容 量	約 3.4m ³ /h
本体材料	ステンレス鋼

(5) ほう酸蒸留水脱塩塔

基 数	1
樹脂容量	約 0.57m ³
本体材料	ステンレス鋼

(6) モニタタンク

基 数	2
容 量	約 55m ³ (1 基当たり)

材	料	ステンレス鋼
(7) ほう酸濃縮液タンク		
基	数	1
容	量	約 30m ³
材	料	ステンレス鋼
(8) 補助建屋サンプタンク		
基	数	1
容	量	約 10m ³
材	料	ステンレス鋼
(9) 廃液貯蔵タンク		
基	数	2
容	量	約 60m ³ (1 基当たり)
材	料	ステンレス鋼
(10) 廃液蒸発装置		
基	数	2
容	量	約 1.7m ³ /h (1 基当たり)
本 体 材 料		ステンレス鋼
(11) 廃液蒸留水脱塩塔		
基	数	1
樹 脂 容 量		約 0.34m ³
本 体 材 料		ステンレス鋼
(12) 廃液蒸留水タンク		
基	数	2
容	量	約 30m ³ (1 基当たり)
材	料	ステンレス鋼

(13) 洗淨排水タンク（3号炉原子炉補助建屋内1号，2号及び3号炉共用）

基 数	2
容 量	約 15m ³ （1基当たり）
材 料	ステンレス鋼

(14) 洗淨排水処理装置（1号，2号及び3号炉共用）

基 数	1
容 量	約 1 m ³ /h
本 体 材 料	ステンレス鋼

(15) 洗淨排水モニタタンク（1号，2号及び3号炉共用）

基 数	2
容 量	約 15m ³ （1基当たり）
材 料	ステンレス鋼

(16) 強酸ドレンタンク

基 数	1
容 量	約 1 m ³
材 料	ステンレス鋼

第 7.4.1 表 固体廃棄物処理設備の主要仕様

(1) 使用済樹脂タンク

基 数	1
容 量	約 5 m ³
材 料	ステンレス鋼

(2) 使用済樹脂貯蔵タンク（3 号炉原子炉補助建屋内 1 号，2 号及び 3 号炉共用）

基 数	3
容 量	約 77m ³ （1 基当たり）
材 料	ステンレス鋼

(3) ドラム詰装置（3 号炉原子炉補助建屋内 1 号，2 号及び 3 号炉共用）

