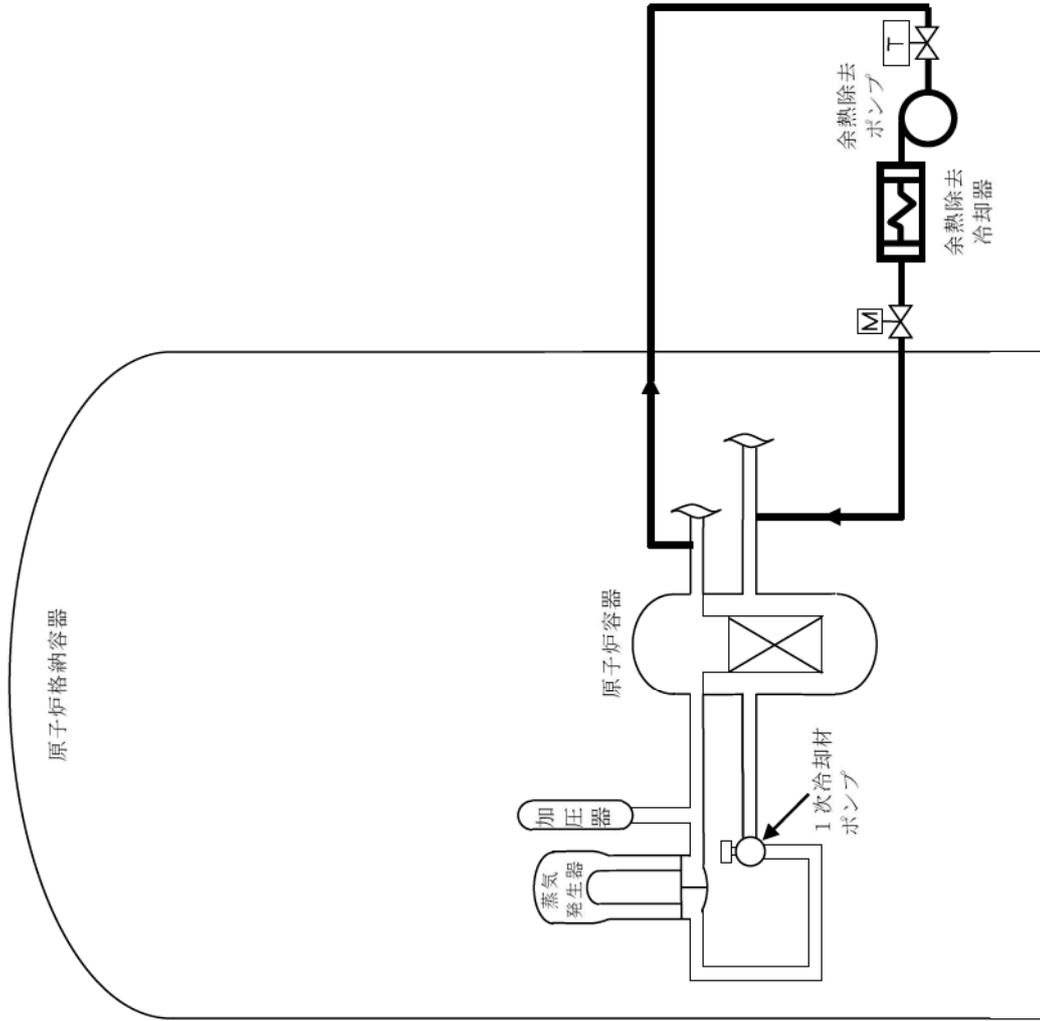
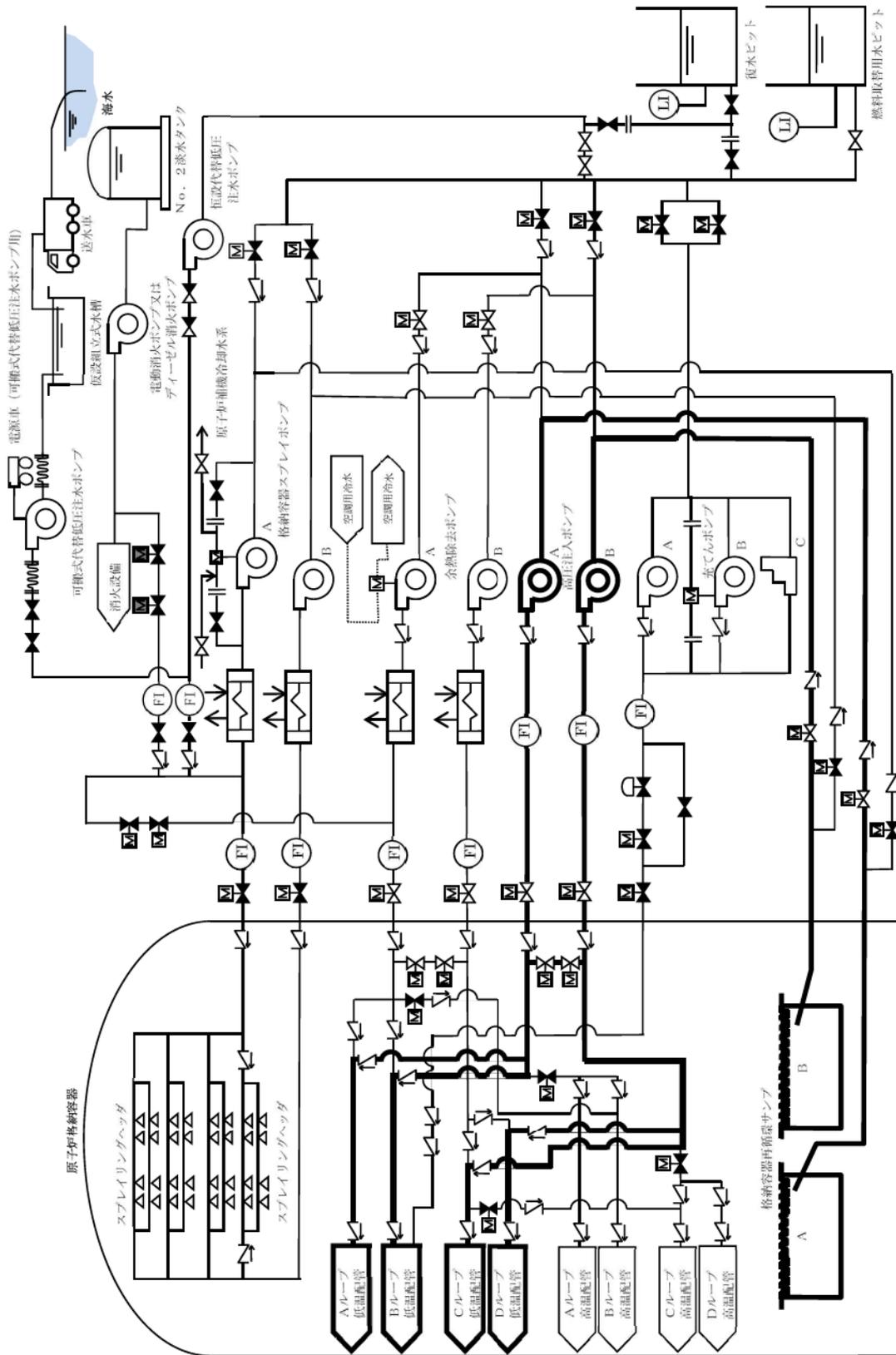


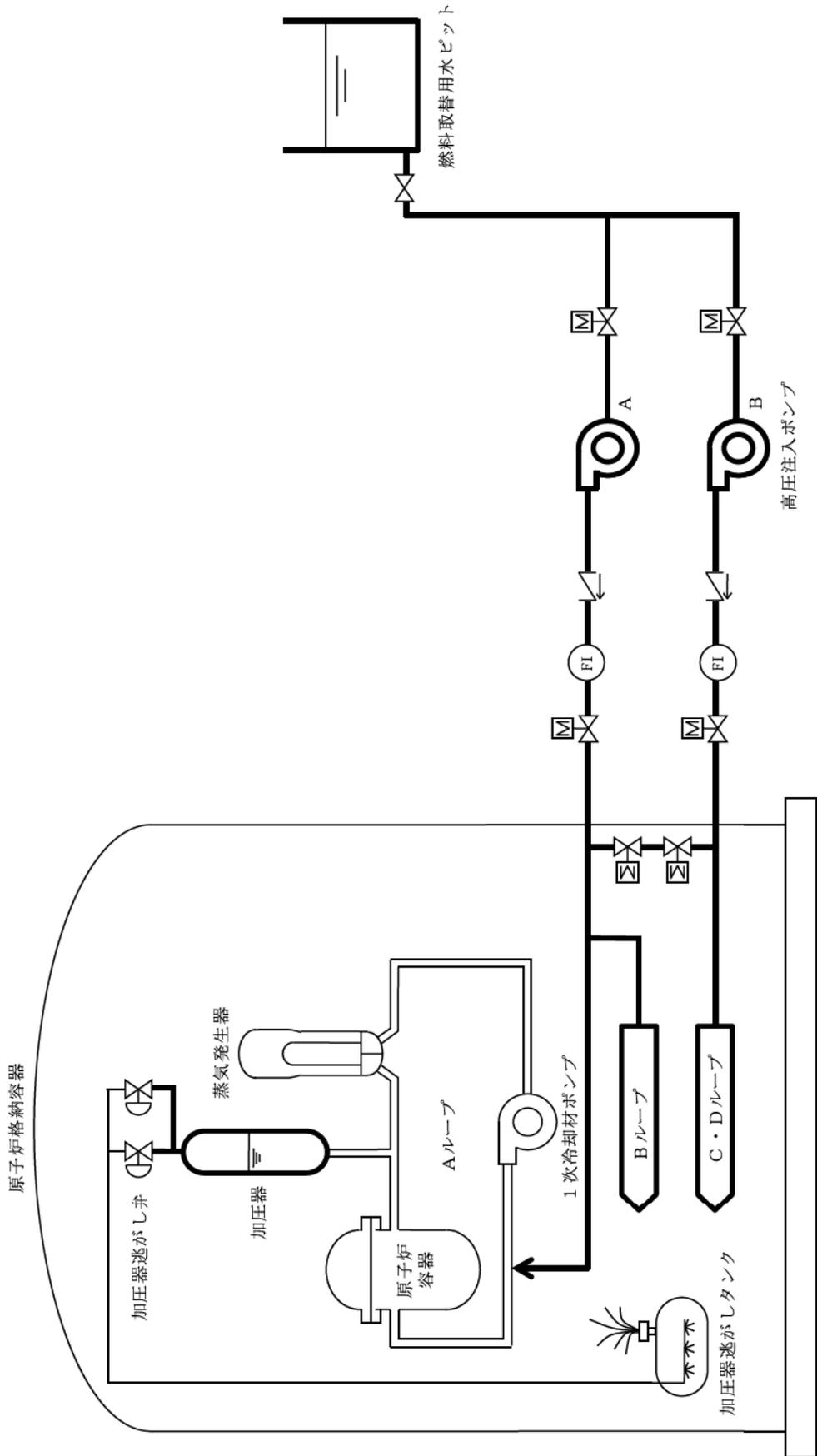
第 5.4.3 図 原子炉冷却材カバウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (3)



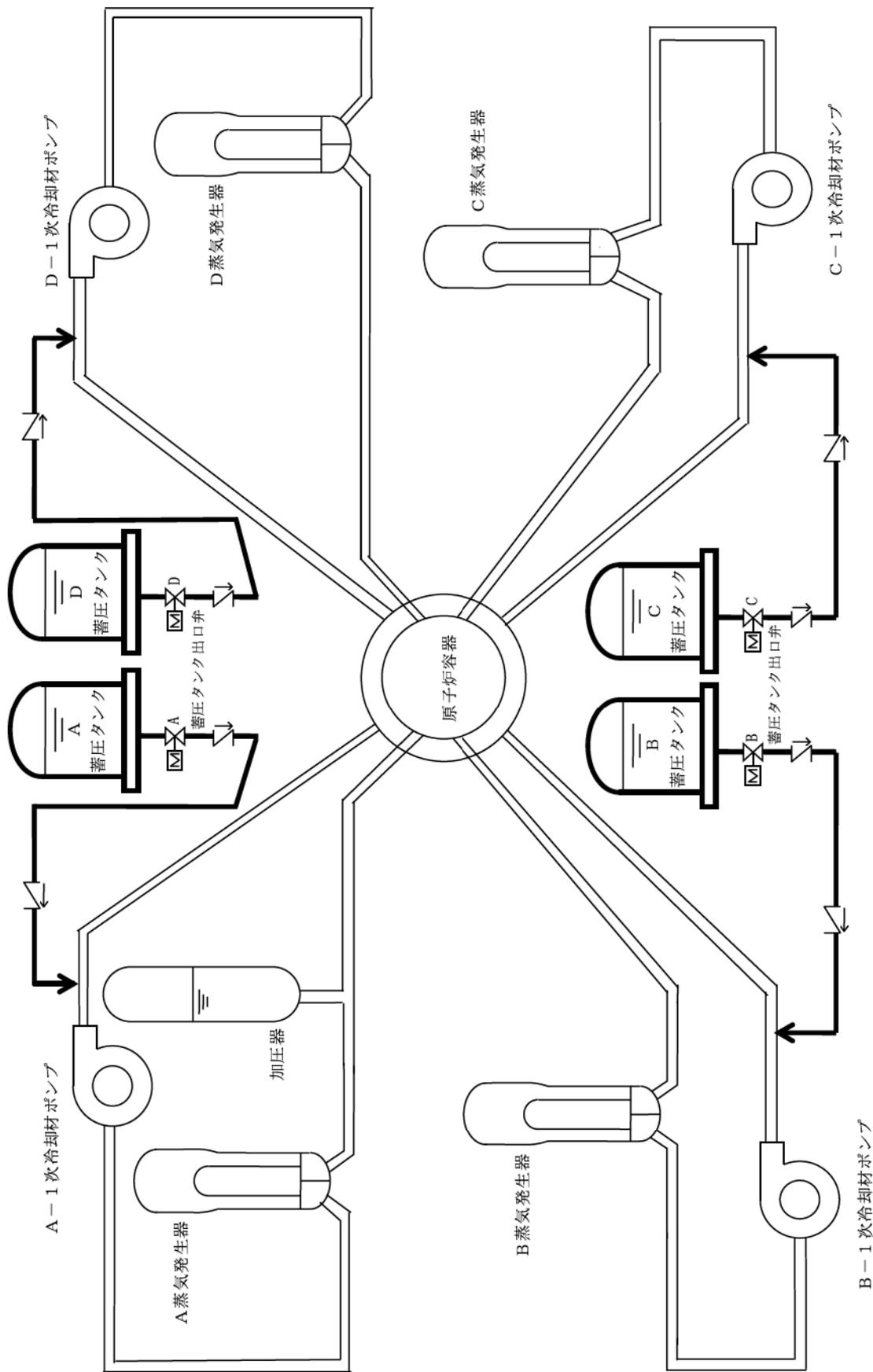
第5.4.4図 原子炉冷却材圧カバウンダリ 高压時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (4)



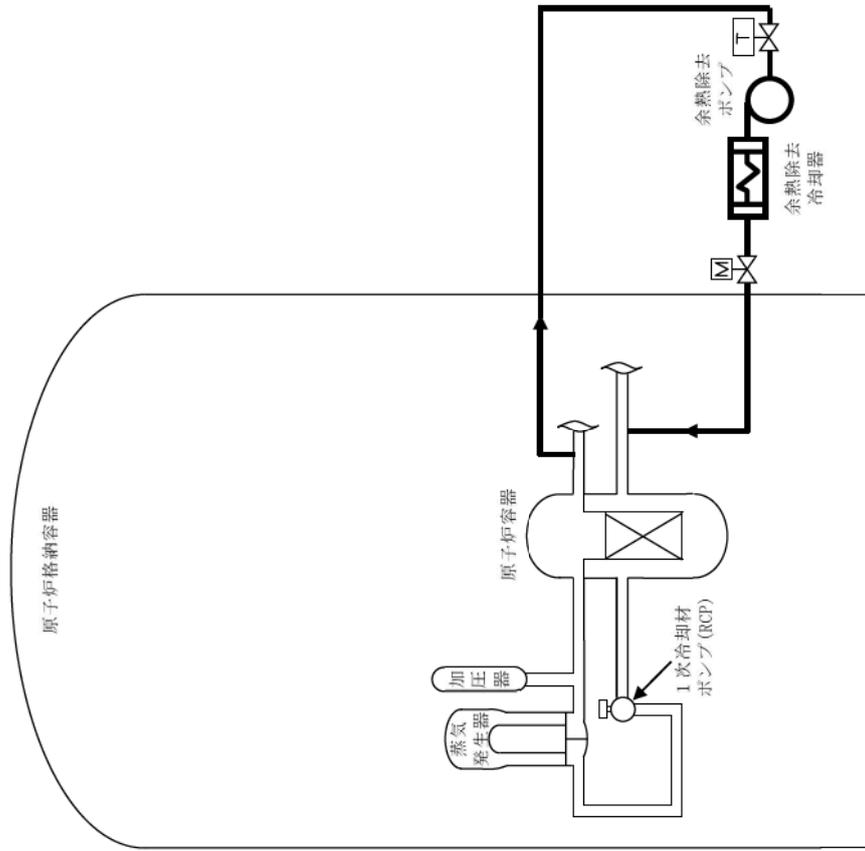
第 5.4.5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (5)



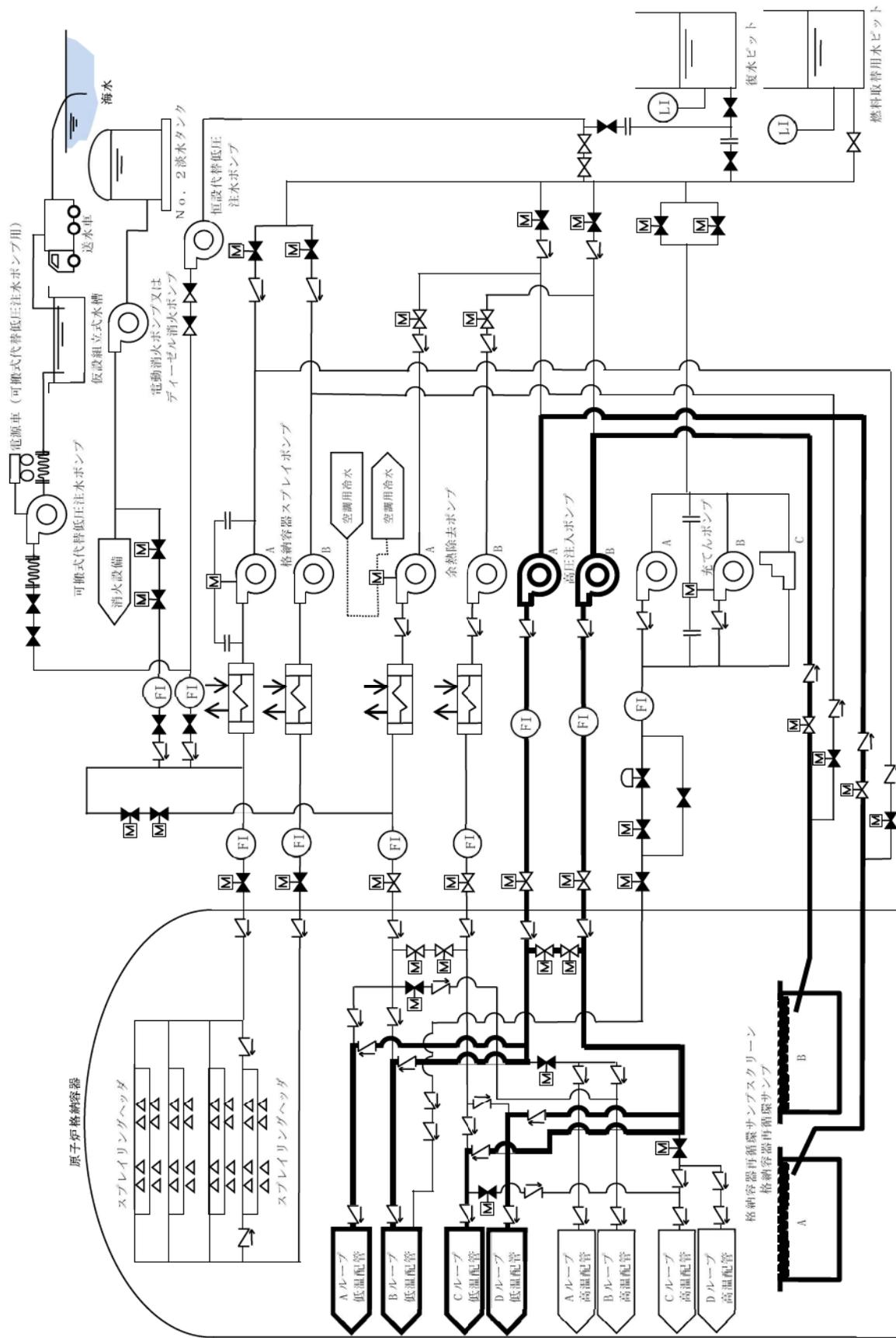
第 5.5.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 ( 1 )



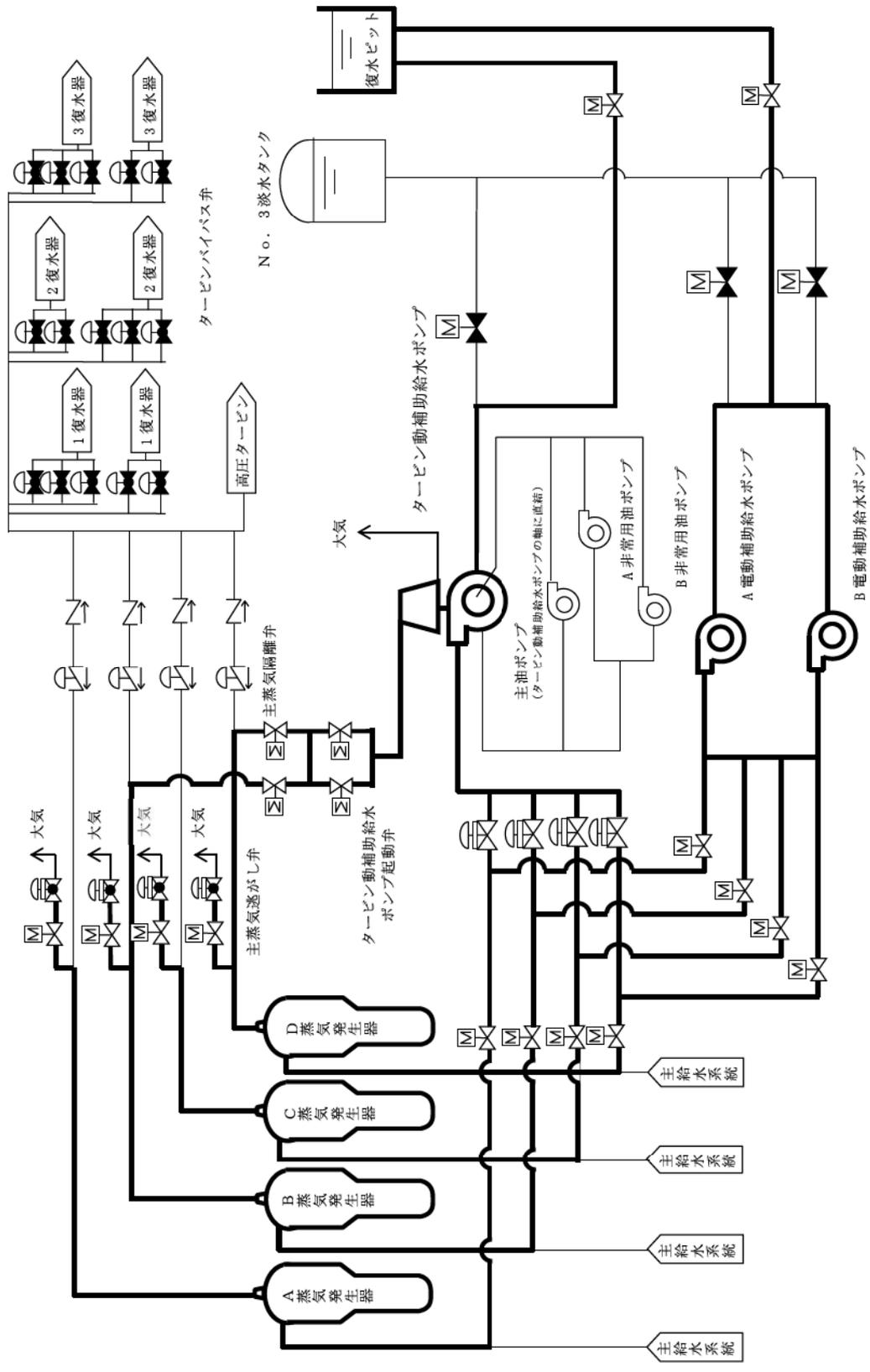
第 5.5.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (2)



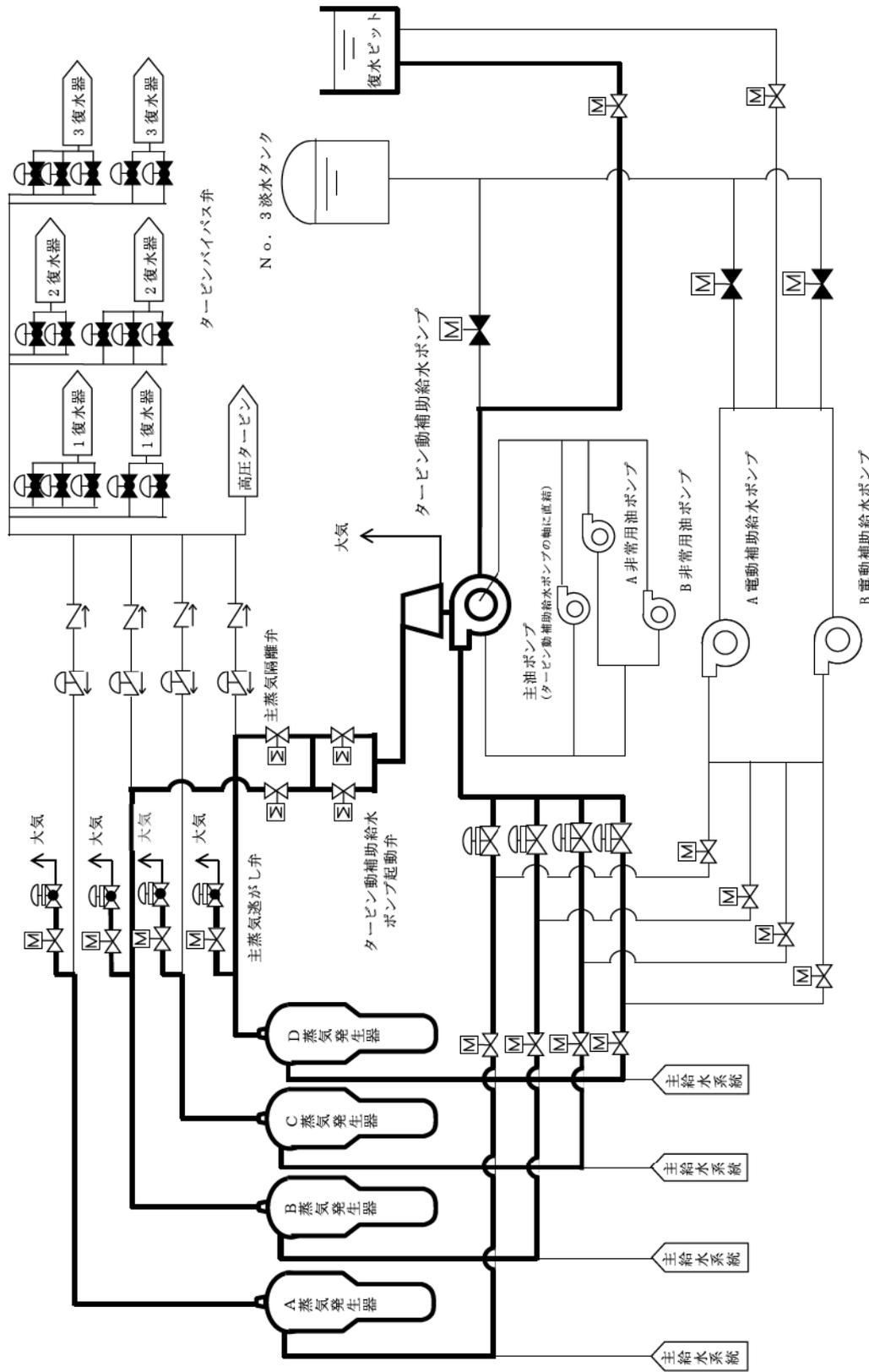
第 5.5.5.3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (3)



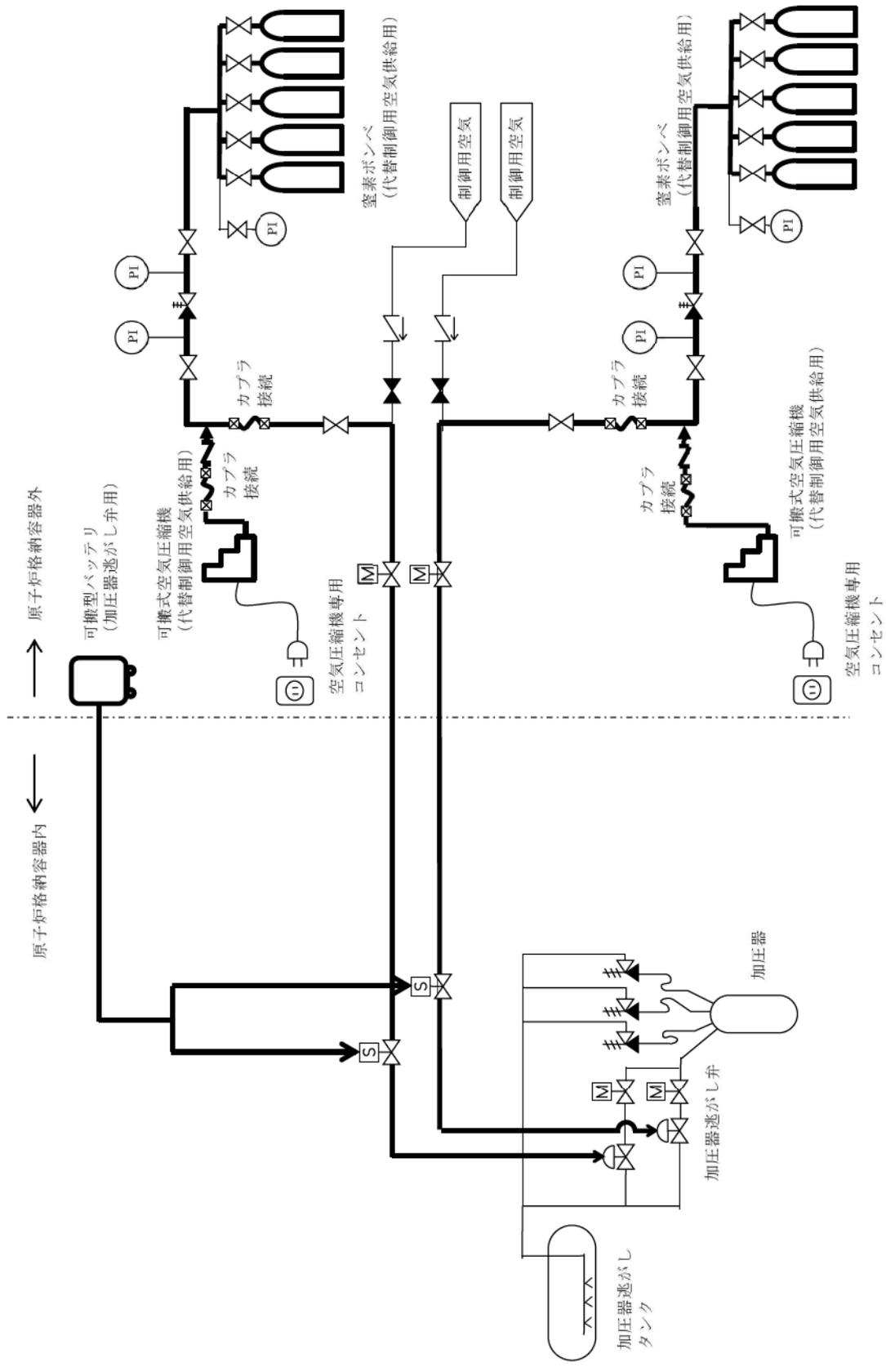
第 5.5.4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (4)



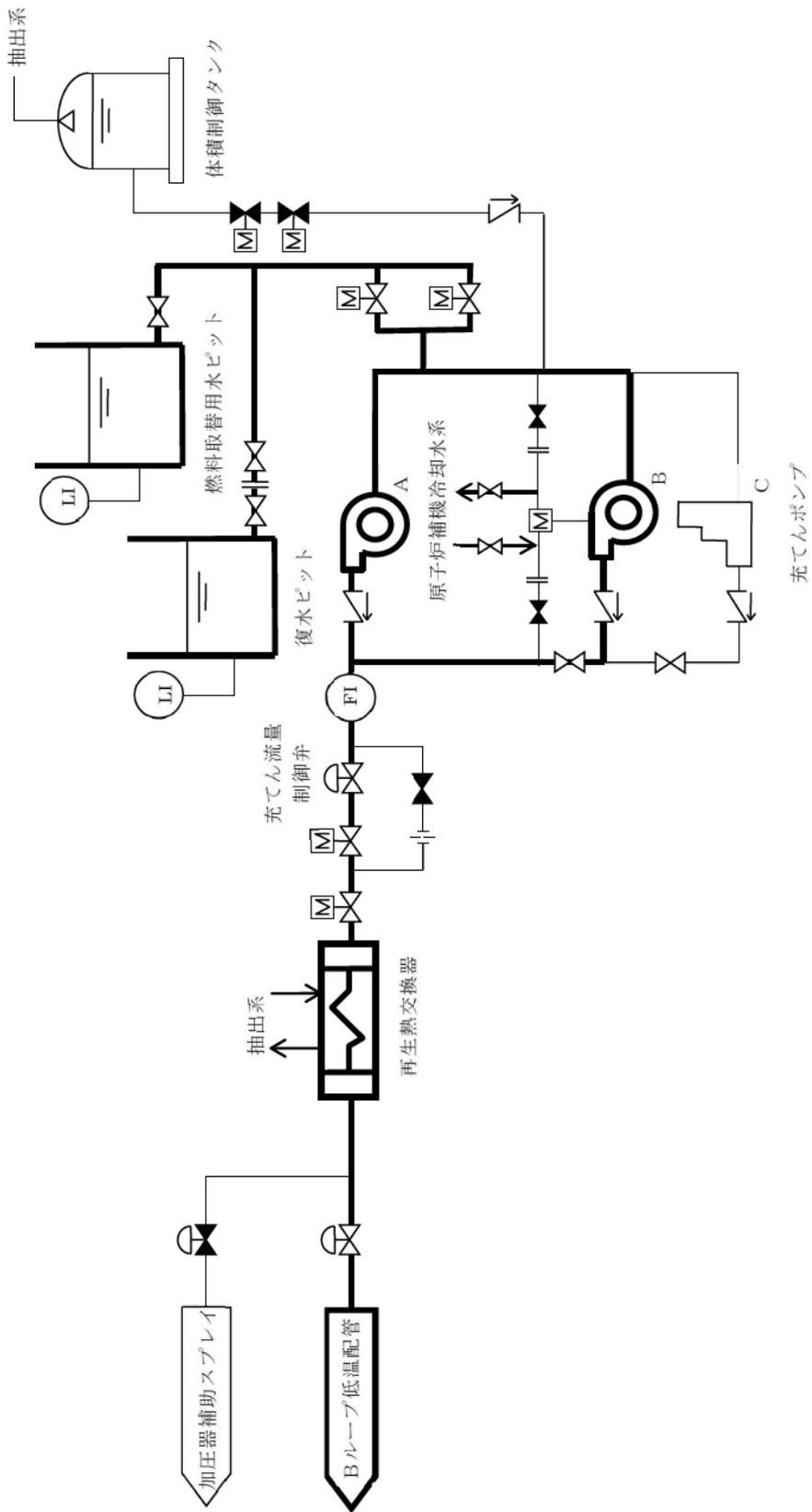
第 5.5.5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (5)



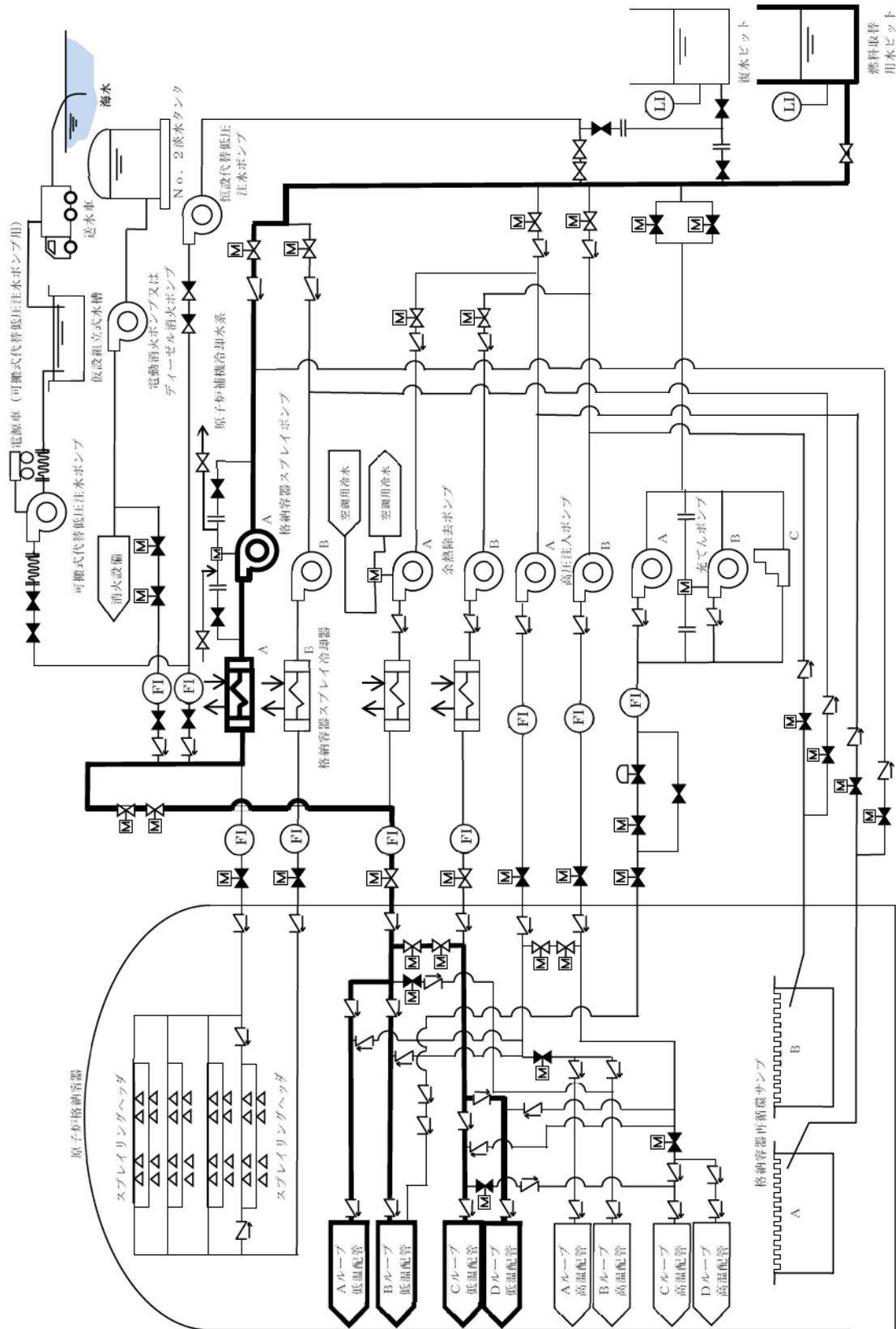
第 5.5.6 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (6)



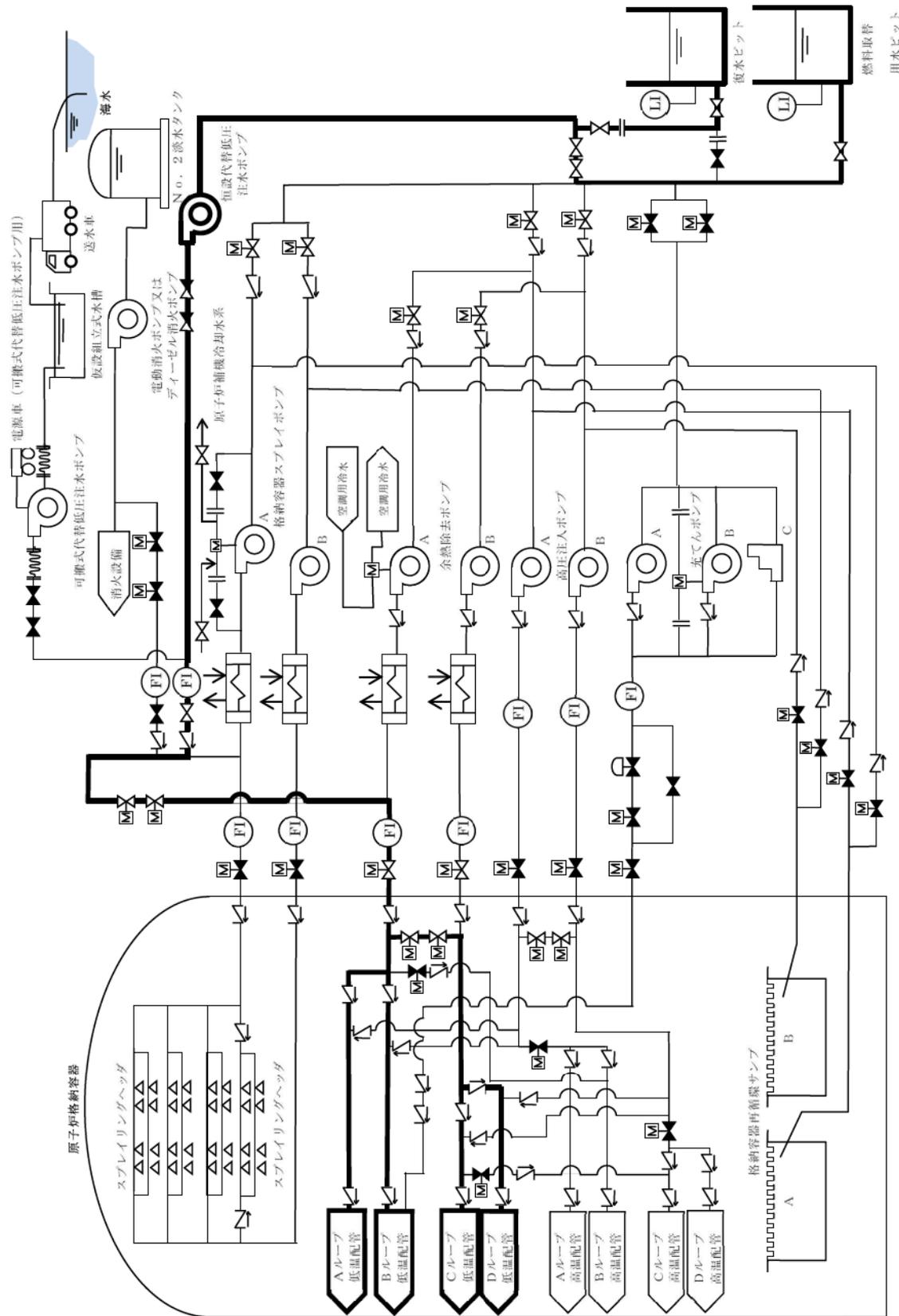
第 5.5.7 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (7)



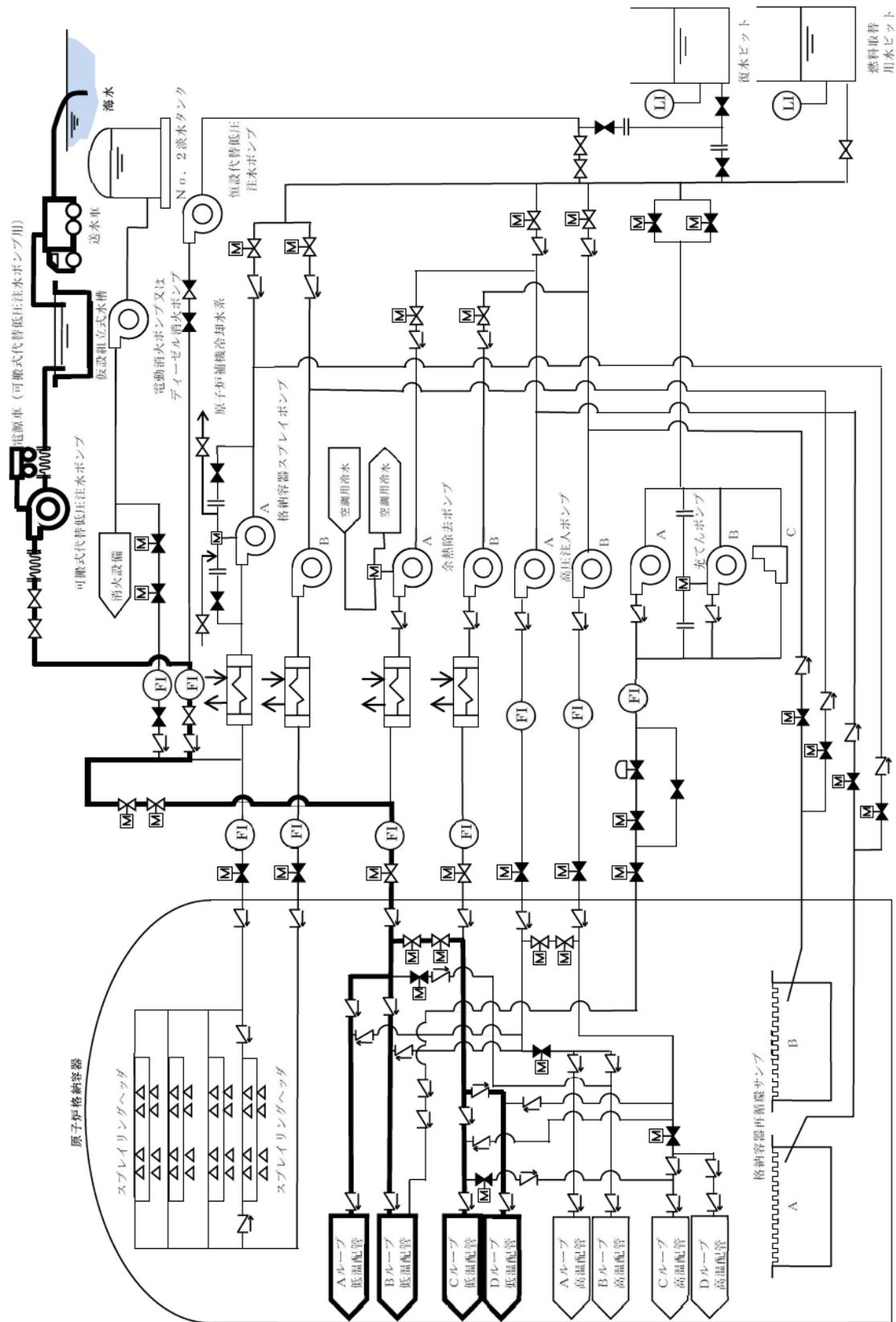
第 5.6.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (1)



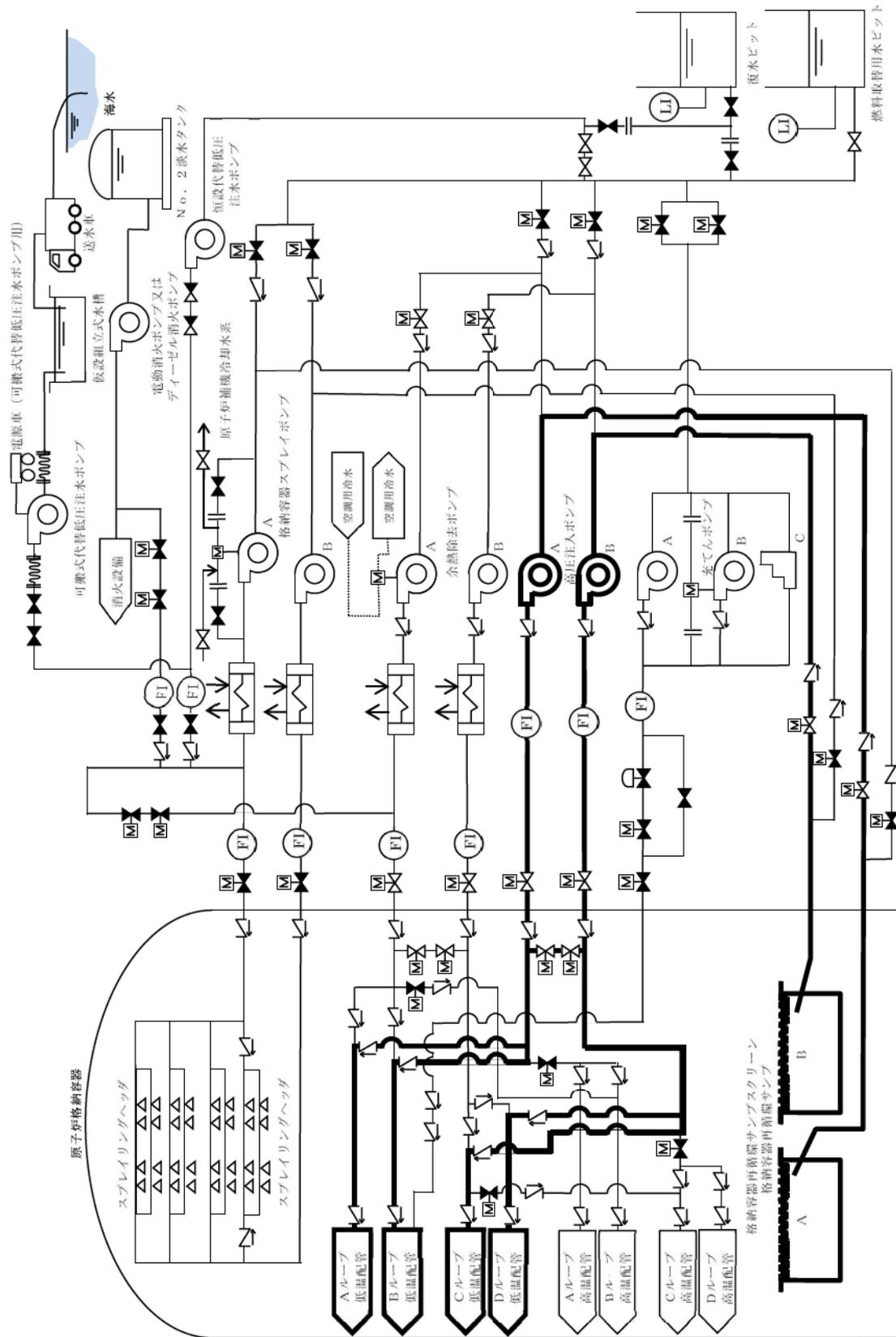
第 5.6.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (2)



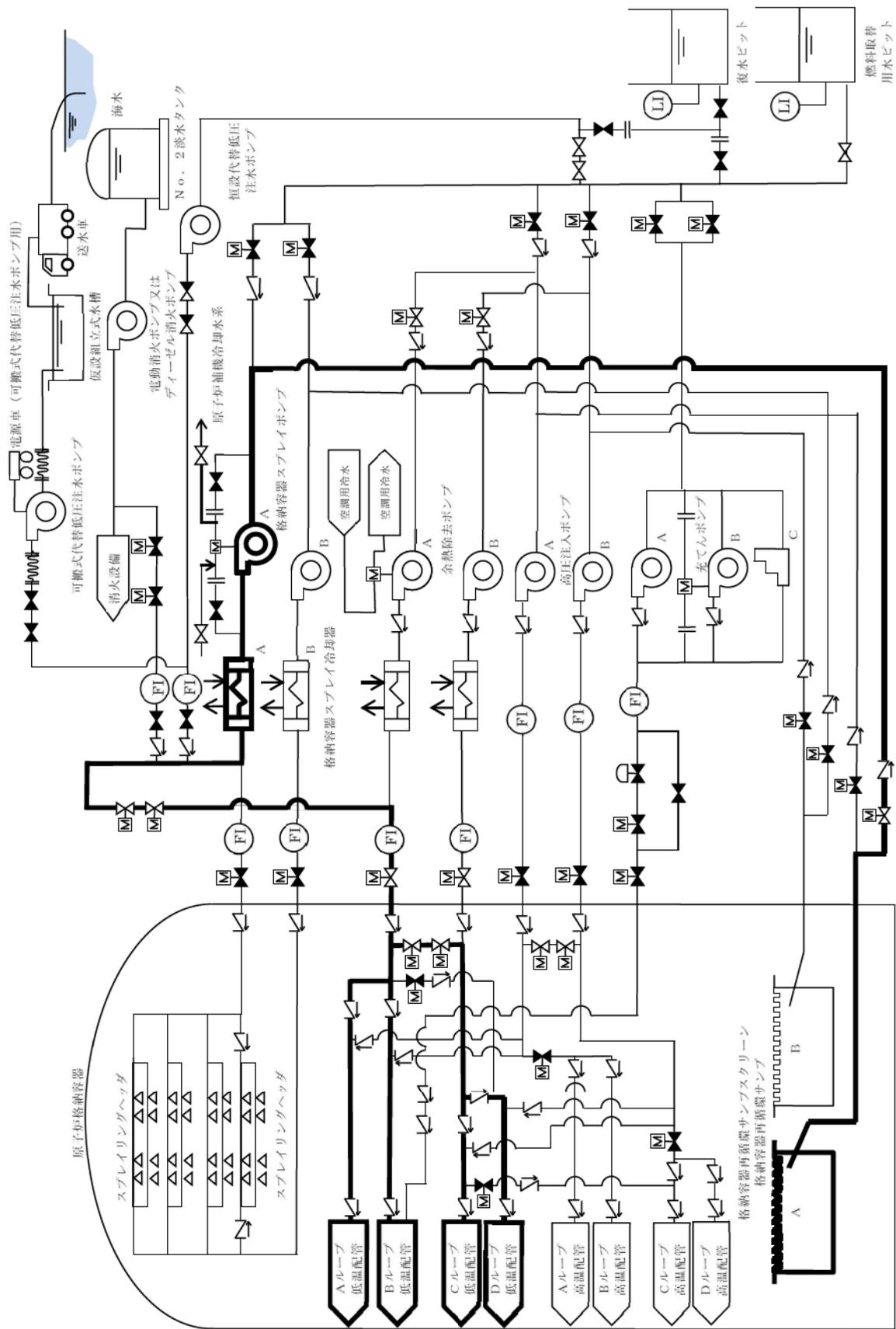
第 5.6.3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (3)



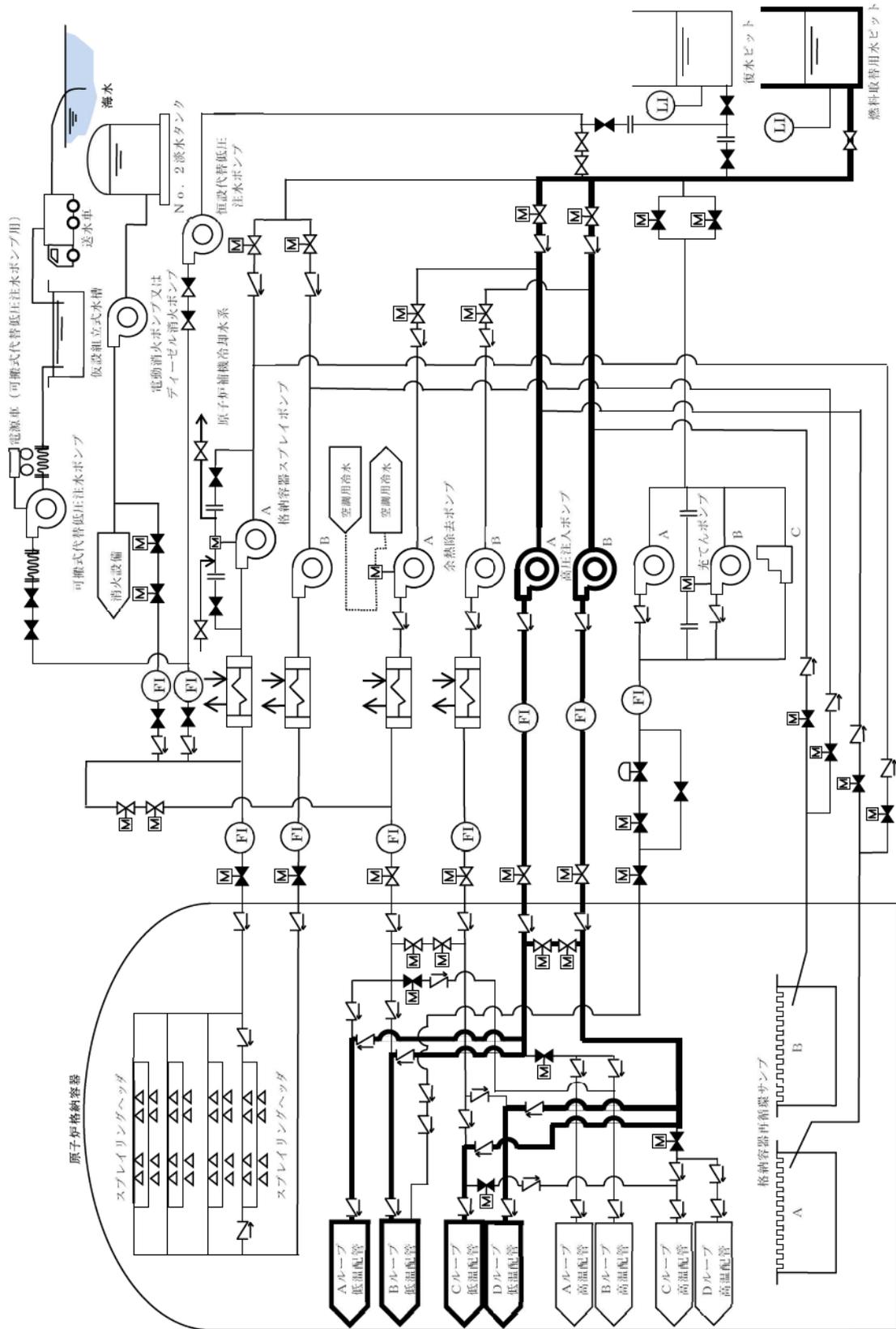
第 5.6.4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (4)



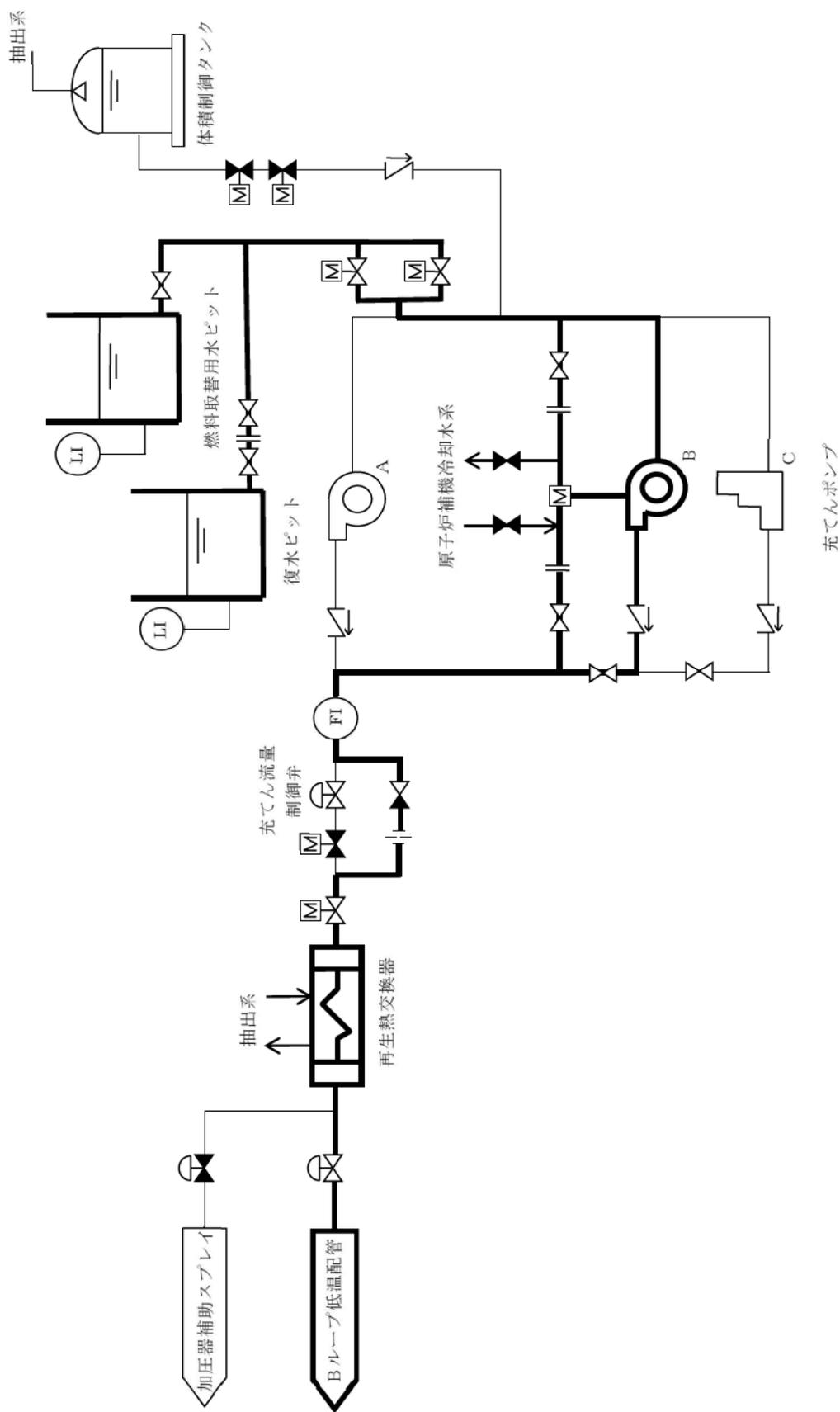
第 5.6.5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (5)