基 数	セメント固化装置 1
-----	------------

(4) 使用済液体用フィルタ取扱装置

基 数	1
-----	---

(5) ベイラ（3 号炉原子炉補助建屋内 1 号，2 号及び 3 号炉共用，並びに雑固体処理建屋内 1 号，2 号及び 3 号炉共用）

基 数	2
-----	---

(6) 雑固体焼却設備（1 号，2 号及び 3 号炉共用）

基 数	1
-----	---

(7) 固体廃棄物貯蔵庫（1 号，2 号及び 3 号炉共用）

1－固体廃棄物貯蔵庫

面 積	1 階 約 1,800m ²
	2 階 約 1,800m ²
容 量	約 18,500 本（200ℓドラム缶相当）

構	造	鉄筋コンクリート造
---	---	-----------

2 一 固体廃棄物貯蔵庫

面	積	地下 1 階	約 2,000m ²
---	---	--------	-----------------------

		1 階	約 2,000m ²
--	--	-----	-----------------------

容	量	約 20,000 本 (2000 ドラム缶相当)
---	---	--------------------------

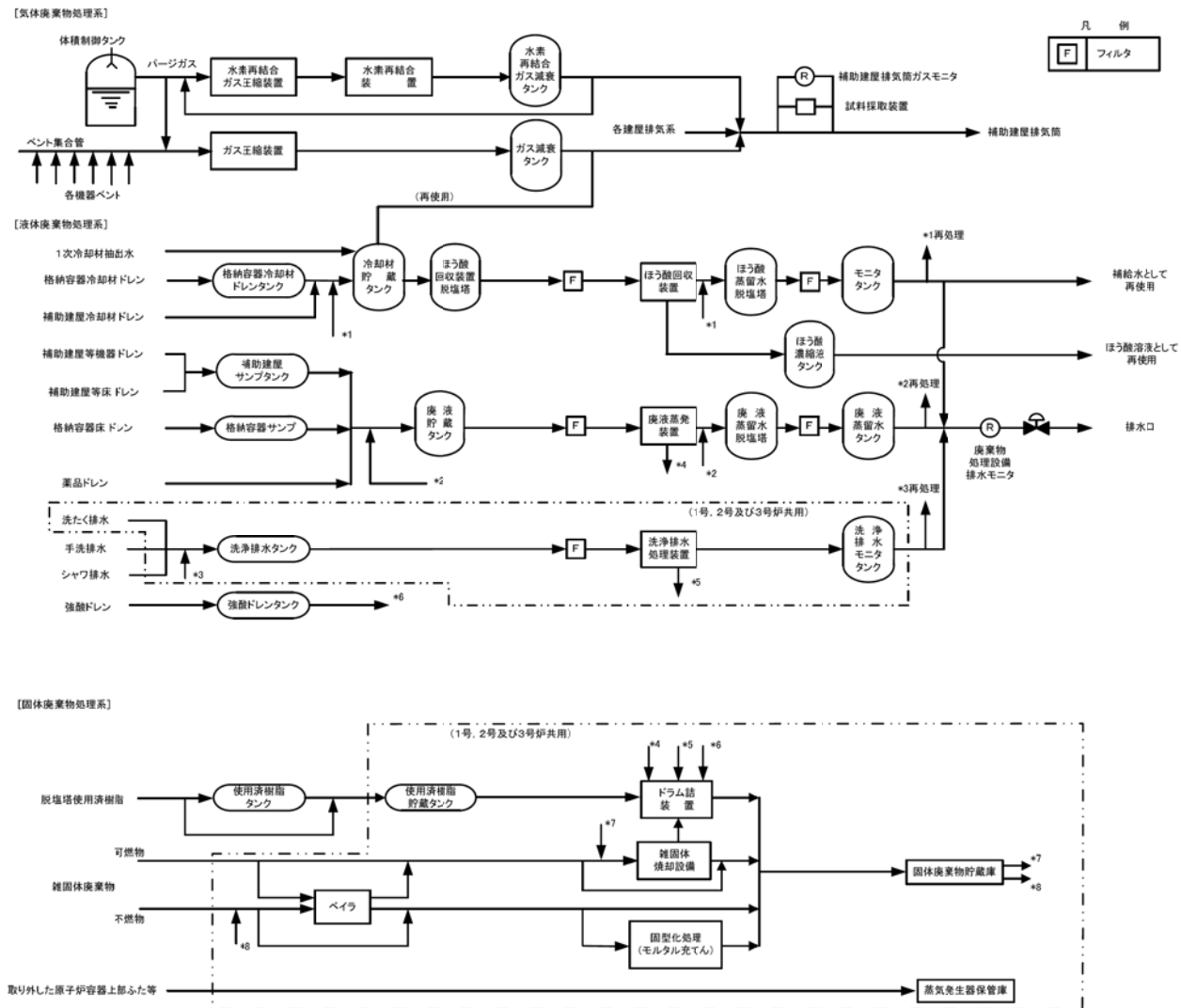
構	造	鉄筋コンクリート造
---	---	-----------

(8) 蒸気発生器保管庫 (1 号, 2 号及び 3 号炉共用, 既設)

面	積	約 1,300m ²
---	---	-----------------------

構	造	地上式鉄筋コンクリート造
---	---	--------------

保管対象物	蒸気発生器 4 基, 配管等, 原子炉容器上部ふた 3 基等, 炉内構造物 2 基等
-------	--



第 7.1.1 図 放射性廃棄物廃棄施設系統図

7.5 参考文献

(1) 「日揮原子力技報」第3号 ISSN 0285-6360

日揮株式会社，昭和62年（昭和63年3月改訂）