第 5.6.6 図 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 概略系統図 (6)

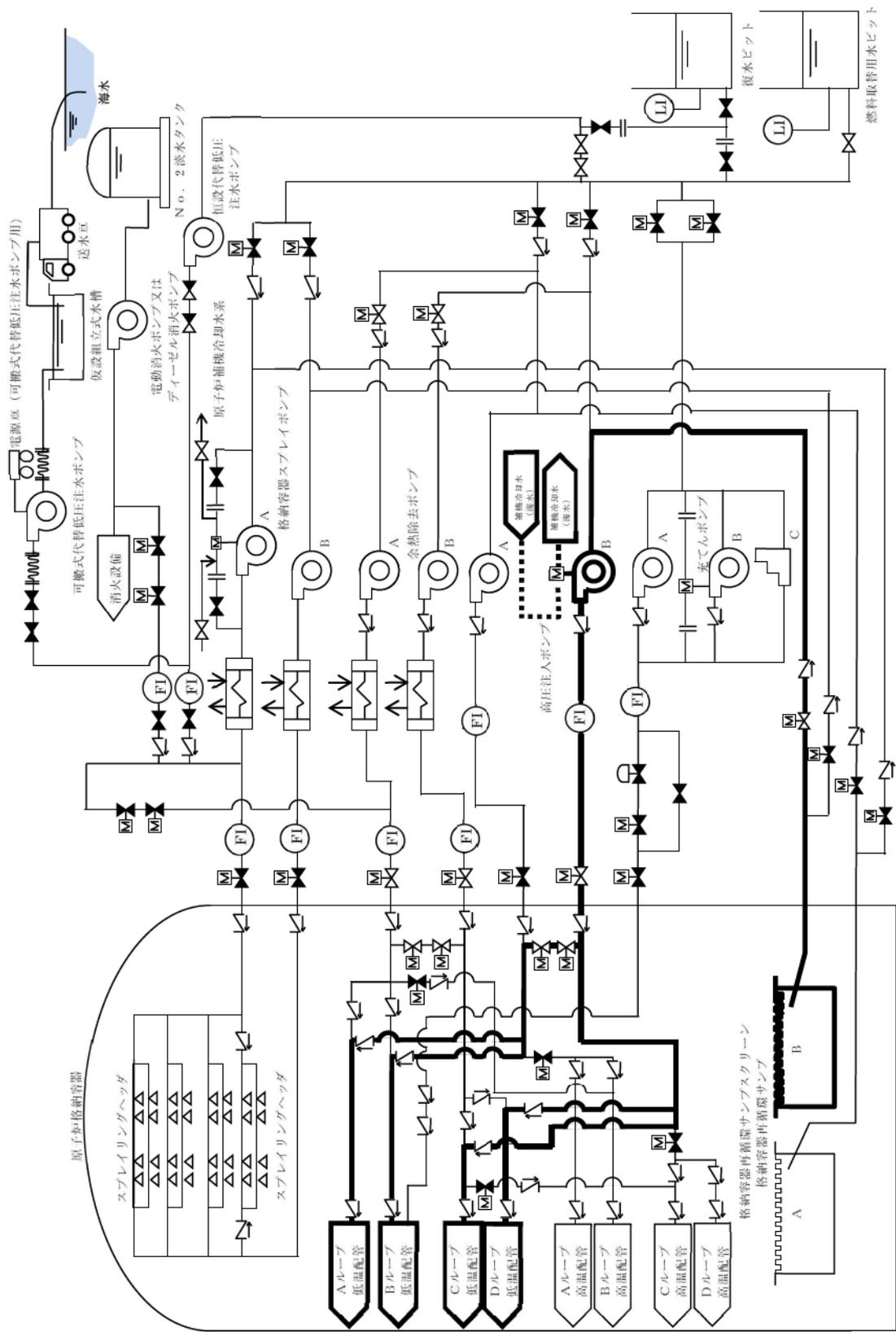


第 5.6.7 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (7)

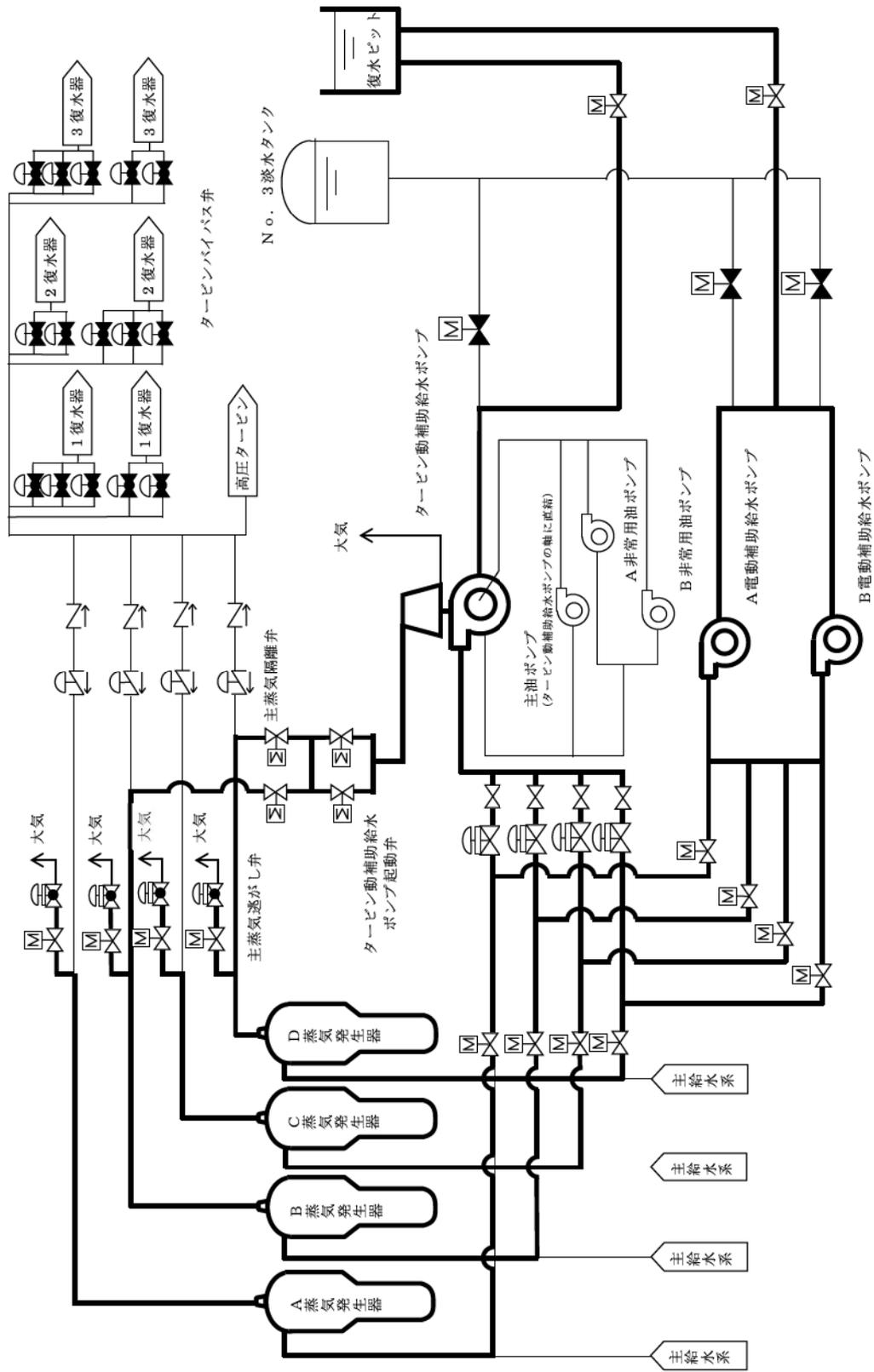


第 5.6.8 図 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (8)

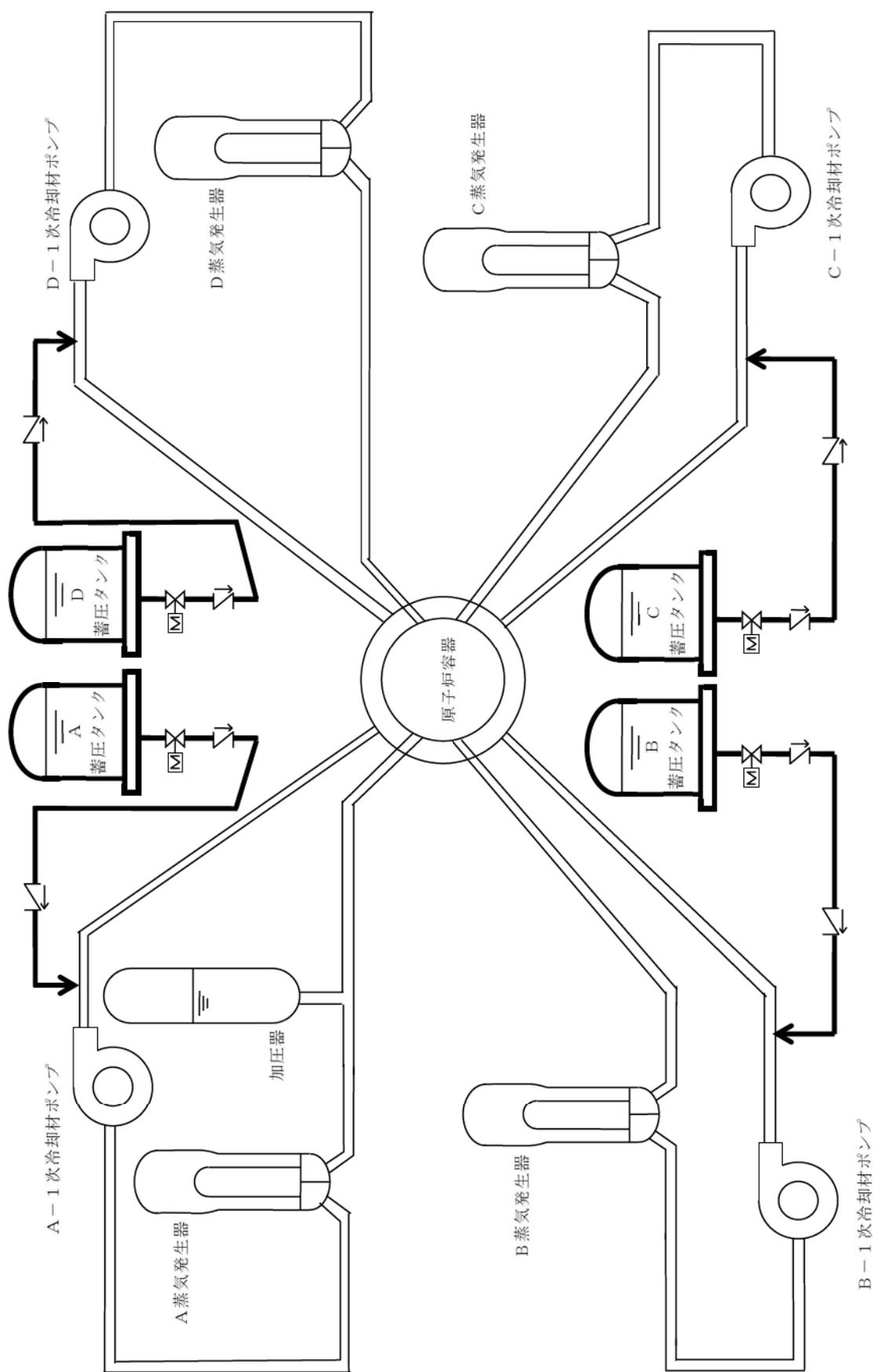




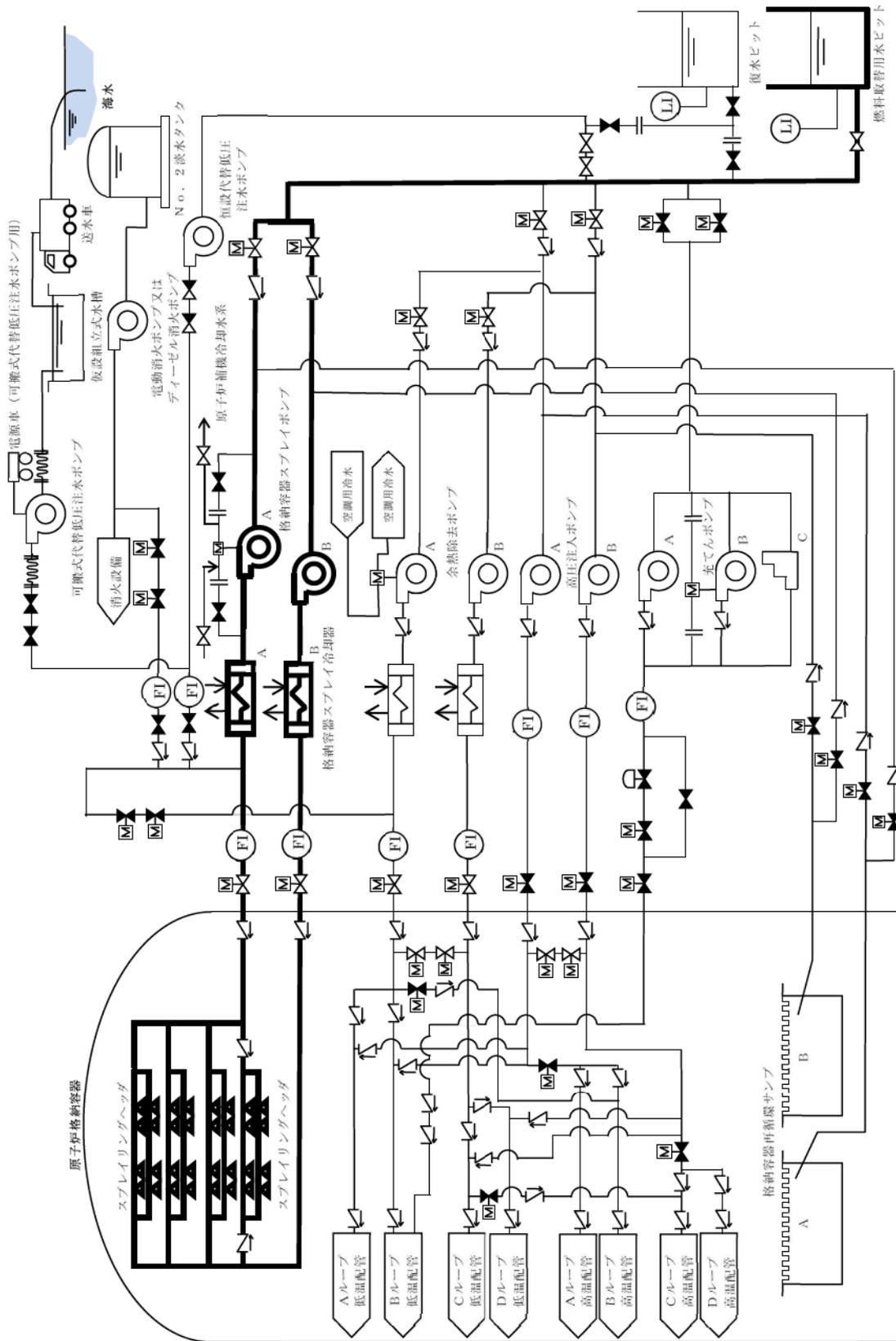
第 5.6.10 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (10)



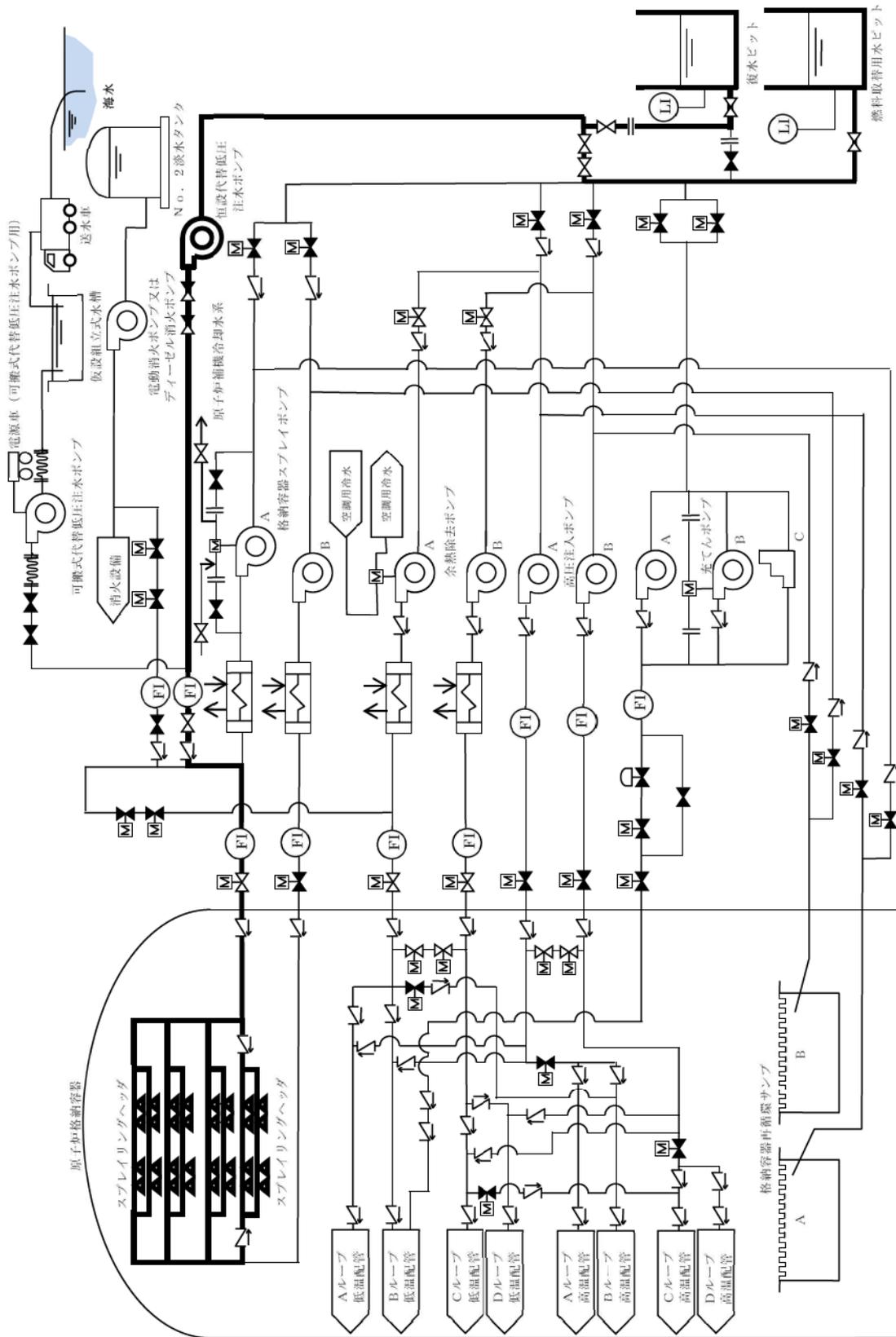
第 5.6.11 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (11)



第 5.6.12 図 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 概略系統図 (12)

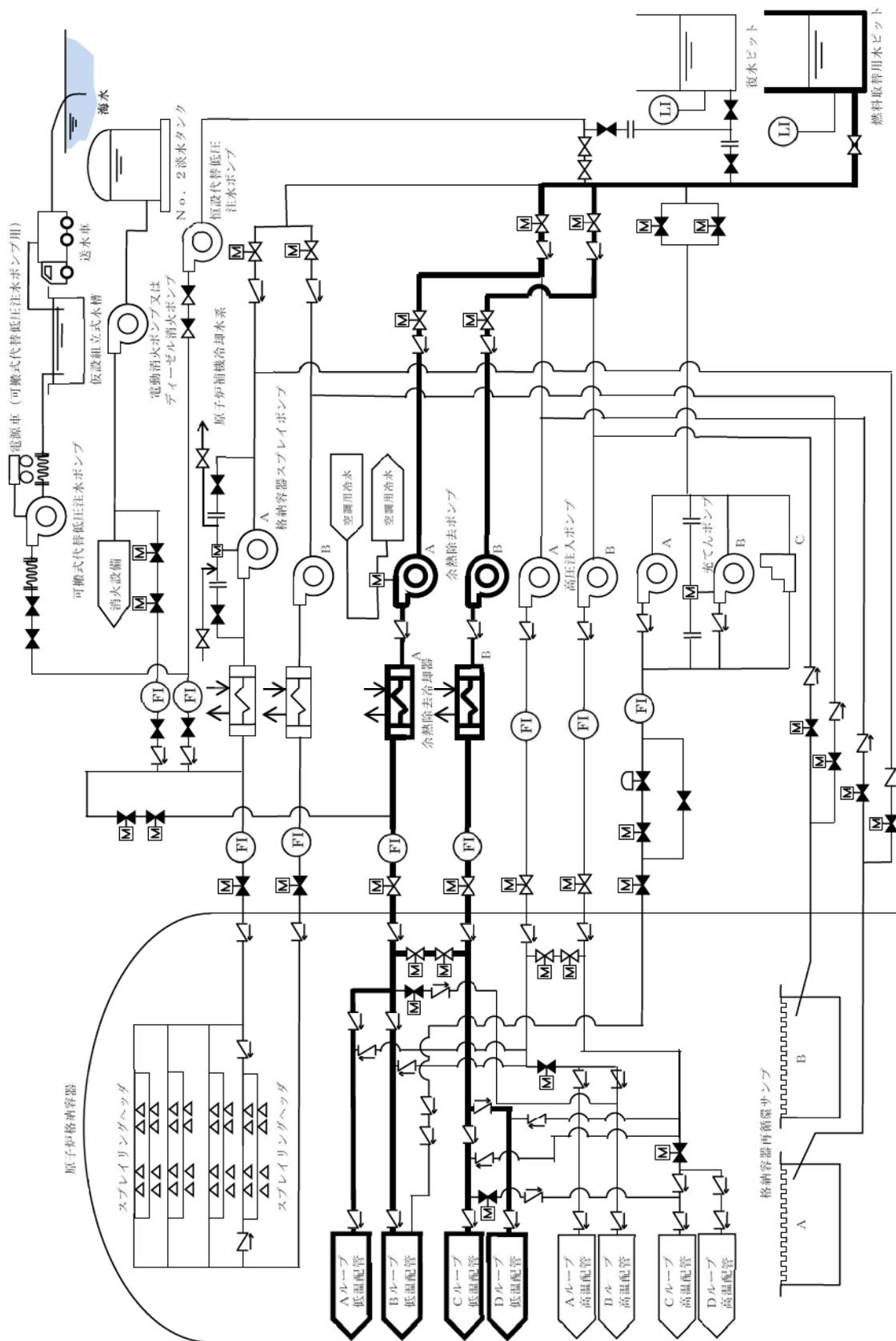


第 5.6.13 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (1/3)

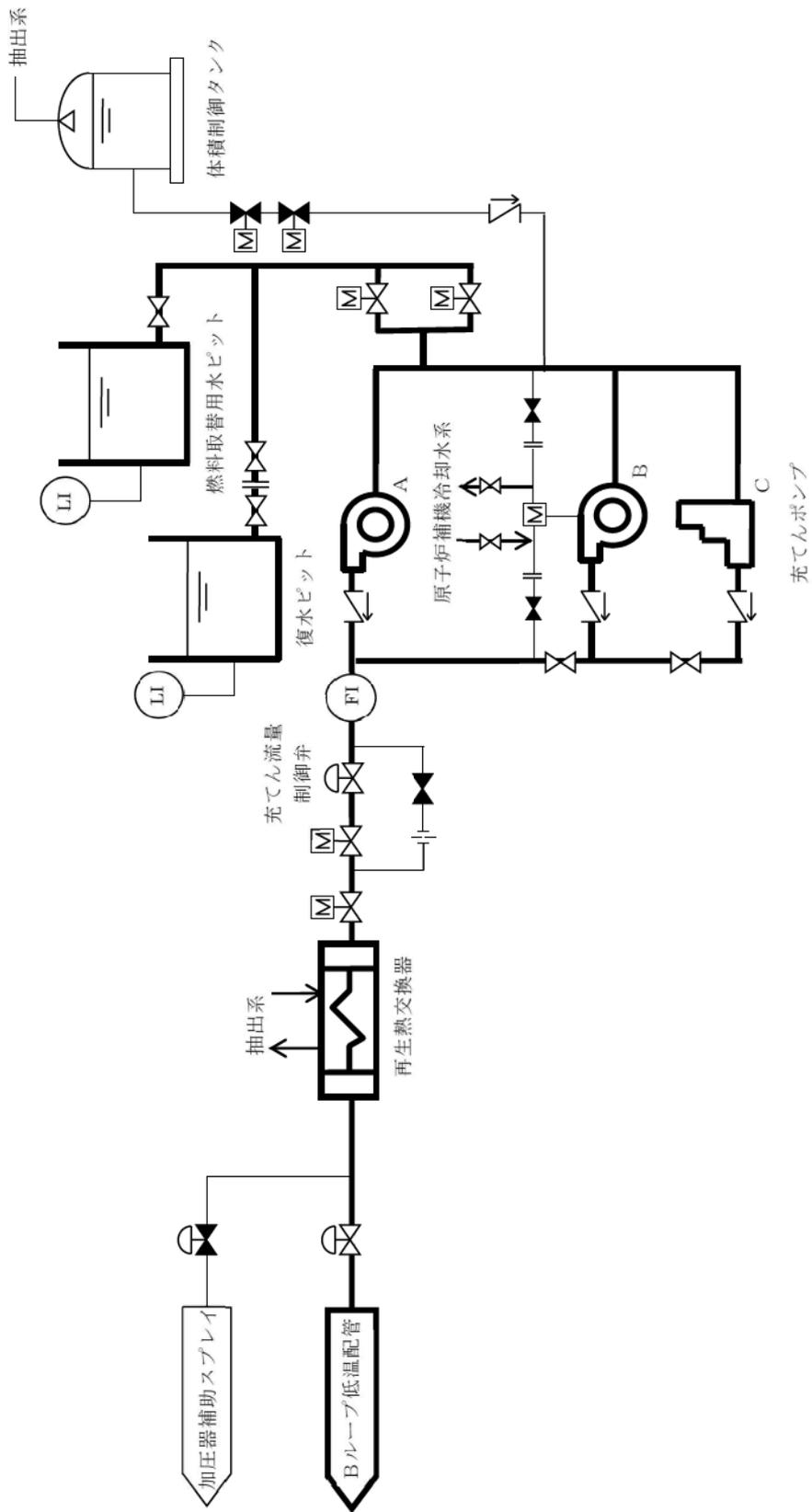


第 5.6.14 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (14)

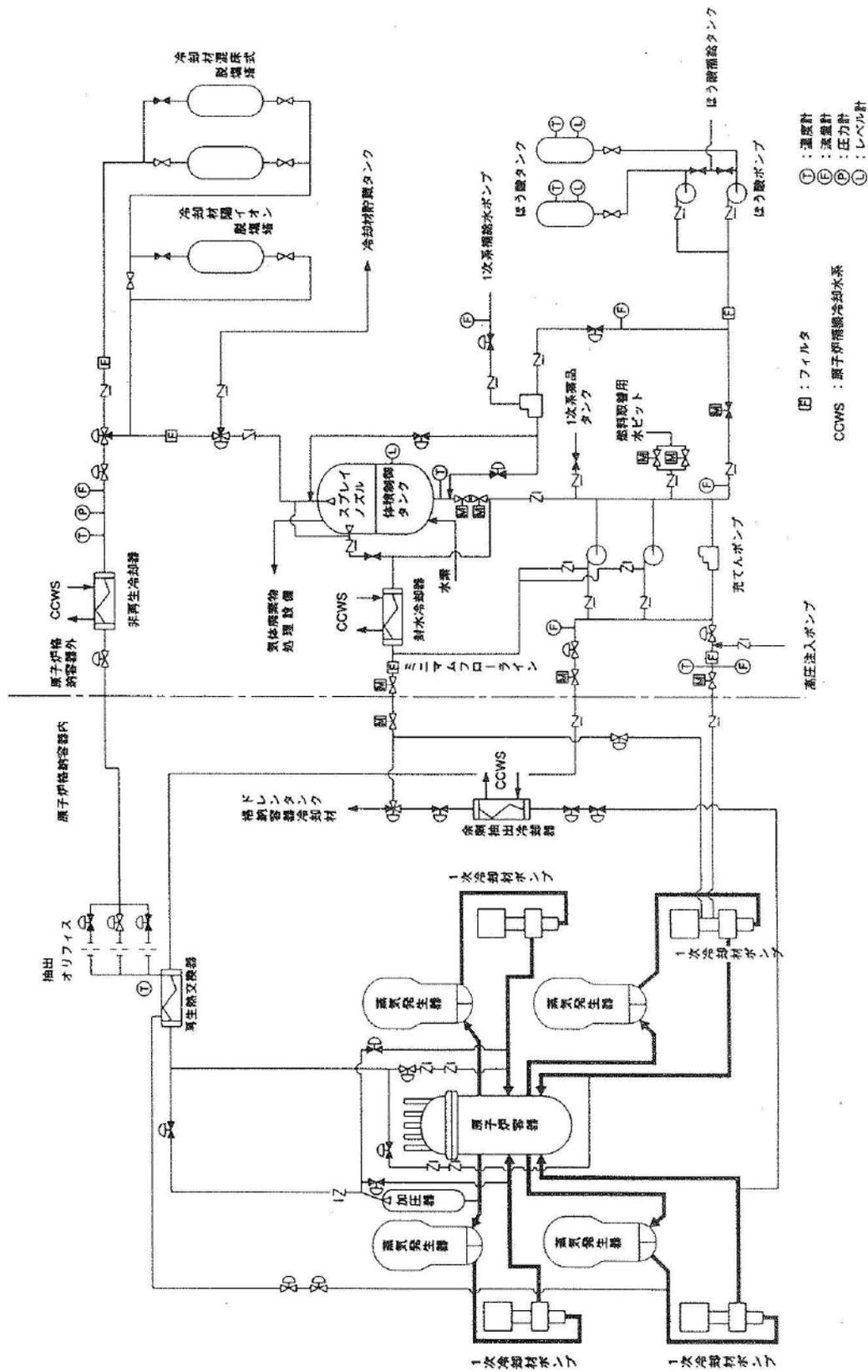




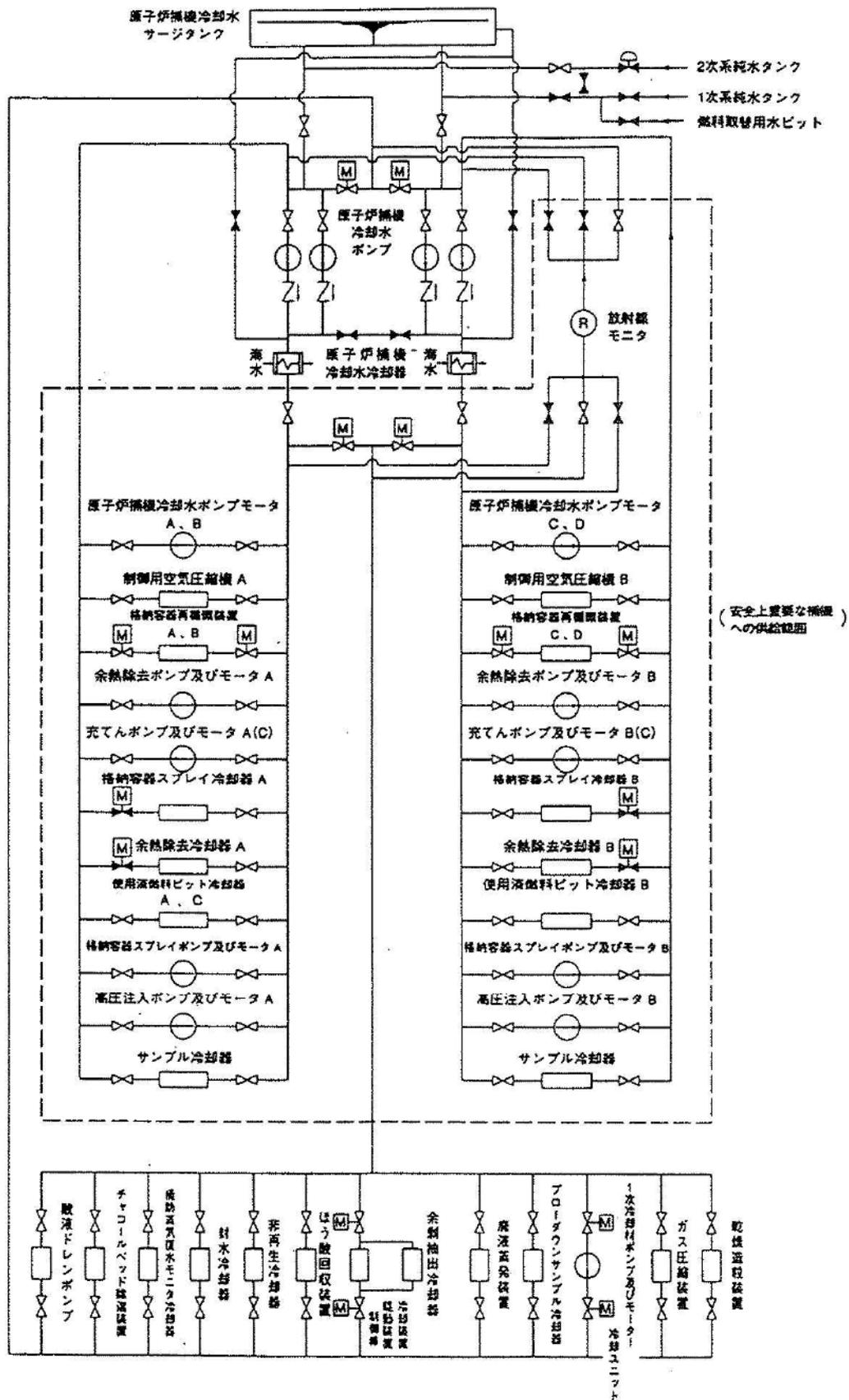
第 5.6.16 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低下時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (16)



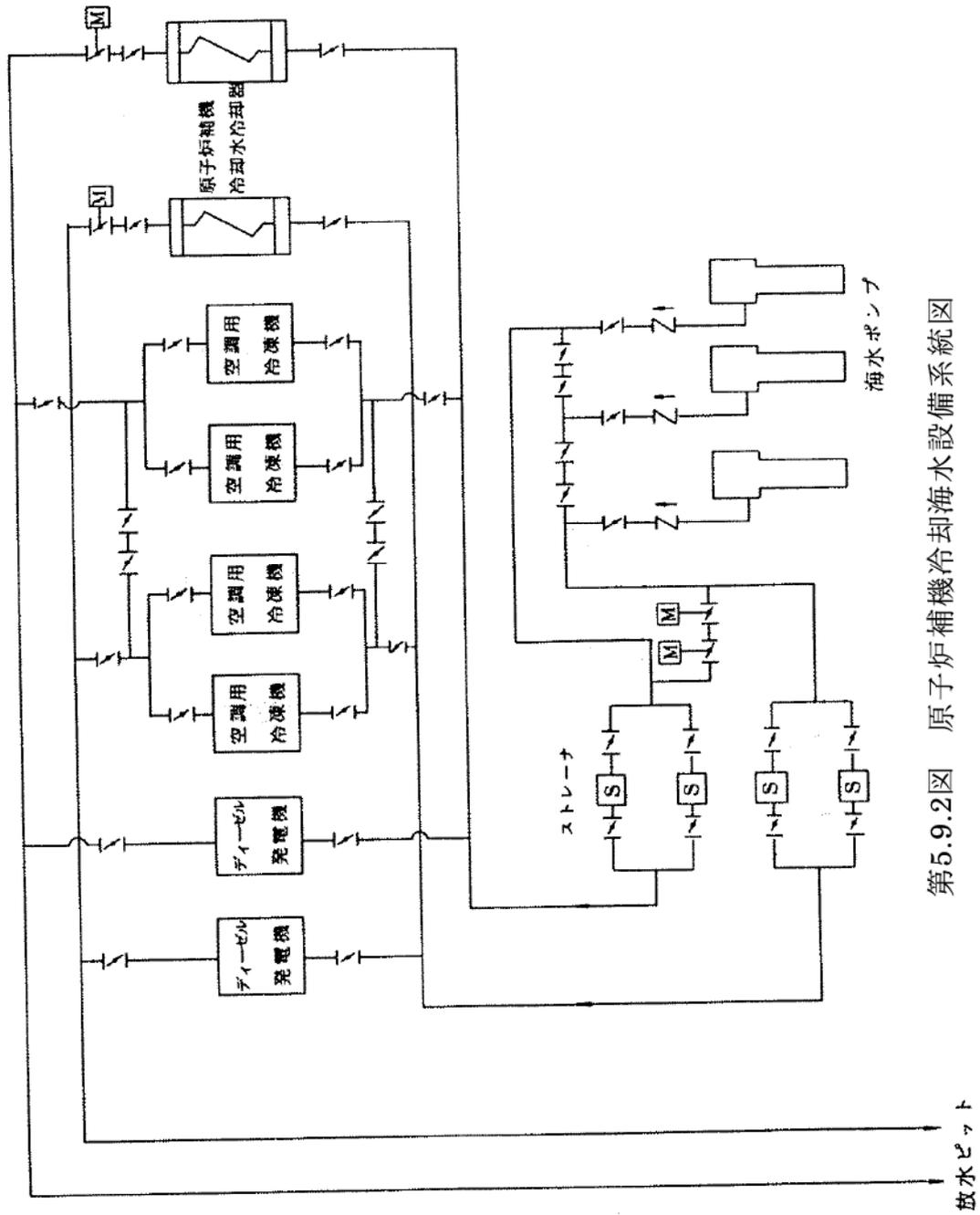
第 5.6.17 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (17)



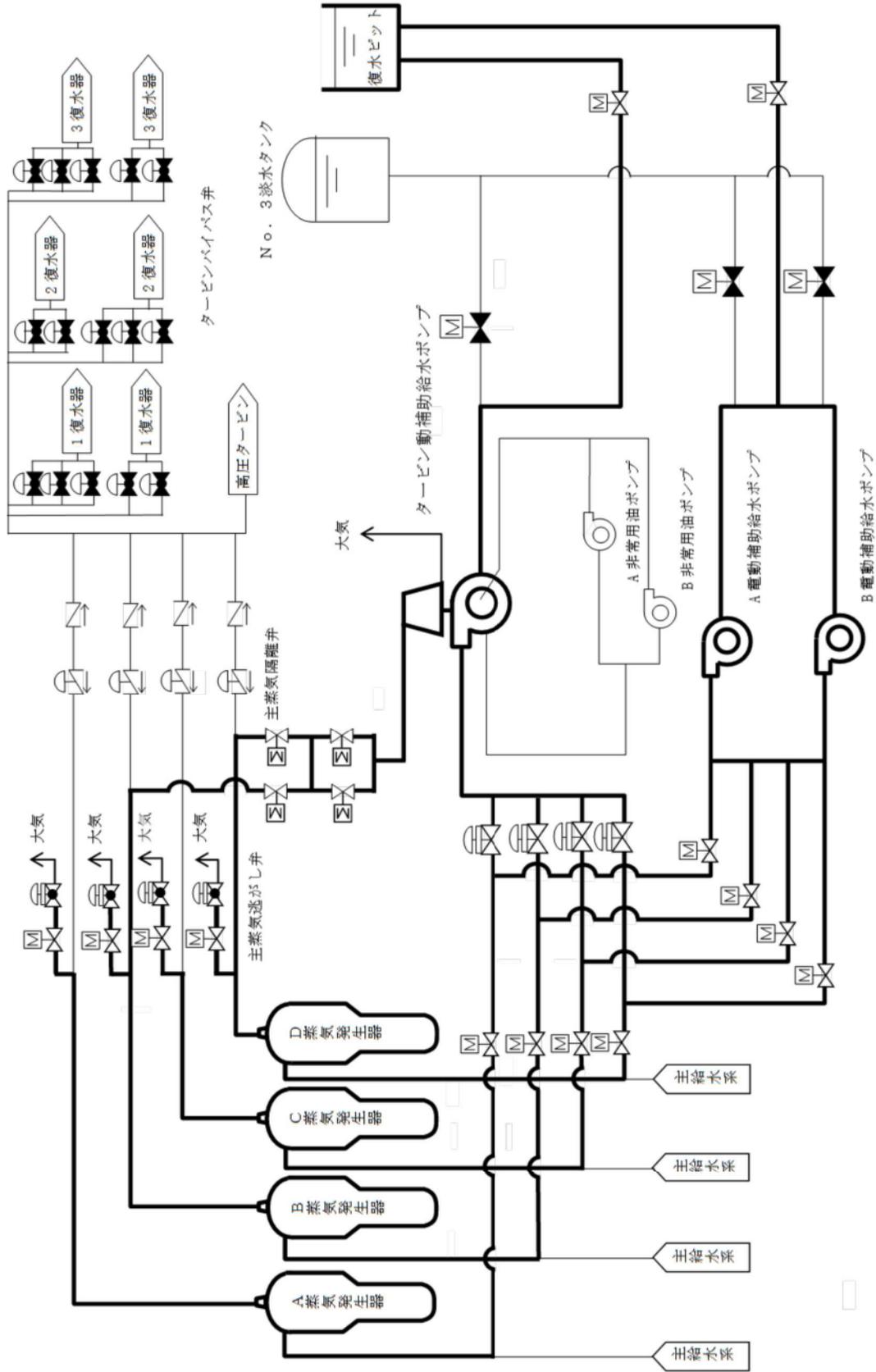
第5.8.1図 化学体積制御設備系統図



第5.9.1図 原子炉補機冷却水設備系統図

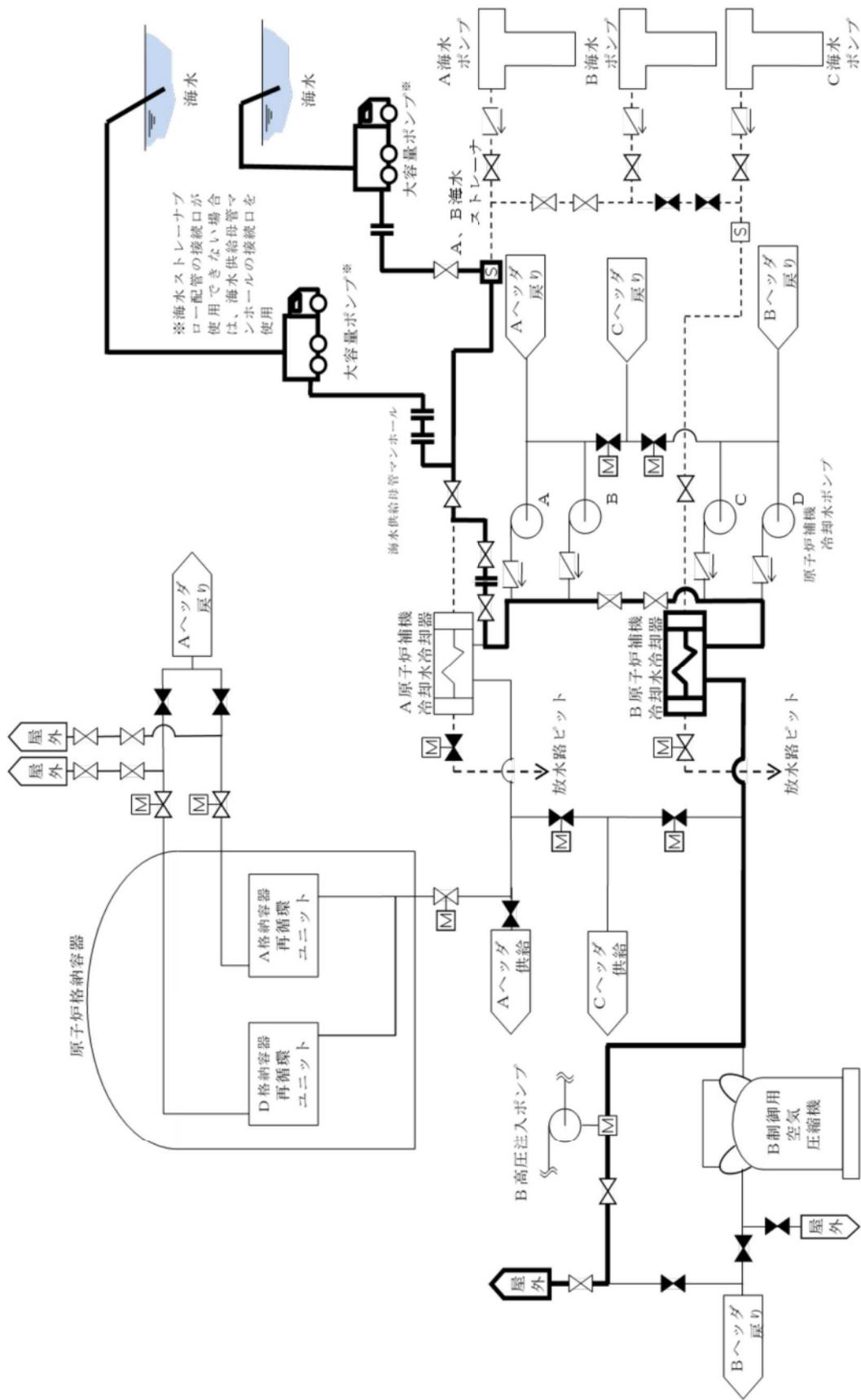


第5.9.2図 原子炉補機冷却海水設備系統図

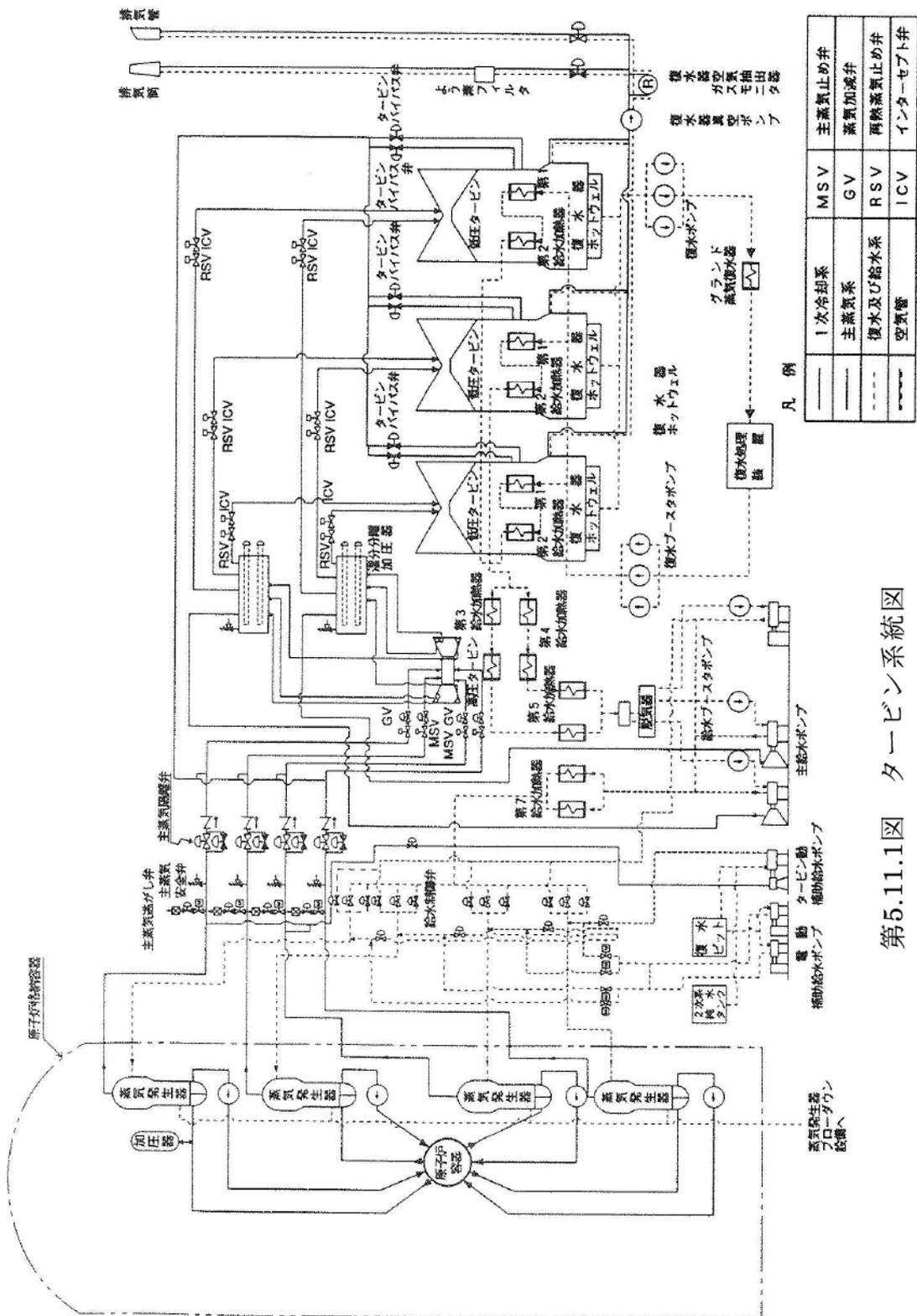


第 5.10.1 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 概略系統図 (1)



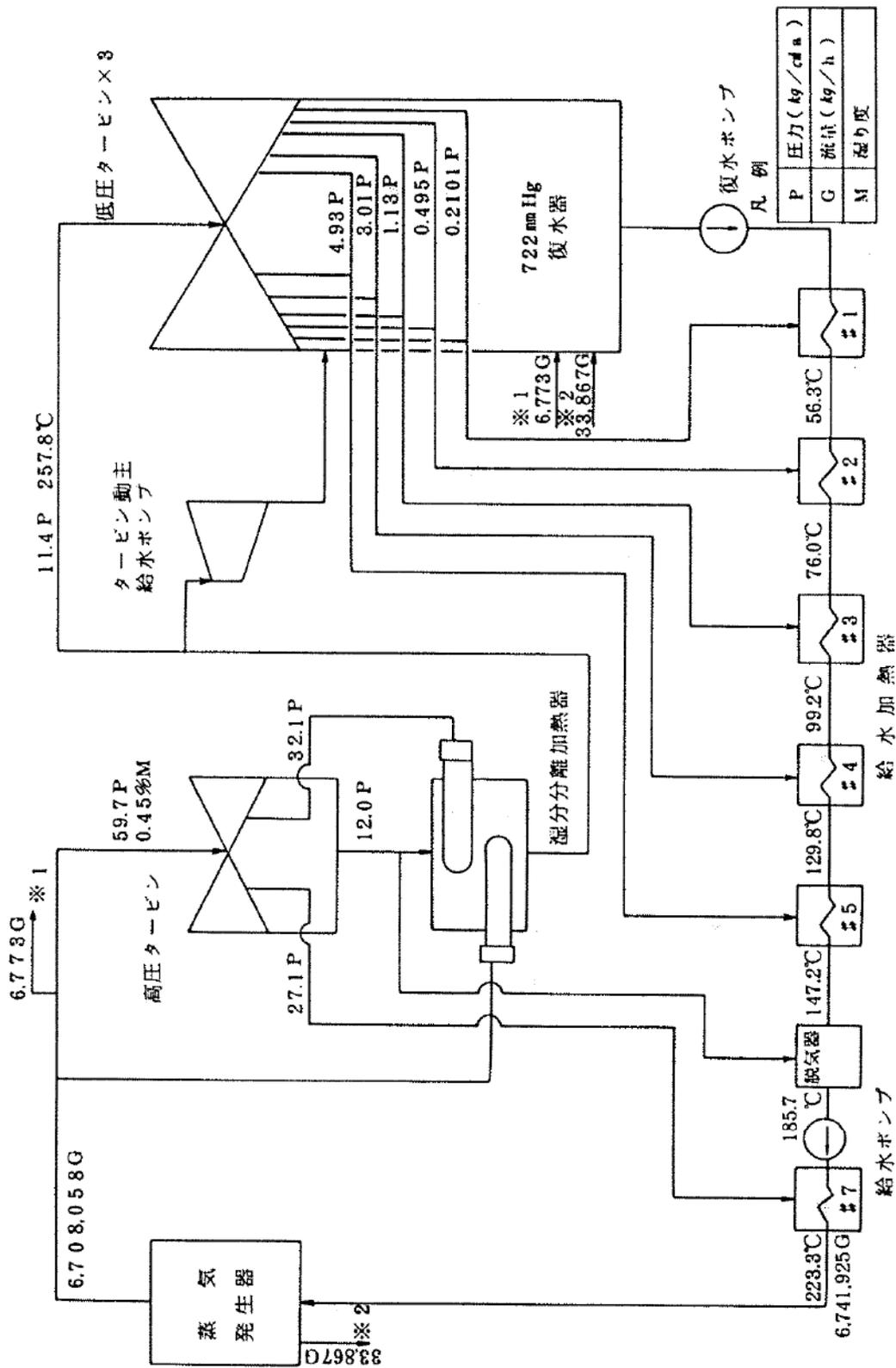


第 5.10.3 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 概略系統図 (3)

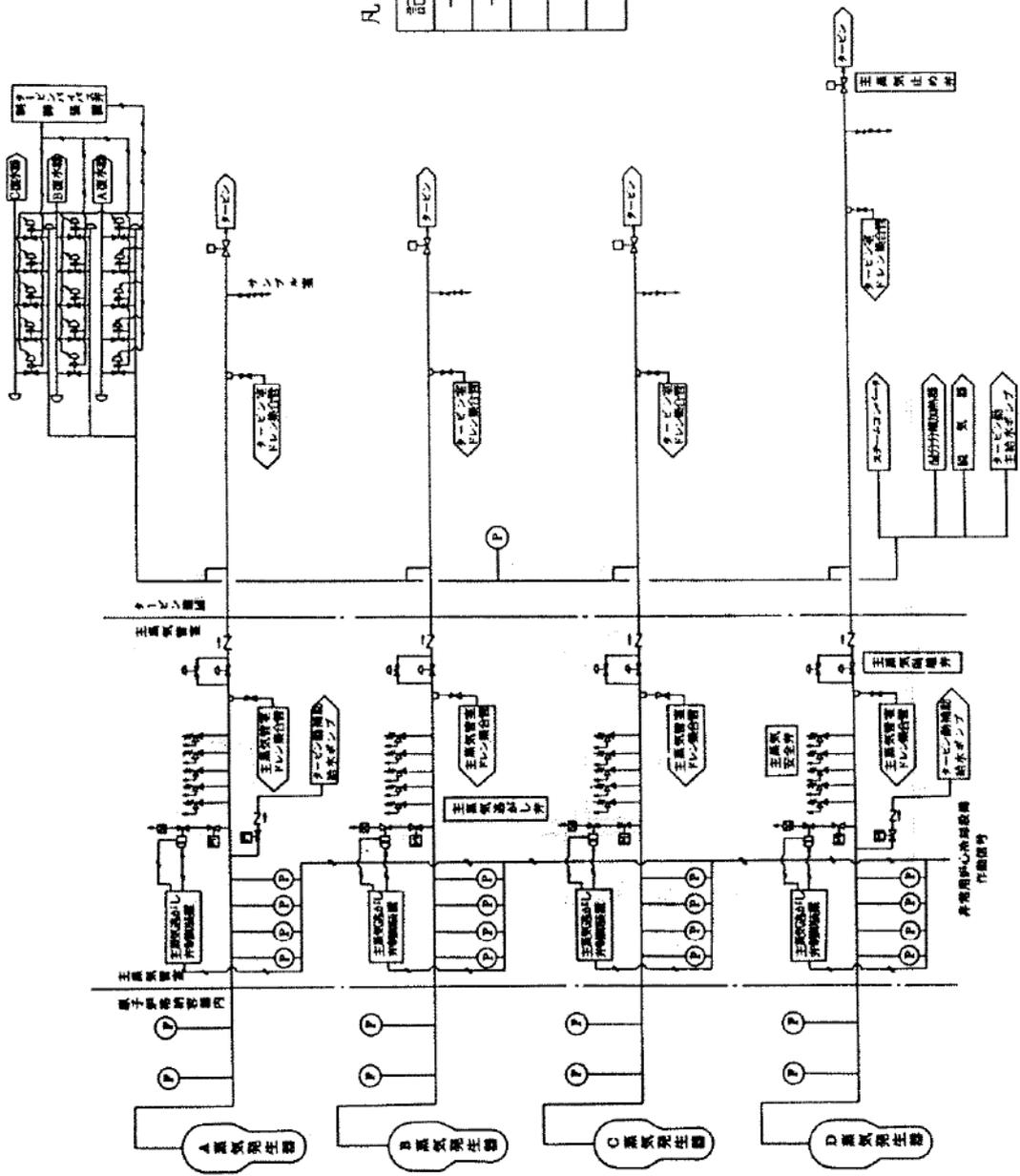


1次冷却系	MSV	主蒸気止め弁
主蒸気系	GV	蒸気加減弁
復水及び給水系	RSV	再熱蒸気止め弁
空気管	ICV	インターセプト弁

第5.11.1.1図 タービン系統図



第5.11.2図 タービンヒートバランス図

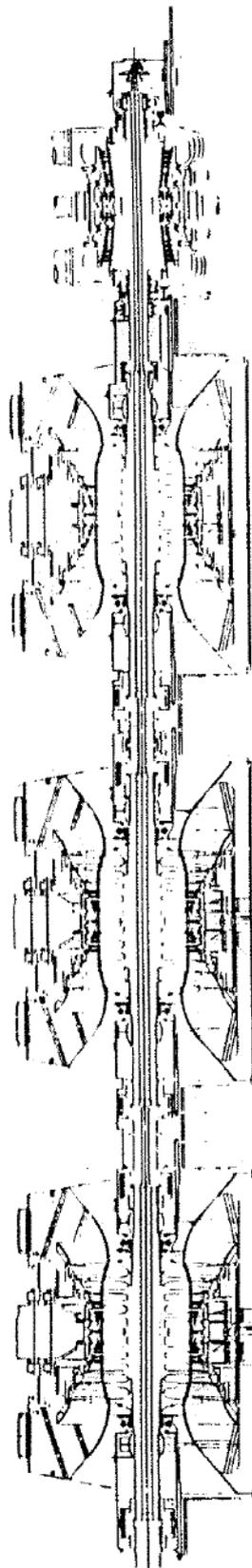


凡 例

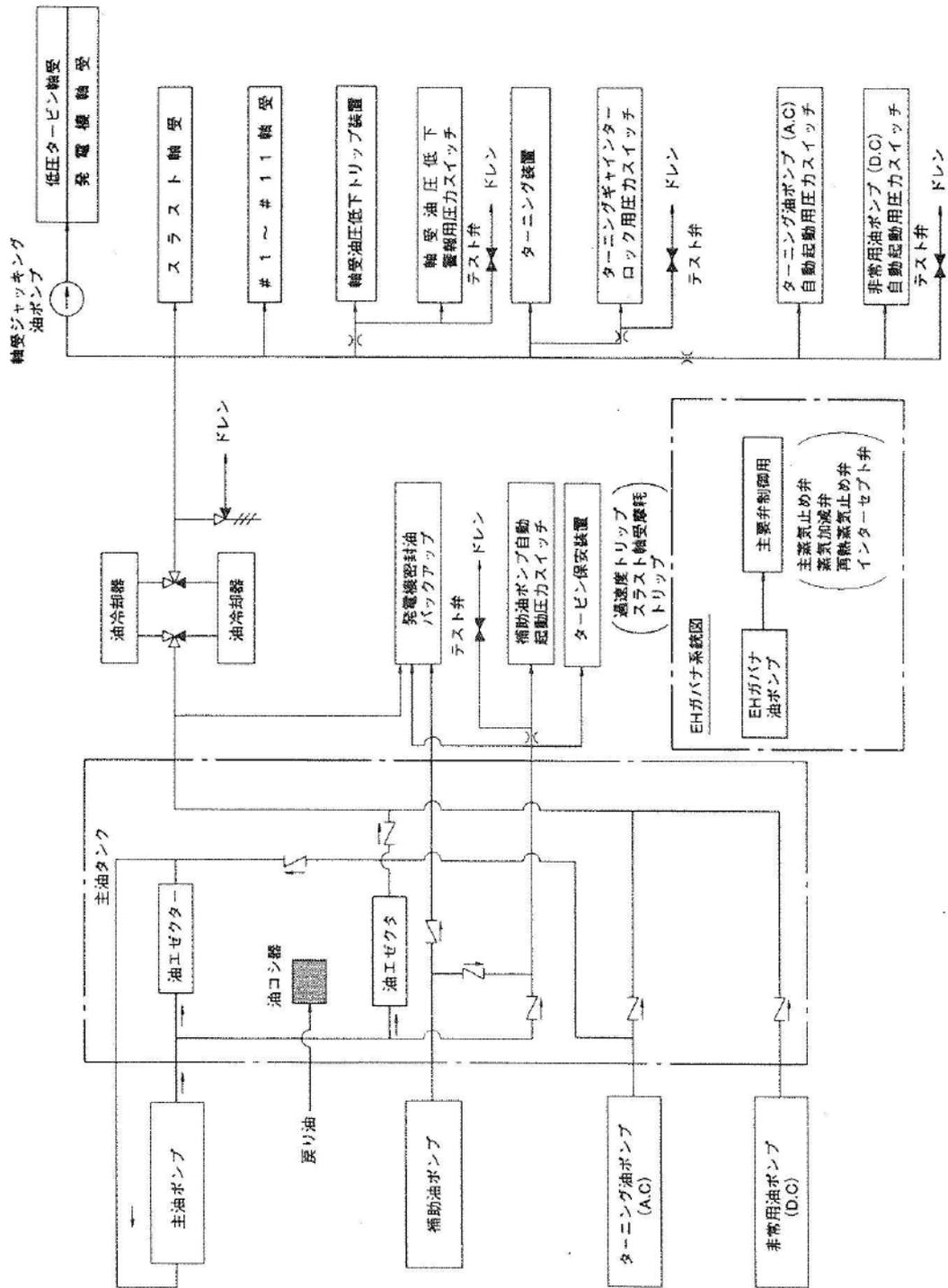
記号	名称	管
—	蒸気	管
—	制御信号線	
⊙	圧力制御器	
⊙	圧力計	
⊙	流量計	

第5.11.3図 主蒸気系統図

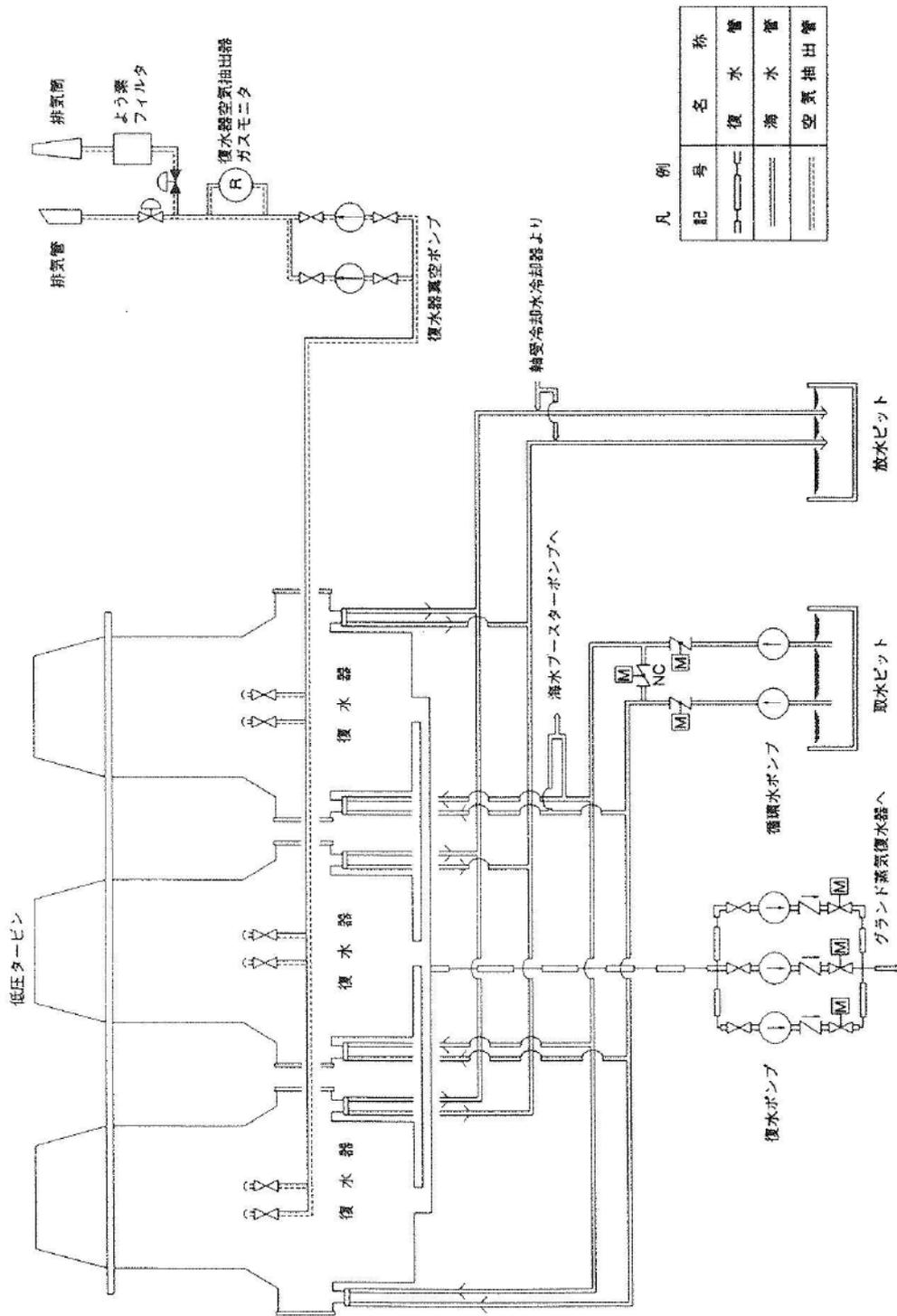
型式 くし型4車室6分流排気再熱再生式  
 定格出力 1,180,000 kW  
 回転数 1,800 rpm  
 蒸気圧力(主蒸気止め弁前にて) 約 58.7 kg/cm<sup>2</sup>G  
 蒸気温度(主蒸気止め弁前にて) 約 273.9℃  
 真空度(大気圧760 mmHgの場合) 722 mmHg



第5.11.4図 蒸気タービン断面図

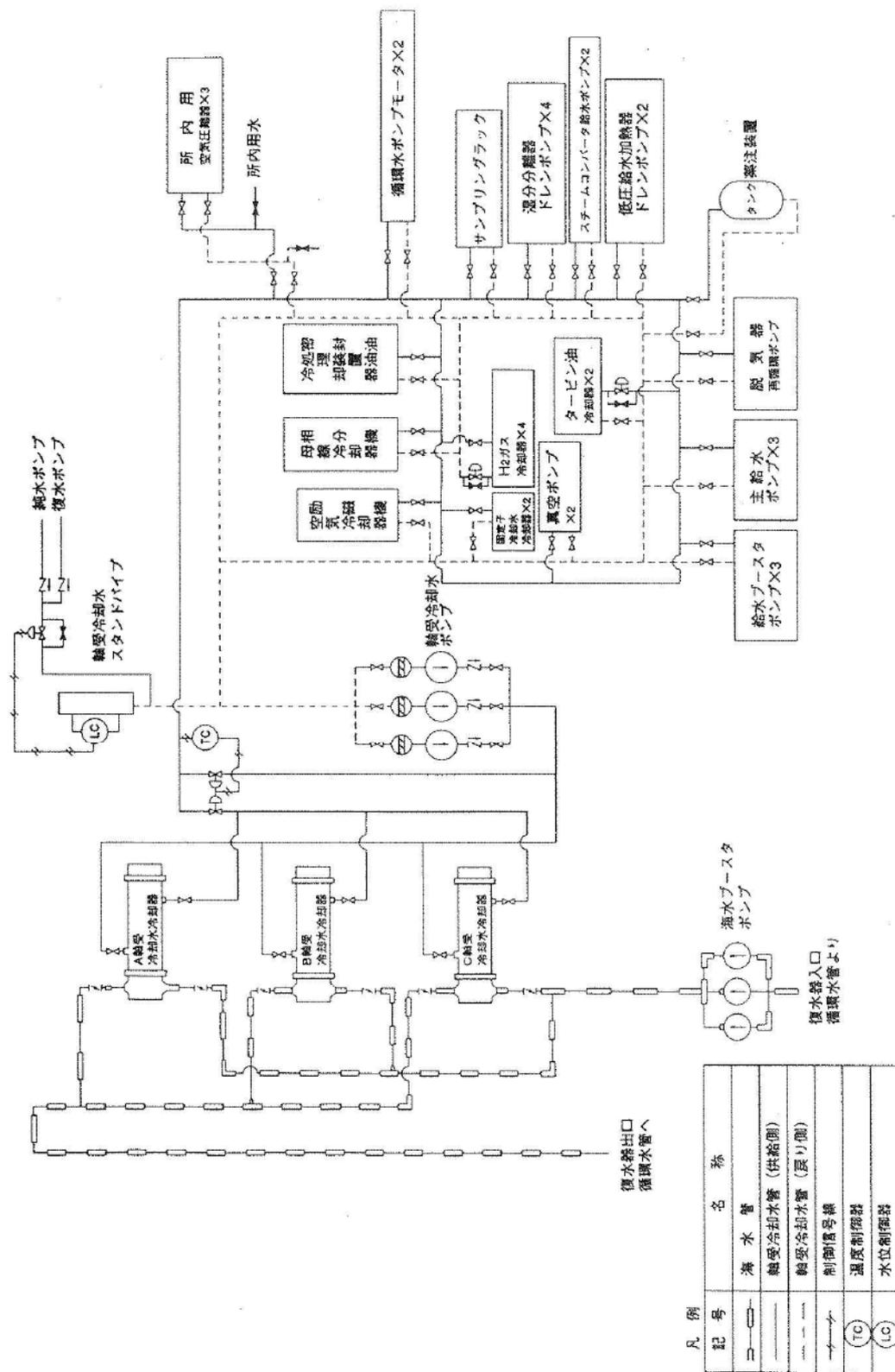


第5.11.5図 潤滑油系統図

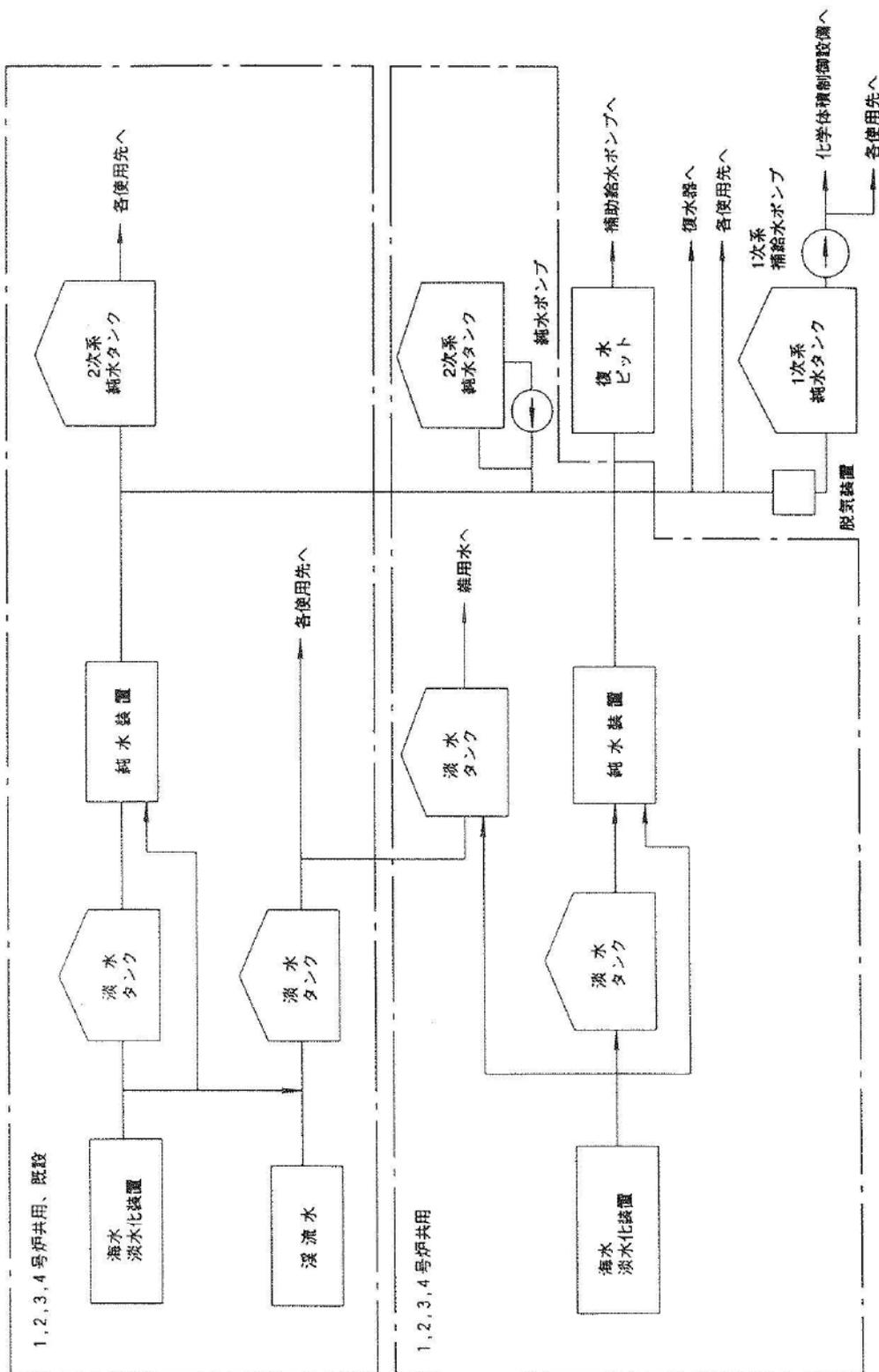


第5.11.6図 復水設備系統図





第5.11.8図 軸受冷却水設備及び軸受冷却海水設備系統図



第5.12.1図 給水処理設備系統図

### 5.13 参考文献

- (1) 電気技術指針（原子力編）「原子炉冷却材圧力バウンダリ、格納容器バウンダリの定義」 J E A G 4 6 0 2 - 1 9 7 2  
日本電気協会 電気技術基準調査委員会
- (2) 「第 1 種機器の設計過渡説明書」 M A P I - 1 0 5 1 改 1  
三菱原子力工業、昭和 5 7 年

## 6. 計測制御系統施設

### 6.1 原子炉制御設備

#### 6.1.1 概要

原子炉制御設備は、通常運転時に起こり得る設計負荷変化及び外乱に対して原子炉の出力を制御し、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理をとるためのインターロックを作動させる。

原子炉の制御は、中央制御室からの集中制御方式とし、タービンの負荷変化に応じて原子炉の出力を制御する方式を採用する。通常運転中のプラント出力制御は、タービン蒸気流量の調整及び原子炉の反応度調整によって行う。

原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの位置調整と1次冷却材中のほう素濃度調整の2方式を併用して行う。

主として前者は、出力、温度等プラントの運転条件の変化による短期の反応度変化の補償と、高温停止時の過剰反応度の吸収に使用し、後者は、燃料の燃焼、核分裂生成物の毒作用等の長期にわたる反応度変化の補償と低温停止時の過剰反応度の吸収に使用する。

制御棒クラスタによる原子炉の出力制御は、定格負荷の約15%以下の範囲では手動で行い、定格負荷の約15%以上では自動とする。この自動制御の範囲内では±5%/minのランプ状負荷変化と、±10%のステップ状負荷変化に応じることができる。また、タービンバイパス制御系（約55%容量）の動作により定格負荷の75%相当までの負荷急減時にも原子炉をトリップすることなく対処できる。

原子炉制御設備には以下のものがあり、その概略を第6.1.1図に示す。

- (1) 制御棒制御系
- (2) ほう素濃度制御系
- (3) 加圧器圧力制御系
- (4) 加圧器水位制御系
- (5) 給水制御系
- (6) タービンバイパス制御系

### (7) 主蒸気逃がし弁制御系

また、その他主要なインターロックとして制御棒クラスタ引抜阻止及びタービンランバックがある。

## 6.1.2 設計方針

- (1) 通常運転時の原子炉出力を、タービン負荷に追従させるように設計する。
- (2) 設計負荷変化に対して、主要な諸変数が許容される範囲内に収まり、十分な減衰性を持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。

## 6.1.3 主要設備の仕様

原子炉制御設備の主要設備の仕様を第 6.1.1 図に示す。

## 6.1.4 主要設備

### 6.1.4.1 制御棒制御系

制御棒クラスタは 53 本とし、これを制御グループ 4 バンク、停止グループ 4 バンクに分け、原子炉の出力制御用と停止用に使用する。原子炉トリップ時には制御棒クラスタ 53 本は、その駆動装置用電源を遮断することにより、自重で炉心に落下する。

#### (1) 制御棒グループによる制御

通常運転状態で原子炉出力を自動制御している場合には、プラントの出力変更は、蒸気加減弁を調整してタービンへの蒸気流量を加減することによって行う。原子炉側ではその出力変化による諸量の変動を検出し、これを通常運転時の偏差内に保つように、制御グループの制御棒クラスタを自動操作し、出力変化に追従させる。原子炉側における主要制御変数として 1 次冷却材平均温度を用いるが、この温度は第 6.1.2 図に示すように、1 次冷却材ループに設けた測温抵抗体により測定する。各 1 次冷却材ループの低温側温度と高温側温度とから合計

4チャンネルの平均温度を信号選択回路で選択し、1次冷却材平均温度として使用する。

この1次冷却材平均温度信号を、第6.1.3図に示すようにタービン負荷に比例するプログラム平均温度と比較して制御信号を作る。この制御信号と、タービン負荷と中性子束の差の変化率補助信号とにより、制御グループの制御棒クラスタを速度制御し、1次冷却材平均温度を所要の値に維持する。また、制御グループの各バンクは、第6.1.4図に示すような順序で駆動する。制御棒クラスタの引抜き及び挿入速度は第6.1.3図に示すように制御信号に比例し、最大約114cm/minの速度まで駆動することができ、比較的大きい負荷変化に対しても対応する機能を有する。

## (2) 停止グループによる制御

停止グループの制御棒クラスタは、制御グループの制御棒クラスタとともに、原子炉を出力状態から速やかに高温停止させる。

### 6.1.4.2 ほう素濃度制御系

ほう素濃度制御系は、燃料の燃焼、キセノン、サマリウム量の変化及び1次冷却材温度の低温から高温零出力状態までの変化に伴うような比較的緩やかな反応度変化を制御する。

1次冷却材中のほう素濃度は、化学体積制御設備を使用して手動操作で増減する。ほう素濃度を高くする場合には、充てんポンプによって、1次冷却材中へほう酸水を注入し、逆にほう素濃度を低くする場合には、純水を補給して所要の濃度に希釈する。

また、1次冷却材中のほう素濃度は、適時試料採取し測定する。

ほう素濃度制御方式を使用することによって、全出力状態では、制御棒クラスタをできるだけ引き抜いた状態で運転でき、出力分布を平坦化することができる。

## (1) 制御棒位置とほう素濃度

制御棒クラスタの位置が制御棒クラスタ引抜限界あるいは、挿入限界位置から外れそうになると、制御棒クラスタの位置を修正するた

めに、運転員の判断によってほう素濃度を調整する。

制御棒クラスタの挿入限界位置は、炉出力の関数として制御棒クラスタの位置の下限を決めたもので、原子炉を確実に停止するに足る反応度を持つように決定する。また、制御棒クラスタ引抜限界は、負荷追従が可能なようにその上限を決めたものである。

制御棒クラスタ挿入限界は、第 6.2.7 図に示す停止余裕監視装置により監視し、警報を発する。警報には「低」及び「異常低」があり、「低」警報は、運転員に通常のほう素濃度調整手順に従ってほう酸添加を行う必要のあることを警報し、「異常低」警報は、緊急ほう酸添加を行う必要のあることを警報する。

制御棒クラスタの位置が、制御棒クラスタ引抜限界に達すると警報を発する。運転員はほう素濃度の希釈を行い制御棒クラスタを所定の位置に戻す。

## (2) ほう素濃度の調整

1 次冷却材中のほう素濃度の調整は、化学体積制御設備により行う。

ほう素濃度制御には、「自動補給」、「希釈」、「急速希釈」及び「ほう酸添加」の 4 つのモードがあり、これらのモード選択は、中央制御盤のモード選択スイッチにより行う。

### 6.1.4.3 加圧器圧力制御系

1 次冷却材の圧力は、加圧器及び加圧器圧力制御装置によって制御する。この圧力制御は、1 次冷却材の圧力が一定の値になるように行う。加圧器には、スプレイ弁、逃がし弁及びヒータを設ける。

通常運転状態では、加圧器の下部は液相、上部は気相になっており、加圧器圧力が設定値を超えて高くなった場合は、1 次冷却系の低温側の 1 次冷却材を加圧器の気相にスプレイして蒸気の凝縮を行う。このスプレイ流量は加圧器圧力信号により比例制御する。また、このスプレイ作動時の熱応力の抑制及び加圧器内の 1 次冷却材のほう素濃度調整のため、常時少量のスプレイを行う。

加圧器ヒータは、比例ヒータと後備ヒータより構成し、前者は、加圧

器の熱損失の補償と小さい圧力変動の吸収に使用し、加圧器圧力による比例制御方式をとる。後者は、加圧器圧力が設定値を超えて大きく低下した場合や、加圧器の水位が設定値を超えて上昇した場合に使用し、オン・オフ制御方式をとる。

スプレイの能力範囲を超えるような大きな圧力上昇があった場合には、逃がし弁の作動によって圧力上昇を阻止する。この場合放出される蒸気は加圧器逃がしタンクに導き、凝縮させる。

加圧器圧力が設定値より大きく低下した場合は、加圧器圧力の信号によりスプレイ弁を全閉し、圧力低下を阻止する。

また、後備ヒータ、加圧器逃がし弁及び逃がし元弁は非常用電源に接続し、外部電源が喪失した場合でも必要に応じ手動操作することができる。

加圧器圧力制御系の作動の概略を第 6.1.5 図に示す。

#### 6.1.4.4 加圧器水位制御系

加圧器水位プログラムは、1次冷却材平均温度に比例して設定し、出力変化に伴う実際の1次冷却材の体積変化にできるだけ一致するようにする。この加圧器水位プログラムと加圧器水位との偏差信号及び充てん流量信号に従い、化学体積制御設備の充てん流量を自動調整する。

加圧器水位が異常に低下した場合には、抽出ライン隔離弁を全閉し水位の低下を防止する。

#### 6.1.4.5 給水制御系

蒸気発生器の給水制御系は、蒸気発生器ごとに個別に設置し、主給水制御弁の開度を調節することによって蒸気発生器の水位を所定の値に制御する。

この制御系は、給水流量信号、蒸気流量信号及び蒸気発生器水位信号の3つの信号をとり入れた3要素制御である。給水は、蒸気発生器の伝熱管によって1次冷却材と分離されており、蒸気発生器水位の運転範囲内の変化は、直接炉心に大きな影響を与えない。蒸気発生器水位が

異常に上昇した場合は、主給水制御弁及びバイパス給水制御弁を全閉する。更に、水位が上昇したときは、タービンへの過度の湿分流入を防ぐためにタービンをトリップさせるとともに、給水を完全に停止する。いずれか 1 基の蒸気発生器水位が異常に低下した場合は、蒸気発生器の熱除去能力を確保するために、電動補助給水ポンプを自動的に起動し、更に、蒸気発生器 4 基のうち 2 基が水位低になれば、タービン動補助給水ポンプを自動起動する。主給水ポンプは、タービン動主給水ポンプ 2 台と電動主給水ポンプ 1 台を設ける。

また、低出力の際はバイパス給水制御弁を使用し、手動あるいは自動で水位制御する。

#### 6.1.4.6 タービンバイパス制御系

タービンバイパス制御系は、蒸気発生器によって発生する蒸気をタービンをバイパスして直接復水器へダンプする装置であり、定格負荷の約 55%に相当する蒸気をバイパスする能力を持つ。この装置は、大きなステップ状負荷減少時に 1 次冷却系に過渡的に蓄えられる熱を除去し、プラントを負荷減少に対し安定に追従させるばかりでなく、全負荷からのタービントリップに際しても、2 次側の主蒸気安全弁を動作させることなく、1 次冷却材平均温度を無負荷温度に下げる働きを有する。更に、高温待機時には余熱の除去、プラント冷却時には冷却のための除熱を行う。

制御信号としては、1 次冷却材平均温度を用い、最終的にこの平均温度が、プラントの出力に比例した設定基準温度に近づくように、タービンバイパス弁を制御する。

高温待機状態あるいはプラント冷却時には、主蒸気ヘッダ圧力信号を使用するいわゆる圧力制御に切り換える。

1 次冷却材の温度が異常に低下した場合には、原子炉の過冷却を防ぐために、タービンバイパス弁は開かないようにインターロックする。

#### 6.1.4.7 主蒸気逃がし弁制御系

主蒸気逃がし弁制御系は、主蒸気を大気に放出する装置で、定格負荷の約 10%に相当する蒸気を放出する能力を持つ。

この装置は、急激な負荷減少等により主蒸気圧力の急激な上昇が起こった場合に、主蒸気圧力信号により、主蒸気逃がし弁を開き、主蒸気圧力の低下を図って、主蒸気安全弁の作動を極力避ける。また、タービンバイパス系が使用不可能な場合には、余剰蒸気を大気に放出し、1次冷却材平均温度を調節できる。

#### 6.1.4.8 制御棒クラスタ引抜阻止及びタービンランバック

異常の拡大を未然に防ぎ、かつ、原子炉停止に至る前に自動処置をとるために、制御棒クラスタの自動及び手動引抜阻止並びにタービンランバックのインターロックを設け、以下の条件で作動させる。この設定値は、各々原子炉トリップの設定値よりも低い値とする。

##### (1) 制御棒クラスタ引抜阻止

中間領域中性子束高

出力領域中性子束高

過大温度 $\Delta T$ 高

過大出力 $\Delta T$ 高

##### (2) タービンランバック

過大温度 $\Delta T$ 高

過大出力 $\Delta T$ 高

#### 6.1.5 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、原子炉制御系の機能による十分な負荷追従性を有し、負荷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 $\pm 5\%/min$ のランプ状負荷変化と、 $\pm 10\%$ のステップ状負荷変化に応じることができ、更に、タービンバイパス制御系（約55%容量）の動作により急激な負荷減少にも対処

できる（「3.5 動特性」参照）。

原子炉施設の運転状態を示す主要な諸変数は、中央制御盤に指示又は記録し、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。

#### 6.1.6 試験検査

原子炉制御設備は、常時使用している設備であるので、中央制御盤でその状態を監視できる。

## 6.2 原子炉計装

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。

### 6.2.1 炉外核計装

#### 6.2.1.1 概要

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、炉外核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、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。

#### 6.2.1.2 設計方針

- (1) 炉外核計装は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、予想される範囲の炉心中性子束レベルを監視するため、中性子源領域、中間領域及び出力領域の3つの計装領域を設け、更に、各領域の測定範囲に相互に重なりを持たせて、測定が不連続とならない設計とする。
- (2) 炉外核計装は、炉心の軸方向及び水平方向出力分布を監視できる設計とする。
- (3) 炉外核計装は、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、原子炉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。
- (4) 炉外核計装は、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。
- (5) 炉外核計装は、駆動源の喪失又は系の遮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。
- (6) 炉外核計装は、原子炉保護系と計測制御系を分離した設計とし、原子炉保護系の一部から計測制御系へ信号を取り出す場合には、計測制御系の故障が原子炉保護系の機能を損なわない設計とする。

(7) 炉外核計装は、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設計とする。

#### 6.2.1.3 主要設備の仕様

炉外核計装の主要設備の仕様を第6.2.1図に示す。

#### 6.2.1.4 主要設備

炉外核計装は、第 6.2.1 図に示すように、中性子源領域、中間領域及び出力領域の各計測領域によって、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) 中性子源領域測定系

中性子源領域の測定系は、第 6.2.1 図に示すように独立した 2 チャンネルより構成する。中性子束検出器は、比例計数管を使用し、第 6.2.2 図及び第 6.2.3 図に示すように炉心中性子源位置に対応した計測孔に設置する。中性子束検出器からのパルス信号を炉外核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後、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。

また、中性子束検出器を保護するため、中間領域中性子束レベルがパーミッシブ信号-6 の設定値以上となると、手動で中性子束検出器の高圧電源を遮断する。なお、第 6.6.2 表にパーミッシブ信号一覧表を示す。

原子炉の停止時に、中性子束レベル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。

##### (2) 中間領域測定系

中間領域の測定系は、第 6.2.1 図に示すように独立した 2 チャンネルより構成する。中性子束検出器は $\gamma$ 線補償型電離箱を使用し、第 6.2.2 図及び第 6.2.3 図に示すように中性子源領域の中性子束検出器と同一保護筒内に収納して設置する。中性子束検出器からの電流信号を炉外核計装盤で対数増幅した後、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。

### (3) 出力領域測定系

出力領域の測定系は、第 6.2.1 図に示すように独立した 4 チャンネルで構成する。中性子束検出器はほぼ炉心高さの 1/2 の有感長を有する独立した 2 個の $\gamma$ 線非補償型電離箱で構成し、第 6.2.2 図及び第 6.2.3 図に示すように炉心の四隅に対応した計測孔に設置する。各チャンネルは、上部及び下部の中性子束検出器からの電流信号を炉外核計装盤に送り、平均増幅器により両者の平均信号にした後、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。上部及び下部個別信号についても直読レベル計を通した後、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、記録計へ送る。更に、軸方向中性子束偏差回路により上部、下部信号間の偏差を監視し、偏差が設定値以上になると警報を発する。この回路は炉内核計装の測定データを用いて定期的に校正する。

4 チャンネルの各平均電流信号間、各上部電流信号間及び各下部電流信号間は、それぞれ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。

### (4) 炉外核計装盤

中性子源領域、中間領域及び出力領域測定系の増幅器、絶縁増幅器、双安定回路等を収納するために、炉外核計装盤を設ける。原子炉保護系に関連する炉外核計装盤は独立した 4 面のラックから構成し、チャンネル相互間の物理的な分離を図る。

炉外核計装盤への電源は、4 台の無停電電源装置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。

炉外核計装盤は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する。

#### 6.2.1.5 評価

(1) 炉外核計装は、中性子源領域、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、炉外核計装盤の指示計又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。

また、出力領域チャンネルの軸方向中性子束偏差回路、比較回路及び上部、下部中性子束偏差回路により、炉心の軸方向及び水平方向中性子束分布を監視して、炉心の出力振動の抑制のための操作に必要な情報を提供することができる。

- (2) 炉外核計装は、2チャンネルあるいは4チャンネルの多重化構成となっており、機器又はチャンネルの単一故障あるいは使用状態から単一の取外しを行っても原子炉保護機能を喪失することはない。
- (3) 炉外核計装は、チャンネル間の分離、独立性を図るため、検出器は相互に距離を隔てて設置するとともに、チャンネルごとに独立したラックに機器を収納している。ラック内の配線は実用上可能な限り不燃化又は難燃化を図るほか、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ごとに分離して布設し、ラックへの電源もチャンネルごとに独立に供給する設計としている。
- (4) 炉外核計装の信号を計測制御系に使用する場合には、絶縁増幅器によって両者の間を絶縁し、計測制御系において、回路の短絡、地絡又は断線による故障が生じても安全保護系の機能に影響を与えない設計としている。
- (5) 炉外核計装は、電源喪失に対して原子炉保護動作をとる方向に作動するように設計している。
- (6) 炉外核計装は、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している。

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。
- (7) 炉外核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、非常用所内電源系のみの運転下あるいは外部電源のみの運

転下で単一故障を仮定しても原子炉保護機能を失うことはない。

#### 6.2.1.6 試験検査

炉外核計装は、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。

### 6.2.2 炉内計装

#### 6.2.2.1 概要

原子炉内の局所的な出力分布状態を把握するため、あらかじめ選定した燃料集合体出口の1次冷却材温度及び燃料集合体軸方向中性子束分布を、必要に応じて測定する。

#### 6.2.2.2 設計方針

- (1) 炉心の出力分布及び熱水路係数を把握するために炉内熱電対計装及び炉内核計装を設け、あらかじめ定めた燃料集合体の出口温度及び中性子束分布を測定できる設計とする。
- (2) 両者のデータは、前もって得られている解析結果と総合して、炉心の出力分布を評価するのに有用なものとする。
- (3) 炉内核計装の測定データは、炉外核計装の中性子束分布監視機能の校正を行うのに十分なものとする。

#### 6.2.2.3 主要設備の仕様

炉内計装の仕様を第 6.2.4 図及び第 6.2.5 図に示す。

#### 6.2.2.4 主要設備

##### (1) 炉内熱電対計装

炉内熱電対計装は第 6.2.4 図及び第 6.2.5 図に示すように、燃料集合体出口の1次冷却材温度をクロメル・アルメル熱電対で測定する。炉内へ入れる案内管は原子炉容器頂部のシール部を通り、燃料集合体の出口で終端する。原子炉容器頂部のシール部は、原子炉内圧に

対し完全にシールする。熱電対は、必要に応じて取り替えることができるように、ステンレス鋼のシースで覆い、上記案内管の中に入れる。

熱電対の出力は、炉内計装盤に設置した指示計で読み取ることができる。

## (2) 炉内核計装

炉内核計装は、第 6.2.4 図及び第 6.2.5 図に示すように、核分裂電離箱方式の可動小型中性子束検出器を炉心内に挿入し、燃料集合体軸方向中性子束分布を測定する。この可動小型中性子束検出器を 4 個設け、炉心内に挿入する通路の選択及び小型検出器の駆動は、炉内計装盤からの遠隔操作によって行う。

小型検出器を挿入するシンプルは、シールテーブルからコンジット内を通して炉心内の燃料集合体上端部の間に設置する。原子炉容器底部からシールテーブルまではシンプル及びコンジットにより二重管構造を形成する。この二重管は原子炉圧力と大気圧の間の圧力障壁となっており、コンジットとシンプルのシールはシールテーブル部で行う。

シンプルは、保守及び燃料取替えのため引抜きできるようにする。

小型検出器駆動設備は、第 6.2.6 図に示すように駆動装置、5パス選択装置、15パス選択装置等で構成する。

駆動装置によって、先端に小型検出器の付いている駆動ワイヤを炉心内に挿入する。

駆動装置は、駆動モータ、駆動輪を納めた駆動箱及び巻取装置で構成する。

5 群までの選択可能なパスのうちの 1 つに検出器を入れるため、各駆動装置に 1 個の 5 パス選択装置を設ける。

15 個までの選択可能なパスの 1 つに検出器を入れるため、15 パス選択装置を設ける。

また、4 個の検出器については、共通な 1 個のパスを設け、検出器間の相互感度校正のために使用する。

可動小型中性子束検出器の出力信号は、炉内計装盤に送り、指示、記録する。

#### 6.2.2.5 評価

炉内計装は、炉心の出力分布及び熱水路係数を把握するのに必要な機能を有している。また、炉外核計装の中性子束分布監視機能の校正を行うためのデータを提供することができる。

#### 6.2.2.6 試験検査

炉内計装は、定期的に使用している設備であるので、炉内計装盤でその状態を監視できる。

### 6.2.3 停止余裕監視装置

#### 6.2.3.1 概要

安全保護系のプロセス計装で測定している原子炉出入口の1次冷却材の平均温度  $T_{avg}$  及び温度差  $\Delta T$  の信号を利用して、常に十分な反応度停止余裕を持つように制御棒クラスタ位置の挿入下限を監視する。

#### 6.2.3.2 設計方針

通常運転時に、必要な反応度停止余裕を確保するため、制御棒クラスタの挿入限界を監視する設計とし、制御棒クラスタが飛び出した場合でも過大な反応度が添加されないようにする。

#### 6.2.3.3 主要設備の仕様

停止余裕監視装置の主要設備の仕様を第 6.2.7 図に示す。

#### 6.2.3.4 主要設備

制御グループ制御棒クラスタのバンク A、B、C、D に各々停止余裕監視装置を設ける。

制御棒クラスタ挿入限界は、1次冷却材平均温度及び1次冷却材温

度差の線形関数として計算する。

すなわち、第 6.2.7 図に示すように、1 次冷却材平均温度及び 1 次冷却材温度差を演算装置の入力信号とし、演算結果の出力信号をバンク位置信号と比較して、バンク位置信号が設定値以下になった場合は警報を発する。

また、演算結果とバンク位置は同一の記録計に入れ常時監視できるようにする。

#### 6.2.3.5 評価

停止余裕監視装置は、制御棒クラスタの挿入限界を設定し、バンク位置信号が設定値以下になった場合に警報を発することができる。

#### 6.2.3.6 試験検査

停止余裕監視装置は、常時使用している装置であるので、中央制御盤でその状態を監視できる。

### 6.2.4 制御棒位置指示計装

#### 6.2.4.1 概要

制御棒クラスタの位置を常に監視するため、各制御棒駆動装置ハウジングに位置検出用のコイルを設けて、各制御棒位置を中央制御盤に指示する。

#### 6.2.4.2 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。

#### 6.2.4.3 主要設備の仕様

制御棒位置指示計装の主要設備の仕様を第6.2.8図に示す。

#### 6.2.4.4 主要設備

制御棒位置指示計装は、制御棒駆動装置の圧力ハウジング外部に取り付けた制御棒クラスタ 1 本当たり 42 個のコイルを検出器として用い、駆動軸が上下するに従い駆動軸の最上部に近接したコイル間に生じる偏差信号を、制御棒位置に比例したデジタル信号に変換し、中央制御盤に表示する。特に、全挿入時には、制御棒下限表示灯を点灯し警報を発する。

また、同一バンク内の各制御棒クラスタの位置に不整合が生じた場合は警報を発する。このほか、制御棒制御系に属するバンク位置指示計は停止グループ及び制御グループの制御棒クラスタの駆動ステップ数を指示し、停止余裕監視装置にバンク位置信号を送る。

制御棒位置指示計装ブロック図を第 6.2.8 図に示す。

#### 6.2.4.5 評価

制御棒位置指示計装により予想変動範囲での制御棒位置の監視ができる。

#### 6.2.4.6 試験検査

制御棒位置指示計装は、常時使用している設備であるので、中央制御盤でその状態を監視できる。

## 6.3 プロセス計装

### 6.3.1 概要

プラントの適切かつ安全な運転のために1次冷却系をはじめとし、各補助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、検出器のほかに、演算処理装置を収納する計装盤から構成し、主要なパラメータは、中央制御盤に指示、記録及び警報の発信を行う。

原子炉の停止及び炉心冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

### 6.3.2 設計方針

(1) 安全保護回路のプロセス計装は、以下の方針で設計する。

- a. 安全保護回路のプロセス計装は、運転時の異常な過渡変化が生じた場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び必要な工学的安全施設と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできる設計とする。
- b. 安全保護回路のプロセス計装は、設計基準事故時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び必要な工学的安全施設を含む適切な系統を自動で作動する設計とする。
- c. 安全保護回路のプロセス計装は、単一故障又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を喪失しないよう多重性を確保する設計とする。
- d. 安全保護回路のプロセス計装は、チャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間において独立性を確保する設計とする。
- e. 安全保護回路のプロセス計装は、駆動源の喪失、系統の遮断その他考慮すべき不利な状況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。
- f. 安全保護回路のプロセス計装は、不正アクセス行為その他の電子

計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

- g. 安全保護回路のプロセス計装は、計測制御系と分離した設計とし、安全保護回路の一部を計測制御系と共用する場合には、計測制御系の故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが波及し、その安全保護機能を失わないように、機能的に分離する設計とする。
  - h. 安全確保上最も重要な原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの3つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束、原子炉水位及び原子炉冷却系の圧力及び温度等は、設計基準事故時においても記録されるとともに事象経過後に参照できるよう当該記録が保存できる設計とする。
  - i. 安全保護回路のプロセス計装は、2基以上の原子炉施設間で共用又は相互に接続しない設計とする。
  - j. 安全保護回路のプロセス計装は、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。
- (2) 安全保護回路以外の主要なプロセス計装としては、1次冷却系計装、補助給水系計装、燃料取替用水系計装等があり、これらは以下の方針で設計する。
- a. 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は、予想変動範囲での監視、記録ができるよう設計する。  
また、事故時において事故の状態を知り対策を講じるために必要なパラメータは監視、記録できるようにする。
  - b. 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。
  - c. 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。

### 6.3.3 主要設備の仕様

プロセス計装設備の主要設備の仕様を第6.3.1表及び第6.3.2表に示す。

## 6.3.4 主要設備

### 6.3.4.1 安全保護回路のプロセス計装

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回路のプロセス計装は、検出器のほかに演算処理装置を収納する計装盤から構成される。安全保護回路のプロセス計装を第 6.3.1 表に示す。

ここにも示すとおり、これらの計装は単一故障又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を喪失しないよう多重化しており、それぞれのチャンネルは、独立した計装盤に収納することにより物理的に分離している。

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、検出器と計装盤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。

さらに、安全保護回路のプロセス計装の信号を制御系に使用する場合には、光変換カード又は絶縁増幅器により両者の間を絶縁し、制御系に生じた短絡、地絡又は断線による故障が安全保護回路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、検出器の出力信号回路に模擬入力を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、多重化した検出器は、チャンネル相互の信号を比較することにより、原子炉運転中にもその健全性を確認できる。なお、安全保護回路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。

なお、加圧器水位、主蒸気ライン圧力、原子炉格納容器圧力及び蒸気発生器水位については、事故時において監視、記録できるものとする。

### 6.3.4.2 安全保護系以外のプロセス計装

安全保護系以外の主要なプロセス計装は、次の計装により監視又は記録できるようにする。

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なプロ

セス計装は第 6.3.2 表に示すとおりであり、これらは監視、記録できるようにする。

(1) 1 次冷却系計装

1 次冷却系計装では、1 次冷却材の温度、圧力、サブクール度、加圧器スプレイラインの温度、加圧器逃がしラインの温度、加圧器逃がしタンクの温度、圧力、水位、1 次冷却材ポンプの振動、軸受温度、冷却水温度等を連続的に指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

なお、炉心冷却状態監視を補助するものとして原子炉水位計を設ける。

(2) 化学体積制御系計装

化学体積制御系計装では、抽出ラインの圧力、温度、流量、体積制御タンクの圧力、水位、充てんラインの温度、流量、1 次冷却材ポンプ封水ラインの温度、流量、原子炉補給水の流量、ほう酸タンクの温度、水位等を指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(3) 主蒸気及び給水、補助給水系計装

主蒸気及び給水の圧力、温度、補助給水流量、復水ピット水位等を指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(4) 燃料取替用水系計装

燃料取替用水ピット水位等を指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(5) 原子炉格納容器関連計装

スプレイ流量、原子炉格納容器内温度、水位等を指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(6) 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等を指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(7) 制御用空気系計装

制御用空気圧力等を指示又は記録し、必要なものについては警報を

発する。

(8) 非常用炉心冷却系計装

高圧及び低圧注入流量等を指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(9) 燃料貯蔵設備計装

使用済燃料ピットの水位及び温度の異常な状態を検知し、中央制御室に警報を発する。

また、外部電源が利用できない場合でも温度、水位その他使用済燃料ピットの状態を示す事項を監視できる設計とする。

(10) その他

上記のほかに、放射性廃棄物処理系、使用済燃料ピット水浄化冷却系、試料採取系、蒸気発生器ブローダウン系、原子炉補機冷却海水系等のプロセス計装を設ける。

(11) 記録及び保存

安全保護回路以外のプロセス計装で必要なものについては記録及び保存を行う。

(12) プラント計算機

中央制御盤によるプラントの状態把握を補助するものとして、所要の処理能力及び記憶容量を有するプラント計算機を設け、主にプロセス計装からの信号を入力し、圧力、温度、流量、放射線レベル等の印字及び画面表示を行う。

### 6.3.5 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) 多重化された安全保護系のプロセス計装は、チャンネル間の分離、独立性を図るため、検出器は相互に距離を隔てて設置するとともに、チャンネルごとに独立した計器ラックに機器を収納している。

電源及び配線についてもチャンネルごとに独立な構成としている。

また、計器ラック及び配線は、実用上可能な限り、難燃性又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。

(4) 安全保護系のプロセス計装は、電源の喪失又は系の遮断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、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がおこなわれ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及び安全保護系以外の主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、非常用所内電源系のみの運転下あるいは外部電源のみの運転下で単一故障を仮定しても安全保護機能を失うことはない。

(7) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、加圧器水位、1次冷却材の圧力、温度及び流量、原子炉格納容器圧力等は、予想変動範囲内での監視が可能である。

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なパラメータである原子炉格納容器圧力、温度等は、中央制御盤で監視できる。

特に、原子炉の停止状態は原子炉トリップ遮断器の開表示と1次冷却材のサンプリングによるほう素濃度の測定により、また、炉心の冷却状態は加圧器水位及び1次冷却材のサブクール度、圧力、温度等により監視あるいは推定できる。

(8) 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。

#### 6.3.6 試験検査

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。

## 6.4 計装設備（重大事故等対処設備）

### 6.4.1 概要

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータにより、検討した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な原子炉施設の状態を把握するための設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、「添付書類十 第 5.1.1 表」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な原子炉施設の状態を把握するためのパラメータは、「添付書類十 第 5.1.1 表」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータとする。

重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータは、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を第 6.4.1 表及び第 6.4.2 表に、設計基準最大値等を第 6.4.3 表に示す。

### 6.4.2 設計方針

原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要な監視パラメータ又は有効な監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の推定は、「添付書類十 第 5.1.1 表」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時のパラメータ推定又は計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器があ

る場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測するとともに、重要代替パラメータが複数ある場合は、推定する重要な監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第 6.4.4 表に示す。

具体的なパラメータは、以下のとおりとする。

- ・可搬型格納容器水素ガス濃度
- ・原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力
- ・格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）
- ・アニュラス水素濃度（9.8 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）

アニュラス水素濃度については、「9.8 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」に記載する。

直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。計測できるパラメータ最大値等を第 6.4.3 表に示す。

可搬型計測器による測定においては、測定対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか 1 つの適切なパラメータを選定し測定又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか 1 つの適切なパラメータを選定し測定又は監視するものとする。

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。

重大事故等の対応に必要なパラメータは、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。重大事故等の対応に必要な現場のパラメータについても、記録でき

る設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）
- ・SPDS表示装置
- ・可搬型温度計測装置

重大事故等対処設備は非常用母線に接続され、代替電源である空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）及び電源車から給電可能な設計とする。また、全交流動力電源喪失時においても、空冷式非常用発電装置からの給電までは十分な容量を有した蓄電池（安全防護系用）から給電可能な設計とする。全交流動力電源が喪失した場合において、計測設備へ交流電源を給電するため、空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーを使用する。空冷式非常用発電装置は、計測設備へ交流電源を給電できる設計とする。また、常設直流電源系統が喪失した場合においても、直流電源を給電するため、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）、電源車及び可搬式整流器を使用する。蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）又は電源車及び可搬式整流器は、計測設備へ直流電源を給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）
- ・重油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（10.2 代替電源設備）
- ・蓄電池（安全防護系用）（10.2 代替電源設備）
- ・蓄電池（3系統目）（10.2 代替電源設備）
- ・電源車（10.2 代替電源設備）
- ・可搬式整流器（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、重油タンク、タンクローリー、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）、電源車及び可搬式整流器については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合においても可搬型格納容器水素ガス濃度は、電源を空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

#### 6.4.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち重要代替パラメータ（当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器を除く。）による推定は、重要な監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とすることで、重要な監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替パラメータは重要な監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

重要な監視パラメータの計測、重要代替パラメータの他チャンネルの計測及び重要代替パラメータの計測における電源は、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源（空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）及び電源車）から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

#### 6.4.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち、多重性を有するパラメータはチャンネル相互を物理的、電氣的に分離し、チャンネル間の独立性を図るとともに、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ間においてもパラメータ相互を分離し、パラメータ間の独立性を図ることで、他の設備に悪影響を及ぼさないよう独立した設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）及びSPDS表示装置は、電源操作によって、通常の系統構成から重大事故等対処設備として系統

構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型格納容器水素ガス濃度、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力及び格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）並びに可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 6.4.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備は、必要な計測範囲を有する計器により計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

可搬型の重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において原子炉施設の状態を推定するための計測範囲及び、十分に余裕のある個数を有する設計とする。

可搬型格納容器水素ガス濃度は、3号炉及び4号炉それぞれで1個使用する。保有数は3号炉及び4号炉それぞれで1個、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として3号炉及び4号炉それぞれで1個の合計4個を分散して保管する設計とする。

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は、3号炉及び4号炉それぞれで1個使用する。保有数は3号炉及び4号炉それぞれで1個、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として3号炉及び4号炉それぞれで1個の合計4個を分散して保管する設計とする。

可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用として3号炉及び4号炉それぞれで40個使用する。保有数は3号炉及び4号炉それぞれで40個、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として40個（3号及び4号炉共用）の合計120個

を分散して保管する設計とする。

また、格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）計測用として、3号炉及び4号炉それぞれで3個使用する。保有数は3号炉及び4号炉それぞれで3個、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として3号炉及び4号炉それぞれで1個の合計8個を分散して保管する設計とする。

#### 6.4.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時の原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 1次冷却材高温側温度（広域）
- ・ 1次冷却材低温側温度（広域）
- ・ 1次冷却材圧力
- ・ 加圧器水位
- ・ 原子炉水位
- ・ 格納容器内温度
- ・ 格納容器再循環サンプル水位（広域）
- ・ 格納容器再循環サンプル水位（狭域）
- ・ 原子炉格納容器水位
- ・ 原子炉下部キャビティ水位
- ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
- ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
- ・ 出力領域中性子束
- ・ 中間領域中性子束
- ・ 中性子源領域中性子束
- ・ 蒸気発生器水位（狭域）
- ・ 蒸気発生器水位（広域）

なお、出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束については、重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境

条件を考慮した設計とする。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時における原子炉周辺建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムLOCA時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 高圧注入流量
- ・ 蒸気発生器補助給水流量
- ・ 主蒸気圧力

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時における原子炉周辺建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 余熱除去流量
- ・ 恒設代替低圧注水積算流量
- ・ 格納容器スプレイ積算流量
- ・ 格納容器圧力（広域）
- ・ AM用格納容器圧力
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位
- ・ ほう酸タンク水位
- ・ 燃料取替用水ピット水位
- ・ 復水ピット水位

可搬型格納容器水素ガス濃度、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力及び格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）並びに可搬型計測器は、原子炉周辺建屋、制御建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉周辺建屋及び制御建屋内の環境条件を考慮した設計とする。作業は計測場所で可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）及びSPDS表示装置は、重大事故等時における中央制御室、原子炉周辺建屋、緊急時対策所のそれぞれの環境条件を考慮した設計とする。

#### 6.4.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型格納容器水素ガス濃度の計装ケーブルの接続は、コネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

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接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

可搬型の格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）の検出器と温度計本体の接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

#### 6.4.3 主要設備及び仕様

計装設備の主要設備及び仕様は第6.4.1表及び第6.4.2表に示す。

#### 6.4.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器は、特性の確認が可能なように、模擬入力による校正、標準器による校正又は線源校正ができる設計とする。また、警報動作を有するパラメータについては、特性の確認が可能なように、模擬入力による設定値確認ができる設計とする。

## 6.5 試料採取設備

### 6.5.1 概要

試料採取設備は、原子炉施設の主要箇所から試料を採取するための機器、配管、弁類等から構成され、次の機能を持つ。

1次冷却設備、原子炉補助施設等の主要箇所から、化学的及び放射化学的性質の分析、評価を行うための試料を採取する。

採取試料は、次のような分析に用いられる。

ほう素濃度

核分裂生成物及び腐食生成物による放射能濃度

溶存気体濃度

ハロゲン濃度

pH及び導電率

分析結果は次の目的に使用する。

ほう素濃度の調整

燃料棒の健全性の評価

1次冷却材中の水素濃度の調整

脱塩塔及びフィルタの性能評価

各設備への薬品添加の要否の確認

### 6.5.2 設計方針

- (1) 試料採取設備のうち、高温、高圧の放射性物質を含む系統から試料を採取する設備は、冷却、減圧を行うとともに、試料採取中の被ばく、汚染に対して十分な防護設備を設け、試料採取中に発生するこぼれ水、洗い水は、液体廃棄物処理設備に導くように設計する。
- (2) 1次冷却設備からの試料及び分析頻度が高い試料は、必要に応じてサンプル冷却器、減圧棒及び減圧弁を通じて冷却、減圧後、原子炉系試料採取室のサンプルフード内で集中採取できる設計とし、第 6.5.1 図に系統構成を示す。

集中採取する箇所は次のとおりである。

加圧器気相部

加圧器液相部

1次冷却材管（ループ高温側）

余熱除去設備（余熱除去ポンプ出口）

化学体積制御設備（抽出系脱塩塔入口）

化学体積制御設備（抽出系脱塩塔出口）

また、事故時においても1次冷却材をループ高温側又は余熱除去ポンプ出口から採取し、放射性物質の濃度等を測定、監視できる設計とする。

- (3) 試料採取設備のうち、放射性物質の濃度の低い試料及び分析頻度の低い試料は、現場で採取できる設計とする。
- (4) 事故時、原子炉格納容器内のガスを採取して、水素ガス濃度及び放射性物質の濃度を監視できる設計とする。
- (5) 事故時の1次冷却材及び原子炉格納容器内雰囲気のスAMPLINGに関しては、格納容器バウンダリの機能をスAMPLINGの実施によって影響が生じるほど損なうことのない設計とする。

#### (6) 単一設計

単一設計とする事故時に1次冷却材をスAMPLINGする設備については、当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態の把握機能が単一故障によって喪失しても、他の系統を用いてその機能を代替できる設計とし、当該設備に対する多重性の要求は適用しない。設計に当たっては、格納容器再循環サンプ水位の確認により、事故時の再循環水のほう素濃度が未臨界ほう素濃度以上であることを確認でき、原子炉が停止状態にあることを把握できる設計とする。

### 6.5.3 主要設備の仕様

試料採取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

#### (1) サンプルフード及びサンプルシンク

サンプルフードは、試料採取中に発生するガスを補助建屋換気空調

設備に導く。

サンプルシンクは、試料採取中のこぼれ水、洗い水を集めて液体廃棄物処理設備に導く。

#### (2) サンプル冷却器

サンプル冷却器は、コイル状の管内に試料を流し、周囲に原子炉補機冷却水を流すコイルドチューブ式の冷却器で、高温の試料を採取可能な温度まで冷却する。

#### (3) 試料採取管

試料採取管は、管内に試料を流し採取する。この試料採取管を使用することにより試料を大気と接触することなく採取できる。

#### (4) 格納容器ガス試料採取系統設備

事故時に原子炉格納容器内の雰囲気ガスサンプリングのため、格納容器雰囲気ガス試料圧縮装置、格納容器雰囲気ガス試料冷却器、試料採取管を設ける。第6.5.2図に概要を示す。

### 6.5.5 評価

試料採取設備は、原子炉施設の主要箇所から化学的及び放射化学的性質の分析、評価を行うための試料を採取することができる。また、事故時において1次冷却材及び原子炉格納容器内のガスを採取し、放射性物質の濃度等を測定、監視できる。

### 6.5.6 試料検査

試料採取設備は、定期的に使用している設備であるので、原子炉系試料採取室等でその状態を監視できる。

本節の記述については、更に追補1「6.原子炉補助設備」の追補がある。

## 6.6 原子炉保護設備

### 6.6.1 概要

原子炉保護設備は、原子炉計装あるいは、安全保護系のプロセス計装からの信号により、運転中の異常な過渡変化時あるいは、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システムを作動させ、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あるいは、安全保護系のプロセス計装からの信号を受信し、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原子炉トリップ遮断器とで構成する。

### 6.6.2 設計方針

原子炉保護設備は、以下の方針で設計する。

- (1) 原子炉保護設備は、運転時の異常な過渡変化が生じた場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止システムを含む適切な設備と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えることがない設計とする。
- (2) 原子炉保護設備は、設計基準事故時にその異常な状態を検知し、原子炉停止システムを自動的に作動させ、また、必要な場合には手動でも作動できる設計とする。
- (3) 原子炉保護設備は、単一故障又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を喪失しないよう多重性を確保する設計とする。
- (4) 原子炉保護設備は、チャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間において独立性を確保する設計とする。
- (5) 原子炉保護設備は、駆動源の喪失、システムの遮断その他考慮すべき不利な状況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。
- (6) 原子炉保護設備のデジタル計算機は、不正アクセス行為その他の電

子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

(7) 原子炉保護設備は、2基以上の原子炉施設間で共用又は相互に接続しない設計とする。

(8) 原子炉保護設備は、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。

(9) 原子炉保護設備は、作動状況が確認できる設計とする。

### 6.6.3 主要設備の仕様

原子炉保護設備の主要設備の仕様を第 6.6.1 表及び第 6.6.1 図に示す。

### 6.6.4 主要設備

#### 6.6.4.1 原子炉トリップ遮断器

原子炉トリップ遮断器は、第 6.6.1 図に示すように原子炉保護系ロジック・トレインに合わせて 4 重トレイン構成とし、各トレインにそれぞれ 2 台ずつ設けられた計 8 台の遮断器の相互接続により、各ロジック・トレインからの信号に対し“2 out of 4”のロジックを形成している。

“2 out of 4”ロジックを形成する原子炉トリップ遮断器は、制御棒駆動装置用電源を制御棒駆動装置に接続する。

各ロジック・トレインからのトリップ信号は、対応するトレインに属する 2 台の原子炉トリップ遮断器を同時に開くことができる。

原子炉トリップは 4 重トレインのうち、2 トレイン以上の原子炉トリップ遮断器を開くことによって達成される。2 トレイン以上の原子炉トリップ遮断器が開くと制御棒駆動装置への電源が遮断され、制御棒クラスタは自重で炉心に落下する。

各原子炉トリップ遮断器の不足電圧コイルは、プラント出力運転中励磁されており、スプリングに抗してトリッププランジャを保持している。

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、所要の演算処理装置等が動作すると原子炉トリップ遮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、トリッププランジヤを解放し、遮断器を開く。制御棒クラスタは、運転員が原子炉トリップ遮断器をリセットするまでは引抜きはできない。また、原子炉トリップ遮断器は、トリップ信号が復帰しないとリセットはできない。

また、トリップ遮断器は、“2 out of 4”ロジックを構成しているため、運転中における単独トレインごとのトリップ遮断器の実動作（開放）テストが可能である。

原子炉トリップ遮断器は、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、現場手動遮断が可能である。

#### 6.6.4.2 原子炉トリップ信号

原子炉トリップ信号としては、次のものがあり、これらをまとめて第 6.6.1 表及び第 6.6.2 図に示す。また、原子炉の保護機能を損な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、運転の継続が可能なようにパーミッシブ回路を設ける。第 6.6.2 表にパーミッシブ信号一覧表を示す。

##### (1) 中性子源領域中性子束高

原子炉停止及び起動時の保護のため、中性子源領域中性子束高の“1 out of 2”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、中間領域中性子束がパーミッシブ信号-6（P-6、以下同様に記す）の設定値を超えた場合には、手動でブロックできる。

更に、出力領域中性子束がP-10の設定値を超えると自動ブロックされる。

##### (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“1 out of 2”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束がP-10の設定値を超えた場合には、手動でブロックできる。

(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、通常出力運転状態では、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、出力領域中性子束がP-10の設定値を超えた場合には、手動でブロックできる。

(4) 出力領域中性子束変化率高

制御棒クラスタの飛出し時の原子炉保護のため、出力領域中性子束増加率高の“2 out of 4”信号によって原子炉をトリップさせる。また、制御棒クラスタ落下時の原子炉保護のため、出力領域中性子束減少率高の“2 out of 4”信号によって原子炉をトリップさせる。

(5) 非常用炉心冷却設備作動

非常用炉心冷却設備作動信号が発生した場合には、原子炉をトリップさせる。

(6) 過大温度 $\Delta T$ 高

過大温度 $\Delta T$ 高原子炉トリップは、炉心をDNBから保護する。

過大温度 $\Delta T$ 高の設定値は以下のとおりで“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

$$\begin{aligned} \text{過大温度}\Delta T\text{設定} = & K_1 - K_2 \frac{1 + \tau_1 s}{1 + \tau_2 s} (T - T_0) \\ & + K_3 (P - P_0) - f(\Delta q) \end{aligned}$$

$s$  : ラプラス演算子

$T$  : 1次冷却材平均温度

$T_0$  : 定格出力時の1次冷却材平均温度

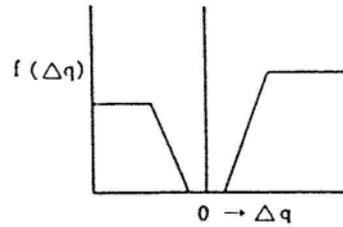
$P$  : 加圧器圧力

$P_0$  : 定格運転圧力

$K_1 \sim K_3, \tau_1, \tau_2$  : 定数

$f(\Delta q)$  : 炉外中性子束検出器（出力領域用）の上半分（ $\phi_t$ ）と下半分（ $\phi_b$ ）の指示値の差の関数で、

概略を下図に示す ( $\Delta q = \phi_t - \phi_b$ )



過大温度 $\Delta T$ 高による保護限界の代表例を第6.6.3図に示す。

(7) 過大出力 $\Delta T$ 高

過大出力 $\Delta T$ 高原子炉トリップは、炉心の過大出力を防止する。

過大出力 $\Delta T$ 高の設定値は以下のとおりで“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

$$\begin{aligned} \text{過大出力}\Delta T\text{設定} = & K_4 - \left[ K_5 \frac{\tau_3 s}{1 + \tau_3 s} + T \right] \\ & - [K_6 (T - T_0)] - f(\Delta q) \end{aligned}$$

ただし、[ ]で示した項は負の値にならないように零でリミットする。

$s$  : ラプラス演算子

$T$  : 1次冷却材平均温度

$T_0$  : 定格出力時の1次冷却材平均温度

$K_4 \sim K_6, \tau_3$  : 定数

$f(\Delta q)$  : 過大温度 $\Delta T$ 高と同じ

過大出力 $\Delta T$ 高による保護限界の代表例を第6.6.3図に示す。

(8) 原子炉圧力高

1次冷却系の過圧防護のために、加圧器圧力高の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

(9) 原子炉圧力低

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、加圧器圧力低の“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、出力領域中性子束及びタービン負荷がP-7の設定値以下では自動ブロックされる。

(10) 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DNBから保護するため、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。ただし、出力領域中性子束あるいはタービン負荷がP-7の設定値以上では、2ループ以上からの流量低信号の一致で、また、出力領域中性子束がP-8の設定値以上では、いずれかのループからの流量低信号で原子炉をトリップさせる。

(11) 1次冷却材ポンプ回転数低

1次冷却材ポンプの回転数が低下した場合の1次冷却材流量の低下に対して、炉心を保護するため、各1次冷却材ポンプ回転数低の“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、出力領域中性子束及びタービン負荷がP-7の設定値以下では自動ブロックされる。

(12) タービントリップ

タービンがトリップした場合は、1次冷却材の温度及び圧力の過度の上昇を避けるため、タービン非常遮断油圧低の“2 out of 4”信号又は4個の主蒸気止め弁全閉信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷がP-7の設定値以下では自動ブロックされる。

(13) 蒸気発生器水位低

蒸気発生器の水位が過度に低下した場合には、蒸気発生器水位低の“2 out of 4”信号で、原子炉をトリップさせる。

(14) 加圧器水位高

原子炉圧力高原子炉トリップの後備として、加圧器水位高の“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、出力領域中性子束及びタービン負荷がP-7の設定値以下では自動ブロックされる。

(15) 地震加速度高

水平方向加速度高の“2 out of 3”信号又は垂直方向加速度高の“2 out of 3”信号で原子炉をトリップさせる。

## (16) 手動

中央制御盤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。

### 6.6.4.3 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、タービンをトリップさせ、さらに発電機をトリップさせる。発電機のトリップは、1次冷却材流量確保のため一定時間後とする。また、1次冷却系の過冷却を防止するため、原子炉トリップと、1次冷却材平均温度低の“2 out of 4”信号が一致した場合は、主給水制御弁を全閉させる。

### 6.6.4.4 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。

また、原子炉トリップの確認は炉外核計装等で行う。

#### (1) 警報

原子炉保護設備で使用する原子炉計装あるいは安全保護系の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、中央制御室に警報を発する。

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」警報を発する。

#### (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、中央制御盤に設けられた表示灯にトリップ状態を表示する。

### 6.6.5 評価

#### (1) 単一故障

原子炉保護設備を構成する論理回路及び原子炉トリップ遮断器には

多重性を持たせている。すなわち、原則として“2 out of 4”で構成される論理回路は、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ため、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、相互干渉が起これないように、物理的、電氣的に独立性を持たせている。すなわち、論理回路、原子炉トリップ遮断器、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している。

## (3) フェイルセーフ

原子炉保護設備を構成するリレー、原子炉トリップ遮断器の不足電圧コイルは常時励磁状態とし、駆動電源の喪失、系の遮断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、論理回路及び原子炉トリップ遮断器に関し、プラント運転中にも試験ができる設計としている。

論理回路は、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、正常に動作したことを確認できる。

なお、原子炉トリップ遮断器の動作テストは、“2 out of 4”ロジック構成のため、各トレインごとに実動作テストを行うことができる。

## (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、炉外核計装等により確認することができる。

#### 6.6.6 試験検査

原子炉保護設備は、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。

#### 6.6.7 手順等

- (1) 安全保護系のデジタル計算機が収納された盤については、施錠管理方法を定め運用する。
- (2) 発電所への出入りについては、出入管理方法を定め運用する。
- (3) 安全保護系の保守ツールの使用については、パスワードの管理及び入力操作に関する手順等並びにソフトウェアの使用について検証及び妥当性を確認することを定め運用する。
- (4) 適切に保守管理を行うとともに、故障時には補修を行う。
- (5) 保守管理や盤の施錠管理、出入管理、パスワード管理等の管理手順に関する教育を実施する。

## 6.7 工学的安全施設作動設備

### 6.7.1 概要

工学的安全施設作動設備は、1次冷却材喪失事故、主蒸気管破断事故等に際して、炉心の冷却を行い、格納容器バウンダリを保護し、発電所周辺の一般公衆の安全を確保するための設備を作動させるものである。

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。

### 6.7.2 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図る設計とする。
- (3) 工学的安全施設作動設備は、駆動源の喪失又は系の遮断に対して、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。

なお、運転員の手動操作を期待するものは、容易に操作可能で、操作に必要な状態表示があり、操作が正しく行われたことが表示される設計とする。

- (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。
- (7) システムの導入段階、更新段階、試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止し、システムへのアクセス管理ができる設計とすることで、承認されていない動作や変更を防ぐ設計とする。

### 6.7.3 主要設備の仕様

工学的安全施設作動設備の主要設備の仕様を第6.7.1表に示す。

## 6.7.4 主要設備

### 6.7.4.1 作動信号

工学的安全施設作動信号としては次のものがあり、これらをまとめて第 6.7.1 表及び第 6.7.1 図に示す。また、関連するパーミッシブ信号を第 6.7.2 表にまとめて示す。

#### (1) 非常用炉心冷却設備作動信号

次の項目のいずれかの信号が発生した場合には、非常用炉心冷却設備作動信号を発し、以下の動作を行う。

高压注入系起動、低压注入系起動、原子炉格納容器隔離、アニュラス空気浄化ファン起動、給水隔離、ディーゼル発電機起動、電動補助給水ポンプ起動、原子炉トリップ等。

##### a. 原子炉圧力低

加圧器圧力低の“2 out of 4”信号により 1 次冷却材喪失を検出して非常用炉心冷却設備作動信号を発する。この信号は、加圧器圧力が P-11 の設定値以下の場合には手動でブロックできる。

##### b. 主蒸気ライン圧力低

主蒸気ライン圧力低（各主蒸気ラインでの圧力低は“2 out of 4”信号で検出する）の“1 out of 4”信号により、主蒸気管破断を検出して、非常用炉心冷却設備作動信号を発する。

この信号は、加圧器圧力が P-11 の設定値以下の場合には手動でブロックできる。

##### c. 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”信号により、1 次冷却材喪失あるいは原子炉格納容器内での主蒸気管破断を検出して、非常用炉心冷却設備作動信号を発する。

##### d. 手動

中央制御盤の非常用炉心冷却設備作動スイッチ 2 個のうち 1 個を操作すれば、非常用炉心冷却設備作動信号を発することができる。

#### (2) 原子炉格納容器スプレイ作動信号

1 次冷却系の配管破断又は原子炉格納容器内での主蒸気管破断時

に、原子炉格納容器の減圧及びよう素除去の目的で、次の場合に原子炉格納容器スプレイ作動信号を発し、原子炉格納容器スプレイ設備の起動を行う。この信号によって原子炉格納容器隔離も行う。

a. 原子炉格納容器圧力異常高

原子炉格納容器圧力異常高の“2 out of 4”信号により、1次冷却系の配管破断又は原子炉格納容器内での主蒸気管破断を検出して、原子炉格納容器スプレイ作動信号を発する。

b. 手動

必要な場合、手動にて原子炉格納容器スプレイ設備を作動させるために、中央制御盤に操作スイッチを設ける。このスイッチは各々2個ずつ2組設け、1組のスイッチを同時に操作すれば原子炉格納容器スプレイ作動信号を発することができる。

(3) 主蒸気ライン隔離信号

主蒸気管の破断時に2基以上の蒸気発生器からの無制限な蒸気放出を防止し、炉心の過冷却を防止するため、次の場合には主蒸気ライン隔離信号を発し主蒸気ラインの隔離弁を閉止する。

a. 原子炉格納容器圧力異常高

原子炉格納容器圧力異常高の“2 out of 4”信号により、主蒸気ライン隔離信号を発する。

b. 主蒸気ライン圧力低

主蒸気ライン圧力低（(1)のb.と同一信号）により主蒸気ライン隔離信号を発する。この信号は、加圧器圧力がP-11の設定値以下の場合には手動でブロックできる。

c. 主蒸気ライン圧力減少率高

主蒸気ライン圧力減少率高（各主蒸気ラインでの圧力減少率高は“2 out of 4”信号で検出する）の“1 out of 4”信号により、主蒸気ライン隔離信号を発する。この信号は、加圧器圧力がP-11の設定値以上では自動的にブロックされる。

d. 手動

必要な場合、手動にて主蒸気ライン隔離を行うために、中央制御

盤に操作スイッチを2個設け、そのうち1個を操作すれば主蒸気ライン隔離信号を発することができる。

#### (4) 原子炉格納容器隔離信号

1次冷却材喪失事故及び原子炉格納容器内での主蒸気管破断事故後に放射性物質の放出を防止するため、以下の信号により原子炉格納容器の隔離弁を閉止する。

- a. 非常用炉心冷却設備作動信号
- b. 原子炉格納容器スプレイ作動信号
- c. 手動

必要な場合、手動にて原子炉格納容器隔離を行うために、中央制御盤に操作スイッチを2個設け、そのうち1個を操作すれば原子炉格納容器隔離信号を発することができる。

#### 6.7.4.2 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安全保護系の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、中央制御室に警報を発する。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「パーシャルトリップ」警報を発する。

##### (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中央制御盤に設けられた表示灯にトリップ状態を表示する。

#### 6.7.5 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、多重性を持たせている。すなわち、原則として“2 out of 4”で構成される論理回路は、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ので、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、相互干渉が起こらないように、物理的、電氣的独立性を持たせている。すなわち、論理回路、連絡ケーブル等は供給電源を含めて独立な構成としている。

#### (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、中央制御盤に操作スイッチを設け、以下の作動信号をそれぞれ発することができる。

- a. 非常用炉心冷却設備作動信号
- b. 原子炉格納容器スプレイ作動信号
- c. 主蒸気ライン隔離信号
- d. 原子炉格納容器隔離信号

#### (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、警報及び表示灯によって確認することができる。

### 6.7.6 試験検査

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。

## 6.8 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

### 6.8.1 概要

A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

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の概略系統図を第 6.8.1 図から第 6.8.4 図に示す。

### 6.8.2 設計方針

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のうち、原子炉を未臨界とするための設備として以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止及びほう酸水注入）を設ける。また、1次冷却系の過圧防止及び原子炉出力を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）を設ける。

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護計装盤の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として、原子炉トリップスイッチを使用する。原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉トリップスイッチ

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、制御棒クラスタ及び原子炉トリップしゃ断器があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護計装盤及び原子炉トリップしゃ断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、A T W S 緩和設備、主蒸気系統設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、給水設備のうち補助給水系の電動補助

給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、給水処理設備の復水ピット並びに1次冷却設備の加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

A T W S 緩和設備は、作動によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次冷却系から2次冷却系への除熱を過渡的に悪化させることで1次冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、A T W S 緩和設備は、復水ピットを水源とするタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却系の過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ A T W S 緩和設備
- ・ 主蒸気隔離弁
- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 復水ピット
- ・ 加圧器逃がし弁
- ・ 加圧器安全弁
- ・ 主蒸気逃がし弁
- ・ 主蒸気安全弁
- ・ 蒸気発生器

2次冷却設備を構成する主蒸気管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、電動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電機の詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備の1次冷却材

ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

A T W S 緩和設備から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動動作しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、主蒸気系統設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、給水処理設備の復水ピット並びに1次冷却設備の加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

中央制御室での操作により、手動で主蒸気隔離弁を閉操作することで原子炉出力を抑制するとともに、復水ピットを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却系の過圧を防止できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気隔離弁
- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・復水ピット
- ・加圧器逃がし弁
- ・加圧器安全弁
- ・主蒸気逃がし弁
- ・主蒸気安全弁
- ・蒸気発生器

2次冷却設備を構成する主蒸気管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、電動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故

等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電機の詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備の1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

制御棒クラスタ、原子炉トリップしゃ断器及び原子炉安全保護計装盤の故障等により原子炉トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、化学体積制御設備のほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入ライン補給弁、ほう酸タンク及び充てんポンプを使用する。

ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、緊急ほう酸注入ライン補給弁を介して充てんポンプにより原子炉に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ほう酸ポンプ
- ・緊急ほう酸注入ライン補給弁
- ・ほう酸タンク
- ・充てんポンプ

化学体積制御設備を構成するほう酸フィルタ及び再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入ライン補給弁及び充てんポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備を構成する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、化学体積制御設備の充てんポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水ピットを使用する。

燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプは、化学体積制御系に

より原子炉に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・ 充てんポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、充てんポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備を構成する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

#### 6.8.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

A T W S 緩和設備を使用した自動での1次冷却系の過圧防止及び原子炉出力抑制は、原子炉安全保護系設備と部分的に設備を共用するため、原子炉安全保護系設備から電氣的・物理的に分離することで原子炉安全保護系設備と同時に機能喪失しない設計とする。また、A T W S 緩和設備、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、復水ピット、蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、原子炉トリップしゃ断器及び原子炉安全保護計装盤と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、それぞれ原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで多様性を持つ設計とする。

A T W S 緩和設備は原子炉安全保護系設備と共通要因によって同時に機能を損なわれないよう、原子炉安全保護系設備から電氣的・物理的に分離して独立した盤として設置することで位置的分散を図る設計

とする。

原子炉トリップスイッチを使用した手動による原子炉緊急停止は、手動により原子炉トリップできることで、自動による原子炉トリップに対し多様性を持つ設計とする。

原子炉安全保護系設備からの原子炉トリップと多様性を持つ原子炉トリップスイッチを使用することで手動により原子炉トリップできる設計とする。

主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水ピット、蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用した手動での1次冷却系の過圧防止及び原子炉出力抑制は、制御建屋内の原子炉安全保護計装盤と共通要因によって同時に機能を損なわないように位置的分散を図る設計とする。

ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入ライン補給弁、充てんポンプ及び燃料取替用水ピットを使用したほう酸水注入は、制御棒クラスタ、原子炉トリップしゃ断器及び原子炉安全保護計装盤と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、それぞれ原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで多様性を持つ設計とする。

ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入ライン補給弁、充てんポンプ及び燃料取替用水ピットは、原子炉周辺建屋内の原子炉トリップしゃ断器又は制御建屋内の原子炉安全保護計装盤及び原子炉格納容器内の制御棒クラスタと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

#### 6.8.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは、独立して信号を発信することができる設計とする。

また、制御棒クラスタ及び原子炉トリップしゃ断器は、しゃ断器操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系

統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉出力抑制に使用する A T W S 緩和設備は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう系統から分離が可能な設計とする。原子炉トリップ信号が原子炉安全保護系設備より正常に発信した場合は、不必要な信号の発信を阻止できる設計とする。また、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水ピット、主蒸気管、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び蒸気発生器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ほう酸水注入に使用するほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入ライン補給弁、ほう酸タンク、充てんポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器及び燃料取替用水ピットは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

### 6.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

手動による原子炉緊急停止として使用する原子炉トリップスイッチは、設計基準事故対処設備の原子炉手動停止機能と兼用しており、中央制御室での操作を可能とするため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

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として使用する A T W S 緩和設備は、重大事故等時に「蒸気発生器水位低」の原子炉トリップ信号の計装誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

A T W S 緩和設備の作動による主蒸気隔離弁の閉止に伴う 1 次冷却系の過圧のピークを抑えるために使用する加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、設計基準事故対処設備の 1 次冷却系の過圧防止機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、主蒸気隔離弁の閉止による 1 次冷却系の過圧防止に必要な放出流量に対して十分

であることを確認していることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

また、その後の1次冷却系を安定させるために使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水ピット、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び蒸気発生器は、設計基準事故対処設備の蒸気発生器2次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の補助給水流量及び蒸気流量が、主蒸気隔離弁の閉止による1次冷却系の過圧防止に必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認していることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉トリップに失敗した場合における原子炉を未臨界状態へ移行するためにほう酸水を炉心注入する設備として使用するほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てんポンプ及び燃料取替用水ピットは、設計基準事故時のほう酸水を1次冷却系に注入する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量、タンク容量及びピット容量が、原子炉トリップ失敗の場合に原子炉を未臨界状態とするために必要な注入流量、タンク容量及びピット容量に対して十分であることを確認していることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

#### 6.8.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

原子炉トリップスイッチは、重大事故等時における中央制御室内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

制御棒クラスタ、加圧器安全弁、蒸気発生器及び再生熱交換器は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

原子炉トリップしゃ断器、主蒸気安全弁、燃料取替用水ピット、ほう酸タンク、ほう酸フィルタ及び復水ピットは、重大事故等時における原子炉周辺建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

主蒸気管は、重大事故等時における原子炉格納容器内及び原子炉周辺建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

A T W S 緩和設備は、重大事故等時における制御建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

A T W S 緩和設備は、A T W S 緩和機能以外に、デジタル安全保護設備の共通要因故障対策の機能も有しているが、これらの回路は、それぞれハードウェアのみでシステムを構築した回路とすることにより、同一筐体内にあるが、他機能からの影響を考慮した設計とする。

主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入ライン補給弁及び充てんポンプは、重大事故等時における原子炉周辺建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

加圧器逃がし弁は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

#### 6.8.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉トリップスイッチを使用した手動による原子炉緊急停止は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

主蒸気隔離弁を使用した原子炉出力抑制を行う系統及び復水ピット、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を使用した1次冷却系の過圧防止を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入ライン補給弁及びほう酸タンクを使用したほう酸水注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。緊急ほう酸注入ライン補給弁及びほう酸ポンプは、中央制御室の制御

盤での操作が可能な設計とする。

充てんポンプ及び燃料取替用水ピットを使用したほう酸水注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。充てんポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

### 6.8.3 主要設備及び仕様

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の主要設備及び仕様は第 6.8.1 表のとおり。

### 6.8.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは、機能・性能の確認が可能なように、手動操作による原子炉トリップしゃ断器開放ができる設計とする。手動による原子炉緊急停止に使用する制御棒クラスタは、機能・性能の確認が可能なように、動作確認ができる設計とする。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップしゃ断器は、機能・性能の確認が可能なように、試験装置を接続し動作の確認ができる設計とする。

原子炉出力抑制に使用する A T W S 緩和設備は、運転中に機能・性能の確認が可能なように、模擬入力によるロジック回路動作確認が可能な設計とする。この場合、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系統の不必要な動作が発生しない設計とする。また、特性の確認が可能なように、模擬入力による校正及び設定値確認ができる設計とする。

原子炉出力抑制に使用する系統（主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水ピット、加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器及び主蒸気管）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポン

プ、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

復水ピットは、外観の確認が可能な設計とする。

蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

原子炉出力抑制に使用する系統（加圧器安全弁及び主蒸気安全弁）は、通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁は、分解が可能な設計とする。

ほう酸水注入に使用する系統（ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入ライン補給弁、ほう酸タンク、充てんポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器及び燃料取替用水ピット）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

ほう酸フィルタは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。

また、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入ライン補給弁及び充てんポンプは、分解が可能な設計とする。

再生熱交換器は、機能・性能の確認ができる設計とする。また、構造については、応力腐食割れ対策、伝熱管の摩耗対策により健全性が確保でき、開放が不要な設計であることから、外観の確認が可能な設計とする。

ほう酸タンク及び燃料取替用水ピットは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。ほう酸タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。また、燃料取替用水ピットは、外観の確認が可能な設計とする。

## 6.9 圧縮空気設備

### 6.9.1 制御用空気設備

#### (1) 概要

制御用空気設備は、制御用空気圧縮機、制御用空気だめ、制御用空気乾燥器、制御用空気供給配管、弁及び計装等より構成し、原子炉格納容器内、原子炉補助建屋内、タービン建屋内等に設置されている空気作動弁、制御器、計測器等に清浄で乾燥した圧縮空気を供給する。

制御用空気系統の系統構成を第6.9.1図に示す。

#### (2) 設計方針

- a. 制御用空気圧縮機の電源は非常用母線から供給し、トレインを分離して多重性を持たせる。
- b. 安全上重要な系統に接続する制御用空気供給配管は、2系統の供給母管より構成し、互いに分離し得る設計とする。
- c. 制御用空気設備は、後備用として所内用空気設備からも空気を供給できるように設計する。

#### (3) 主要設備の仕様

制御用空気設備の主要設備の仕様を第6.9.1表に示す。

#### (4) 主要設備

制御用空気圧縮機は、清浄な圧縮空気を供給するために、無給油方式を採用する。制御用空気圧縮機は100%容量のものを2台設置する。

#### (5) 評価

- a. 制御用空気圧縮機の電源はトレイン分離された2つの非常用母線から供給される。
- b. 安全上重要な系統への制御用空気は、分離された2系統の母管から供給される。

#### (6) 試験検査

制御用空気設備は、常時運転している設備であるので中央制御室等でその運転状態を監視できる。また、停止中の制御用空気圧縮機については、定期的に作動試験を行うことができる。

## 6.9.2 所内用空気設備（3号及び4号炉共用）

### (1) 概要

所内用空気設備は、原子炉格納容器内、原子炉補助建屋内、タービン建屋内等の必要箇所に圧縮空気を供給する。所内用空気圧縮機出口には所内用空気だめを設置する。

### (2) 設計方針

- a. 所内用空気圧縮機は、無給油方式とする。
- b. 所内用空気設備は、制御用空気設備へ空気を供給できるように設計する。
- c. 所内用空気が必要な箇所には、ホース接続端を設ける。

### (3) 主要設備の仕様

所内用空気設備の主要設備の仕様を第6.9.2表に示す。

### (4) 主要設備

所内用空気設備は、清浄な空気を供給するため、無給油方式を採用する。所内用空気設備は約33%容量のものを3台設置する。

### (5) 評価

- a. 所内用空気設備は、清浄な空気を必要な箇所に供給できる。
- b. 所内用空気設備は、制御用空気設備へ空気を供給できるよう発生空気圧力を制御用空気と同圧とし、弁を介して制御用空気系統と連絡する。

## 6.10 制御室

### 6.10.1 通常運転時等

#### 6.10.1.1 中央制御室

##### 6.10.1.1.1 概要

プラントの運転に必要な監視及び操作装置を、集中化し、設置するための中央制御室を設け、同室内に中央制御盤等を設置する。

##### 6.10.1.1.2 設計方針

中央制御室及び中央制御盤は、以下の方針を満足するように設計する。

- (1) 原子炉施設の通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の対応に必要な計測制御装置を、中央制御盤上で集中監視及び制御が行えるように設計する。
- (2) 中央制御盤の配置及び操作器具の盤面配置等については人間工学的な操作性を考慮し設計する。また、中央制御室にて同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失及び外部火災に伴うばい煙や有毒ガス、降下火砕物並びに有毒ガス）を想定しても安全施設を容易に操作することが可能なように設計する。
- (3) 原子炉施設に影響を及ぼす可能性があると思定される自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握することができる設計とする。
- (4) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」を満足するように、1次冷却系統に係る原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下しないようするとともに、運転員の過度の放射線被ばくも考慮することで、従事者が支障なく中央制御室に入れるとともに、一定期間中央制御室内にとどまって所要の操作及び措置をとることができる設計とする。

- (5) 中央制御室は、必要な操作盤については個別に設置し、共用により運転操作に支障をきたさないよう設計する。また、中央制御室は同一スペースを共用することにより、プラントの状況や運転員の対応状況等の情報を共有しつつ、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることができるよう居住性にも配慮した上で、安全性が向上する設計とする。
- (6) 室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

#### 6.10.1.1.3 主要設備の仕様

中央制御室

個 数 主盤、補助盤、プラント計算機等 1式

#### 6.10.1.1.4 主要設備

##### (1) 中央制御盤

中央制御盤は、原子炉制御設備、プロセス計装設備、原子炉保護設備、工学的安全施設、タービン設備、電気設備等の計測制御装置を設けた主盤、補助盤等で構成し、プラントの通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に必要な操作器、指示計、記録計、CRT表示装置、警報装置等を運転員の操作性及び人間工学的観点からの考慮をして設置する。

なお、中央制御盤は盤面機器（操作器、指示計、警報表示）をシステムごとにグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコード化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における運転員の誤操作の防止及び操作が容易にできるものとする。

##### (2) プラント計算機

中央制御盤におけるプラントの状態把握を行うため、所要の処

理能力及び記憶容量を有するプラント計算機を設け、主にプロセス計装からの信号を入力し、圧力、温度、流量、放射能レベル等の印字及び画面表示を行う。

### (3) 中央制御室

中央制御室（3号及び4号炉共用）は、原子炉補助建屋内に設置し、1次冷却系統に係る原子炉施設の損壊又は故障が発生した場合に、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるよう、これに連絡する通路及び出入りするための区域を多重化するとともに、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行うことができる設計とする。

中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。

そのために、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド（平成29年4月5日原規技発第1704052号原子力規制委員会決定）」（以下「有毒ガス評価ガイド」という。）を参照し、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室等から半径10km以内にある敷地外の固定源並びに可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。また、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、貯蔵容器すべてが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう設計する。

可動源に対しては、「10.12 通信連絡設備」に記載する通信連

絡設備による連絡、中央制御室空調装置の隔離、防護具の着用等により運転員を防護できる設計とする。

有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、必要に応じて保守管理及び運用管理を適切に実施する。

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、運転員が過度の被ばくを受けないように施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される 100mSv を下回るように遮蔽を設ける。

換気系は他と独立して設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし運転員を内部被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。また、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度も活動に支障のない範囲であることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

中央制御室は、原子炉施設に影響を及ぼす可能性があるとして想定される自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握するため遠隔操作及び暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

中央制御室は、当該操作が必要となる理由となった事象により有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失及び外部火災に伴うばい煙や

有毒ガス、降下火砕物並びに有毒ガス)を想定しても、適切な措置を講じることにより運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作することができるものとする。

また、現場操作が必要な添付書類十の設計基準事故(蒸気発生器伝熱管破損)時の操作場所である主蒸気・主給水管室においても、環境条件(地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失及び外部火災に伴うばい煙や有毒ガス、降下火砕物)を想定しても容易に操作ができるとともに、操作に必要な照明(アクセスルート上の照明を含む。)は、内蔵の蓄電池からの給電により外部電源喪失時においても点灯を継続する。

さらに、その他の安全施設の操作等についても、プラントの安全上重要な機能に障害をきたすおそれのある機器や外部環境に影響を与えるおそれのある現場弁等に対して、色分けによる識別管理及び施錠管理により誤操作を防止する。

想定される環境条件及びその措置は以下のとおり。

#### (地震)

中央制御室及び中央制御盤は、原子炉補助建屋(耐震Sクラス)内に設置し、基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しないものとする。また、運転員机、制御盤に手摺を設置し、地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じる。

#### (内部火災)

中央制御室に消火器を設置するとともに、火災が発生した場合の運転員の対応を規定類に定め、運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。また、中央制御室盤内に固定式のエアロゾル消火設備を設置するとともに、火災が発生した場合には高感度煙感知器により火災を感知し、固定式のエアロゾル消火設備により消火を行うことを規

定類に定めることで速やかな消火を可能とし、容易に操作することができる設計とする。

(内部溢水)

中央制御室周りには、地震時に溢水源となる機器を設けない設計とする。なお、中央制御室周りの消火作業については、中央制御室に影響を与えない消火方法とすることにより、溢水による影響を与えず、中央制御室にて容易に操作することができる設計とする。

(外部電源喪失)

運転操作に必要な照明は、地震、竜巻・風（台風）、積雪、落雷、外部火災及び降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機が起動することにより操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作できるものとする。また、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間においても、蓄電池内蔵の照明設備により運転操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作できるものとする。

(ばい煙等による中央制御室内環境の悪化)

中央制御室外の火災により発生するばい煙や有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作環境の悪化を想定しても、中央制御室空調装置の外気取入を手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることにより、運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。

(有毒ガス)

有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下することなく、1次冷却系統に係る原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合所要の操作及び措置をとることができる設計とする。

なお、原子炉施設の外の状況を把握するため、以下の設備を設置する。

a. 監視カメラ

想定される自然現象等（地震、津波、洪水、風（台風）・竜巻通過後の設備周辺における飛散状況、降水、積雪、落雷、地滑り、降下火砕物、火災、飛来物）に加え発電所構内の状況（海側、山側）を昼夜にわたり把握するために屋外に暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

b. 気象観測設備等

津波、風（台風）、竜巻等による発電所構内の状況の把握に有効なパラメータ（潮位、風向・風速等）を入手するために、気象観測設備等を設置する。

c. F A X 等

公的機関からの地震、津波、竜巻、雷雨、降雨予報、天気図、台風情報等を入手するために、中央制御室に F A X、テレビ、ラジオ等を設置する。

#### 6.10.1.1.5 評価

中央制御室には、中央制御盤を設置し、プラントの通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に必要な監視、制御及び操作を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運転員が中央制御室に接近し、とどまり、事故対策操作が可能であるような不燃設計、難燃設計、遮へい設計及び換気設計としている。

想定される有毒ガスの発生を考慮しても、固定源に対しては、評価条件を防液堤等の設置状況を踏まえて設定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回り、可動源に対しては中央制御室空調装置の隔離等の対策により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計がなされている。

事故時における中央制御室への接近時の被ばく線量は、中央制御室にとどまって必要な操作を行う場合の被ばく線量を加えても、緊急作業に係る許容被ばく線量を下回る。

また、原子炉施設間の共用によって原子炉の安全性に支障を来さない設計としている。

#### 6.10.1.1.6 手順等

- (1) 手順に基づき、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、中央制御室内の酸素濃度、二酸化炭素濃度を測定する。
- (2) 手順に基づき、監視カメラ及び気象観測設備等により原子炉施設の外の状況を把握するとともに、FAX等により公的機関から必要な情報を入手する。
- (3) 監視カメラ、気象観測設備等に要求される機能を維持するため、適切な保守管理を実施するとともに、故障時においては補修を行う。
- (4) 酸素濃度計、二酸化炭素濃度計等の保守管理及び運転に関する教育を行う。
- (5) 手順に基づき、「10.12 通信連絡設備」に記載する通信連絡設備による連絡、中央制御室空調装置の隔離、防護具の着用等により、中央制御室内の運転員の対処能力を確保する。

#### 6.10.1.2 中央制御室外原子炉停止装置

##### 6.10.1.2.1 概要

火災その他の異常な状態により、中央制御室が使用できない場合において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。

##### 6.10.1.2.2 設計方針

- (1) 火災その他の異常な状態により、中央制御室が使用できない場合には、中央制御室外原子炉停止装置を設け、中央制御室外の適切な場所から原子炉を停止し、高温停止状態に直ちに移行し、その後、原子炉を低温停止状態に導き維持することができる設計とする。

- (2) 高温停止時に、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連絡設備を設ける。

#### 6.10.1.2.3 主要設備の仕様

中央制御室外原子炉停止設備の主要設備の仕様を第 6.10.1.1 表に示す。

#### 6.10.1.2.4 主要設備

##### (1) 中央制御室外原子炉停止盤

原子炉を高温停止状態に維持し、必要に応じて低温停止状態に導くため、余熱除去、1次冷却材の温度制御、圧力制御、体積制御、ほう酸補給等が必要となるが、それらに必要な機器のうち原子炉の高温停止時に、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場所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、必要最小限のパラメータの監視も行えるようにする。

原子炉トリップは、制御棒駆動装置電源室で原子炉トリップ遮断器を開くか又は現場でタービンを手動トリップすることにより行うことができる。

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、必要があれば適切な手順を用いて原子炉を低温停止状態に導くことができるようにする。

なお、盤に設置する主要操作器及び監視計器を第 6.10.1.1 表に示す。

##### (2) 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。

### (3) 通信連絡設備

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、通信連絡設備を設ける。

#### 6.10.1.2.5 評価

- (1) 火災その他の異常な状態により、中央制御室が使用できない場合には、中央制御室外の適切な場所から原子炉を停止し、高温停止状態に直ちに移行し、その後、原子炉を低温停止状態に導き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、高温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連絡設備を設けている。

#### 6.10.1.2.6 試験検査

中央制御室外原子炉停止装置は、定期的に試験を行うことができる。

### 6.10.2 重大事故等時

#### 6.10.2.1 概要

中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

中央制御室（重大事故等時）概略系統図を第 6.10.2.1 図から第 6.10.2.3 図に示す。

#### 6.10.2.2 設計方針

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、中央制御室遮蔽及び

補助建屋換気空調設備のうち中央制御室空調装置の中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに可搬型照明（S A）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。また、代替電源として空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーを使用する。

重大事故等時において、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。中央制御室遮蔽は、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置及び中央制御室遮蔽の機能とあわせて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。照明については、可搬型照明（S A）により確保できる設計とする。中央制御室空調装置及び可搬型照明（S A）は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・中央制御室遮蔽（3号及び4号炉共用）
- ・中央制御室非常用循環ファン（3号及び4号炉共用）

- ・中央制御室空調ファン（3号及び4号炉共用）
- ・中央制御室循環ファン（3号及び4号炉共用）
- ・中央制御室非常用循環フィルタユニット（3号及び4号炉共用）
- ・可搬型照明（S A）（3号及び4号炉共用）
- ・酸素濃度計（3号及び4号炉共用）
- ・二酸化炭素濃度計（3号及び4号炉共用）
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）
- ・重油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、補助建屋換気空調設備のうち中央制御室空調装置の中央制御室空調ユニット及びディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電機の詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。また、以下の重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）を設ける。

重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、可搬型照明（S A）、空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーを使用する。照明については、可搬型照明（S A）により確保できる設計とする。

身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう考慮する。

可搬型照明（S A）は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電

源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型照明（S A）（3号及び4号炉共用）
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）
- ・重油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するための設備として以下の重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）を設ける。

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として、アニュラス空気浄化設備のアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット、窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）を使用する。また、代替電源設備として空冷式非常用発電装置を使用する。

アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させた後排出することで放射性物質の濃度を低減する設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。また、アニュラス空気浄化系の弁はディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置

により電磁弁を開放することで制御用空気設備の窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）により開操作できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・アニュラス空気浄化ファン
- ・アニュラス空気浄化フィルタユニット
- ・窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）
- ・可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）
- ・重油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。格納容器空調装置を構成する排気筒は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、アニュラス空気浄化ファンの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

#### 6.10.2.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室空調装置は、多重性をもったディーゼル発電機から給電でき、系統として多重性を持つ設計とする。また、共用することにより号炉間においても多重性を持つ設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン及び可搬型照明（S A）は、設計基準事故対処設備と

しての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

#### 6.10.2.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮蔽は、原子炉補助建屋と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、ダンパ操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の居住性の確保及び汚染の持ち込み防止に使用する可搬型照明（SA）は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用するアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット及び排気筒は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用する窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 6.10.2.2.3 共用の禁止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室及び中央制御室遮蔽は、プラントの状況に応じた運転員の相互融通等を考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。スペースの共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで、安全性の向上が図れることから、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。

各号炉の監視・操作盤は、共用によって悪影響を及ぼさないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号炉の監視・操作中に、他方の号炉のプラント監視機能が喪失しない設計とする。

中央制御室の換気空調系は、重大事故等時において中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットを電源復旧し使用するが、共用により自号炉の系統だけでなく他号炉（3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）の系統も使用することで、安全性の向上が図れることから、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。

3号炉及び4号炉それぞれの系統は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。

#### 6.10.2.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、重大事故等時に運転員の内部被ばくを防止するために必要な浄化機能に対して、設計基準事故対処設備としてのフィルタユニットが持つ浄化能力を使用することにより達成できることを確認した上で、同仕様で設計する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを3号炉及び4号炉共用で1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検のバックアップ用の2個（3号及び4号炉共用）を含めて合計3個（3号及び4号炉共用）を分散して保管する設計とする。

可搬型照明（SA）は、重大事故等時に中央制御室の制御盤での操作に必要な照度を有するものを3号炉及び4号炉共用で6個、重大事故等時に身体サーベイ及び作業服の着替え等に必要な照度を有するものを3号炉及び4号炉共用で2個使用する。保有数は、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1個（3号及び4号炉共用）を含めて合計9個（3号及び4号炉共用）を分散して保管する設計とする。

炉心の著しい損傷により発生した放射性物質が、原子炉格納容器外に漏えいした場合において、放射性物質の濃度を低減するために使用するアニュラス空気浄化ファンは、設計基準事故対処設備のアニュラス空気浄化設備と兼用しており、原子炉格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度を低減するために必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。アニュラス空気浄化フィルタユニットは、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が、原子炉格納容器から漏えいする空気中の放射

性物質の濃度を低減するために必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）は、供給先のアニュラス浄化排気弁等が空気作動式であるため、弁全開に必要な圧力を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数及びリークしないことを考慮した容量に対して十分な容量を有したものを3号炉及び4号炉それぞれで窒素ポンベ10本（A系統5本、B系統5本）、可搬式空気圧縮機2台（A系統1台、B系統1台）を使用する。保有数は3号炉及び4号炉それぞれで窒素ポンベ10本（A系統5本、B系統5本）、可搬式空気圧縮機2台（A系統1台、B系統1台）、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として3号炉及び4号炉それぞれで窒素ポンベ2本（A系統1本、B系統1本）、可搬式空気圧縮機1台、あわせて3号炉及び4号炉それぞれで窒素ポンベ12本、可搬式空気圧縮機3台の合計窒素ポンベ24本、可搬式空気圧縮機6台を保管する設計とする。

#### 6.10.2.2.5 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

中央制御室遮蔽は、コンクリート構造物として原子炉補助建屋と一体であり、建屋として重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

可搬型照明（S A）は、中央制御室内及び原子炉補助建屋内に保

管及び設置するため、重大事故等時における中央制御室内及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室並びに身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画で可能な設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内で保管及び使用するため、重大事故等時における中央制御室内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

アニュラス空気浄化ファンは、重大事故等時におけるアニュラス部の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

アニュラス空気浄化フィルタユニットは、重大事故等時におけるアニュラス部の環境条件を考慮した設計とする。

窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）は、原子炉周辺建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉周辺建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

排気筒は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

#### 6.10.2.2.6 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室空調装置の運転モード切替えは、中央制御室換気空調系隔離信号による自動動作のほか、中央制御室の制御盤での手動切替操作も可能な設計とする。中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。また、中央制御室空調装置の空気作動ダンパは、一般的に使用される工具を用いて人力で開操作が可能な構造とする。

酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型照明（S A）は、汎用

品を用いる等容易かつ確実に操作ができる設計とする。

アニュラス空気浄化ファンを使用した放射性物質の濃度低減を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）を使用したアニュラス浄化排気弁等への代替空気供給を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）の出口配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続方法による接続とし、確実に接続できる設計とする。また、3号炉及び4号炉で同一形状とする。窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）の接続口は、ポンベ取付継手による接続とし、3号炉及び4号炉の窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用及び代替制御用空気供給用）の取付継手は同一形状とする。また、窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）の接続口は、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。

#### 6.10.2.3 主要設備及び仕様

中央制御室の主要設備及び仕様は第 6.10.2.1 表及び第 6.10.2.2 表のとおり。

#### 6.10.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮蔽は、主要部分の断面寸法が確認できる設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する系統（中央制御室（気

密性)、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニット)は、通常ラインにて機能・性能確認が可能な系統設計とする。

また、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、分解が可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、特性の確認が可能なように、標準器等による校正ができる設計とする。

中央制御室の居住性の確保及び汚染の持ち込み防止に使用する可搬型照明(SA)は、バッテリー容量の確認が可能なように、点灯状態の継続により機能・性能の確認ができる設計とする。

アニュラス部からの放射性物質の濃度低減に使用する系統(アニュラス空気浄化ファン及びアニュラス空気浄化フィルタユニット)は、多重性のある試験系統により独立して機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

アニュラス空気浄化ファンは、分解が可能な設計とする。

アニュラス空気浄化フィルタユニットは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。よう素フィルタは、フィルタ取り外しができる設計とする。

排気筒は、外観の確認が可能な設計とする。

アニュラス部からの放射性物質の濃度低減に使用する窒素ボンベ(代替制御用空気供給用)及び可搬式空気圧縮機(代替制御用空気供給用)は、代替制御用空気供給用配管への空気供給により、アニュラス空気浄化系の弁の開閉試験が可能な設計とする。窒素ボンベ(代替制御用空気供給用)及び可搬式空気圧縮機(代替制御用空気供給用)は規定圧力が確認できる設計とする。

また、外観の確認が可能な設計とする。

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パラメータ

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) 復水ピット水位
燃料取替用水系計装	燃料取替用水ピット水位
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
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	4
計	測	範
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
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	4
計	測	範
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
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	2
計	測	範
測	範	囲
		0～20.6MPa[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
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	2
計	測	範
測	範	囲
		0～100%

(5) 原子炉水位

個	数	1
計	測	範
測	範	囲
		0～100%

(6) 高圧注入流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	2
計測範囲		0～400m <sup>3</sup> /h

(7) 余熱除去流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	2
計測範囲		0～1,300m <sup>3</sup> /h

(8) 恒設代替低圧注水積算流量

個	数	1
計測範囲		0～160m <sup>3</sup> /h（積算：0～10,000m <sup>3</sup> ）

(9) 格納容器スプレイ積算流量

個	数	1
計測範囲		0～1,700m <sup>3</sup> /h（積算：0～10,000m <sup>3</sup> ）

(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
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	2
計測範囲		0～220℃

(11) 格納容器圧力（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	2
計測範囲		－50～450kPa[gage]

(12) AM用格納容器圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 1  
計 測 範 囲 0～1.5MPa[gage]

(13) 格納容器再循環サンプル水位（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・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ル水位（狭域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 2  
計 測 範 囲 0～100%

(15) 原子炉格納容器水位

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) 格納容器内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
- ・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) 格納容器内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
- ・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。

- ・炉外核計装
- ・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）
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。

- ・炉外核計装
- ・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) 中性子源領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

- ・炉外核計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	2
計測範囲		1～ $10^6 \text{cps}$

(22) 蒸気発生器水位（狭域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	8
計測範囲		0～100%

(23) 蒸気発生器水位（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
  - ・計装設備（重大事故等対処設備）
- |      |   |        |
|------|---|--------|
| 個    | 数 | 4      |
| 計測範囲 |   | 0～100% |

(24) 蒸気発生器補助給水流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
  - ・計装設備（重大事故等対処設備）
- |      |   |                        |
|------|---|------------------------|
| 個    | 数 | 4                      |
| 計測範囲 |   | 0～210m <sup>3</sup> /h |

(25) 主蒸気圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
  - ・計装設備（重大事故等対処設備）
- |      |   |                |
|------|---|----------------|
| 個    | 数 | 8              |
| 計測範囲 |   | 0～9.0MPa[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
  - ・計装設備（重大事故等対処設備）
- |      |   |        |
|------|---|--------|
| 個    | 数 | 2      |
| 計測範囲 |   | 0～100% |

(27) 燃料取替用水ピット水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
  - ・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
  - ・計装設備（重大事故等対処設備）
- |      |   |        |
|------|---|--------|
| 個    | 数 | 2      |
| 計測範囲 |   | 0～100% |

(29) 復水ピット水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
  - ・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（SPDS）

（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所
  - ・通信連絡設備
  - ・計装設備（重大事故等対処設備）
- |   |   |    |
|---|---|----|
| 個 | 数 | 一式 |
|---|---|----|

(31) SPDS表示装置（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所
  - ・通信連絡設備
  - ・計装設備（重大事故等対処設備）
- |   |   |    |
|---|---|----|
| 個 | 数 | 一式 |
|---|---|----|

第6.4.2表 計装設備（可搬型）の設備仕様

(1) 可搬型格納容器水素ガス濃度

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) 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 0～1.6MPa[gage]

(3) 可搬型温度計測装置

個 数 3<sup>※1</sup>（予備 1）

計 測 範 囲 0～200℃

※1 格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）用

(4) 可搬型計測器

個 数 40（3号及び4号炉共用の予備 40）

計 測 範 囲 —<sup>※1</sup>

※1 計測範囲については、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、換算表を用いて工学値に換算する。

第6.4.3表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（1/5）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	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
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材高温側温度（広域）※1	4	0～400℃	最大値：約 342℃	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）がやや低めの値を示すものの、炉心損傷を判断する時点（350℃）において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。	4
	1次冷却材低温側温度（広域）※1	4	0～400℃	最大値：約 340℃		
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却材圧力※1	2	0～20.6MPa [gage]	最大値：約 17.8MPa [gage]	1次系最高使用圧力（17.16 MPa [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	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位※1	2	0～100%	最大値：約 85% 最小値：0%以下 (注1)	原子炉圧力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次冷却系保水有を制御し、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
	原子炉水位※1	1	0～100%	最大値：100% 最小値：0%		
	1次冷却材圧力※2	原子炉圧力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	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
原子炉圧力容器への注水量	高圧注入流量	2	0～400m <sup>3</sup> /h	320 m <sup>3</sup> /h	高圧注入ポンプの流量（320m <sup>3</sup> /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。 余熱除去ポンプの流量（1,250m <sup>3</sup> /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。 重大事故等時において、恒設代善低圧注水ポンプによる原子炉圧力容器への注水流量（130m <sup>3</sup> /h）を監視可能。	1
	余熱除去流量※1	2	0～1,300m <sup>3</sup> /h	1,250 m <sup>3</sup> /h		
	恒設代善低圧注水積算流量	1	0～160 m <sup>3</sup> /h (0～10,000 m <sup>3</sup> )	— (注2)		
原子炉圧力容器への注水量	燃料取替用水ビット水位※2 復水ビット水位※2 加圧器水位※2 原子炉水位※2	水源の確保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	原子炉圧力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	原子炉格納容器内の水位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	原子炉圧力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	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				

第6.4.3表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（2/5）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	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	格納容器スプレイ積算流量※1	1	0~1,700m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—（注2）	重大事故等時において、格納容器スプレイポンプの流量（1,640m <sup>3</sup> /h）を監視可能。	1
	恒設代替低圧注水積算流量				原子炉圧力容器内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、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器への注水流量（130m <sup>3</sup> /h）を監視可能)	
原子炉格納容器内の注水量	燃料取替用水ビット水位※2 復水ビット水位※2				水源の確保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	高圧注入流量 余熱除去流量				原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ	
	格納容器内温度	2	0~220℃	最大値：132℃	設計基準事故時の格納容器最高使用温度（144℃）を監視可能。 重大事故等時の格納容器最高温度（約144℃）を監視可能。	1
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力（広域）※2 AM用格納容器圧力※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	
	格納容器圧力（広域）※1 AM用格納容器圧力※1	2 1	-50~450kPa [gagel] 0~1.5MPa [gagel]	最大値：約308kPa [gagel] —（注2）	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力（390kPa[gagel]）を監視可能。 設計基準事故時の格納容器最高使用圧力（390kPa[gagel]）を監視可能。 重大事故等時の格納容器最高使用圧力の2倍の圧力（0.780MPa[gagel]）を監視可能。	1 1
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（56%）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（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48%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。	
原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器水位※1	1	ON-OFF	—（注2）	重大事故等時において、原子炉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 燃料取替用水ビット水位※2 復水ビット水位※2	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。 水源の確保を監視するパラメータと同じ	
格納容器スプレイ積算流量	格納容器スプレイ積算流量※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	
	恒設代替低圧注水積算流量※2				原子炉圧力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、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器への注水流量（130m <sup>3</sup> /h）を監視可能。)	

第6.4.3表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（3/5）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	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 水素濃度	可搬型格納容器水素ガス濃度	1	0~20vol%	—（注2）	重大事故等時において、水素濃度 13vol%を監視可能。	—
	格納容器内高レンジエリアモニタ （低レンジ）※1	2	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	$10^5 \text{ mSv/h}$ 以下 （注3）	炉心損傷判断の値である $10^5 \text{ mSv/h}$ を超える放射線量を監視可能。格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）と格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）は計測範囲をオーバーラップするよう設定。	—
	格納容器内高レンジエリアモニタ （高レンジ）※1	2	$10^3 \sim 10^6 \text{ mSv/h}$			—
原子炉格納 容器内の 放射線量率	出力領域中性子束※1	4 ※3	0~120% $(3.3 \times 10^5 \sim 1.2 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec})$	定格出力の約 35 倍 （注4）	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※1	2	$10^{11} \sim 5 \times 10^3 \text{ A}$ $(1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec})$	設計基準事故 （制御棒飛び出し）	「中間領域中性子束」ならびに「中性子源領域中性子束」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。	—
	中性子源領域中性子束※1	2	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ $(10^{11} \sim 10^5 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec})$		通常運転時の変動範囲 $10^{11} \sim$ 約 $10^3 \text{ A}$ に対し、 $10^{11} \sim 5 \times 10^3 \text{ A}$ を監視可能。	—
未臨界の 維持又は 監視	1 次冷却材高温側温度（広域）※2				原子炉圧力容器内の温度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					
	ほう酸タンク水位※3				水源の確保を監視するパラメータと同じ	
アニュラス 内の水素濃 度	アニュラス水素濃度	2	0~20vol%	—（注2）	重大事故等時において、変動範囲（0~1vol%）を監視可能。	—
	可搬型格納容器水素ガス濃度※2				原子炉格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ	
	格納容器内高レンジエリアモニタ （高レンジ）※2	2	原子炉格納容器内の放射線量を 監視するパラメータと同じ		重大事故等時の原子炉格納容器内の線量率は、 $10^5 \text{ mSv/h}$ 以下であり監視可能。	—

第6.4.3表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（4／5）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	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	
	蒸気発生器水位（狭域）※1	8	0～100%	最大値：100%以上 （注5） 最小値：0%以下 （注6）	潤分離器下端から伝熱管上端まで監視可能。「蒸気発生器水位（広域）」と相まって、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。	4
	蒸気発生器水位（広域）※1	4	0～100%	最大値：100%以上 （注5） 最小値：0%以下 （注6）	潤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）	4
	蒸気発生器補助給水流量※1	4	0～210 m <sup>3</sup> /h	140 m <sup>3</sup> /h	補助給水流量（140m <sup>3</sup> /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	4
最終 ヒート シンク の確保	主蒸気圧力※1	8	0～9.0MPa [gauge]	最大値：約8.4 MPa [gauge]	2次系最高使用圧力（8.17MPa[gauge]）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	4
	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	0～1.6MPa [gauge]	—（注2）	原子炉補機冷却水サージタンクの加圧目標0.3MPa[gauge]を監視可能。	—
	可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット） 入口温度/出口温度（S.A.用）※1	3 ※4	0～200℃を計測可能 （汎用温度計）	—（注2）	設計基準時事故時の格納容器最高使用温度（144℃）を監視可能。 重大事故等時の格納容器温度（約144℃）を監視可能。	3
	AM用格納容器圧力※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				原子炉圧力容器内の温度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				原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ	
	復水ピット水位※2				水源の確保を監視するパラメータと同じ	

第6.4.3表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（5 / 5）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	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	蒸気発生器水位（狭域）※1 蒸気発生器水位（広域）※2 主蒸気圧力※1 蒸気発生器補助給水流量※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				原子炉圧力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				原子炉圧力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				原子炉圧力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	
	燃料取替用水ピット水位	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。	1
	復水ピット水位	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	
	格納容器スプレィ積算流量※2 高圧注入流量※2 余熱除去流量※2 恒設代替低圧注水積算流量※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	
水源の 確保	蒸気発生器補助給水流量※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 中性子源領域中性子束※2				未飽界の維持又は監視をするパラメータと同じ	

※1：重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ、※2：重要代替パラメータ、※3：上部と下部の中性子束平均値、※4：入口用1個、出口用2個  
 (注1) 計測範囲を一時的に超えるが、このときには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。  
 (注3) 炉心損傷判断の値は、10<sup>1</sup>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4) 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に影響はない。  
 (注5) 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6) 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7) 蒸気発生器水位（広域）下端を一時的に下回る重大事故等時の事象であるが、下回っている又はその恐れがあることを監視可能。

第6.4.4表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (1 / 16)

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材高温側温度 (広域)	①主要パラメータの他ループ ②1次冷却材低温側温度 (広域) ③〔炉心出口温度〕	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1次冷却材高温側温度 (広域) の1ループが故障した場合は、他ループの1次冷却材高温側温度 (広域) により推定する。</li> <li>・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。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、原子炉圧力容器内の温度を推定する。</li> </ul>
	1次冷却材低温側温度 (広域)	①主要パラメータの他ループ ②1次冷却材高温側温度 (広域) ③〔炉心出口温度〕	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1次冷却材低温側温度 (広域) の1ループが故障した場合は、他ループの1次冷却材低温側温度 (広域) により推定する。</li> <li>・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。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、原子炉圧力容器内の温度を推定する。</li> </ul>
	〔炉心出口温度〕	①主要パラメータの他検出器 ②1次冷却材高温側温度 (広域) ③1次冷却材低温側温度 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心出口温度 (多様性拡張設備) の1つの検出器が故障した場合は、他検出器の炉心出口温度 (多様性拡張設備) により推定する。</li> <li>・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) により推定する。推定は、炉心出口のより直接的なパラメータである1次冷却材高温側温度 (広域) を優先する。</li> </ul>

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (2 / 16)

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却材圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②〔加圧器圧力 (CRT)〕 ③1次冷却材高温側温度 (広域) ④1次冷却材低温側温度 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、他チャンネルの1次冷却材圧力により推定する。</li> <li>1次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、使用可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力 (CRT) (多様性拡張設備) にて推定する。また、原子炉圧力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) により原子炉圧力容器内の圧力を推定する。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。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることがある。</li> </ul>
	〔加圧器圧力 (CRT)〕	①主要パラメータの他チャンネル ②1次冷却材圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>加圧器圧力 (CRT) (多様性拡張設備) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの加圧器圧力 (CRT) (多様性拡張設備) により推定する。</li> <li>加圧器圧力 (CRT) (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、測定範囲が広い1次冷却材圧力により原子炉圧力容器内の圧力を推定する。</li> </ul>
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 ③〔サブクール度 (CRT)〕 ④1次冷却材圧力 ⑤1次冷却材高温側温度 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> <li>加圧器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの加圧器水位により推定する。(多様性拡張設備を含む)</li> <li>加圧器水位の計測が困難となった場合は、原子炉水位により原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、サブクール度 (CRT) (多様性拡張設備)、1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度 (広域) により原子炉圧力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、原子炉圧力容器内の水位が炉心以上で冠水状態であることを確認する。</li> <li>また、推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測している原子炉水位を優先するが、加圧器の下部に位置しているため、加圧器水位の測定範囲を考慮する。</li> </ul>
	原子炉水位	①加圧器水位 ②〔サブクール度 (CRT)〕 ③1次冷却材圧力 ④〔炉心出口温度〕 ⑤1次冷却材高温側温度 (広域) ⑥1次冷却材低温側温度 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位の計測が困難となった場合は、加圧器水位により、原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、サブクール度 (CRT) (多様性拡張設備)、1次冷却材圧力、炉心出口温度 (多様性拡張設備)、1次冷却材高温側温度 (広域) 及び1次冷却材低温側温度 (広域) により原子炉圧力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、原子炉圧力容器内の水位が炉心以上で冠水状態であることを確認する。</li> <li>また、推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測している加圧器水位を優先するが、原子炉水位の測定範囲の上部に位置しているため、原子炉水位の測定範囲を考慮する。</li> </ul>
	〔1次冷却系統水位〕	①1次冷却材高温側温度 (広域) ②1次冷却材低温側温度 (広域) ③〔余熱除去ポンプ吐出圧力〕	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却系統水位 (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) の変化及び余熱除去ポンプ吐出圧力 (多様性拡張設備) の傾向監視により原子炉圧力容器内の水位を推定する。</li> </ul>

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (3 / 16)

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧注入流量	① 主要パラメータの他チャンネル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの高圧注入流量により推定する。</li> <li>・ 高圧注入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ピット水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。</li> <li>また、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。</li> <li>・ 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。</li> </ul>
	余熱除去流量	<ul style="list-style-type: none"> <li>② 燃料取替用水ピット水位</li> <li>③ 加圧器水位</li> <li>④ 原子炉水位</li> <li>⑤ 格納容器再循環サンプ水位(広域)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの余熱除去流量により推定する。</li> <li>・ 余熱除去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ピット水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。</li> <li>また、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。</li> <li>・ 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。</li> </ul>
	恒設代替低圧注水種算流量	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 燃料取替用水ピット水位</li> <li>① 復水ピット水位</li> <li>② 加圧器水位</li> <li>③ 原子炉水位</li> <li>④ 格納容器再循環サンプ水位(広域)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 恒設代替低圧注水種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ピット水位、復水ピット水位及び加圧器水位または、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。</li> <li>・ 可搬型の仮設組立式水槽を水源とする場合及び復水ピットに淡水や海水を補給している場合は、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。</li> <li>・ LOCAが発生した場合においては、格納容器再循環サンプ水位(広域)の傾向監視により注水量を推定する。</li> </ul>

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（4/16）

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器への注水量	〔充てん水流量〕	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・充てん水流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、燃料取替用水ピット水位又は加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水ピット水位、注水先の加圧器水位の順で優先し使用する。また、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。</li> </ul>
	〔蓄圧タンク圧力〕	①1次冷却材圧力 ①1次冷却材低溫側温度（広域）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・蓄圧タンク圧力（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1次冷却材低溫側温度（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。</li> </ul>
	〔蓄圧タンク水位〕	①1次冷却材圧力 ①1次冷却材低溫側温度（広域）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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次冷却材低溫側温度（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。</li> </ul>
	〔AM用消火水積算流量〕	①余熱除去流量 ②加圧器水位 ③原子炉水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・AM用消火水積算流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、余熱除去流量又は、加圧器水位、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、原子炉压力容器への注水量を直接計測できる余熱除去流量を優先する。</li> </ul>

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (5 / 16)

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	格納容器スプレイ積算流量	①燃料取替用水ピット水位 ①復水ピット水位 ①格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・格納容器スプレイ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ピット水位、復水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水ピット水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。
	恒設代替低圧注水積算流量	①燃料取替用水ピット水位 ①復水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・恒設代替低圧注水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ピット水位、復水ピット水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水ピット水位及び復水ピット水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。 ・可搬型の仮設組立式水槽を水源とする場合及び復水ピットに淡水や海水を補給している場合は、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。
	高圧注入流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水ピット水位 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・高圧注入流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの高圧注入流量により推定する。 ・原子炉格納容器への注水量は、水源の燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水ピット水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。
	余熱除去流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水ピット水位 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・余熱除去流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの余熱除去流量により推定する。 ・原子炉格納容器への注水量は、水源の燃料取替用水ピット水位の水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水ピット水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。
	[格納容器スプレイ流量]	①燃料取替用水ピット水位 ①復水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・格納容器スプレイ流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、燃料取替用水ピット水位及び復水ピット水位又は格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水ピット水位又は復水ピット水位を優先する。
	[AM用消火水積算流量]	①格納容器スプレイ積算流量 ①〔格納容器スプレイ流量〕 ②復水ピット水位 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・AM用消火水積算流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、注水量である格納容器スプレイ積算流量及び格納容器スプレイ流量 (多様性拡張設備)、水源である復水ピット水位又は格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、原子炉格納容器への注水量を直接計測できる格納容器スプレイ積算流量、格納容器スプレイ流量 (多様性拡張設備)、水源である復水ピット水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（6 / 16）

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器圧力（広域） ③ AM用格納容器圧力	・格納容器内温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内温度により推定する。 ・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、格納容器圧力（広域）又はAM用格納容器圧力により、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らしさが生じることが考慮する。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力（広域）	①主要パラメータの他チャンネル ②AM用格納容器圧力 ②〔格納容器圧力（狭域）〕 ③ 格納容器内温度	・格納容器圧力（広域）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器圧力（広域）により推定する。 ・格納容器圧力（広域）の計測が困難となった場合は、AM用格納容器圧力、格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）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、AM用格納容器圧力又は格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）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らしさが生じることが考慮する。
AM用格納容器圧力	AM用格納容器圧力	①格納容器圧力（広域） ①〔格納容器圧力（狭域）〕 ②格納容器内温度	・AM用格納容器圧力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圧力（広域）、格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）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、格納容器圧力（広域）又は格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）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らしさが生じることが考慮する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（7/16）

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
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主要パラメータの他チャンネル ②格納容器再循環サンプ水位（狭域） ③原子炉下部キャビティ水位 ④原子炉格納容器水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器再循環サンプ水位（広域）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器再循環サンプ水位（広域）により推定する。</li> <li>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、測定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、原子炉格納容器水位及び水源である燃料取替用サンプ水位（狭域）、復水ピット水位、注水積算量である格納容器スプレイ積算流量、恒設代替低圧注水積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、測定範囲内であれば、連続的な監視ができて格納容器再循環サンプ水位（狭域）を優先する。</li> </ul>
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）	④燃料取替用サンプ水位 ④復水ピット水位 ④格納容器スプレイ積算流量 ④恒設代替低圧注水積算流量	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>
	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） ①格納容器再循環サンプ水位（広域）	<ul style="list-style-type: none"> <li>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）又は注水元である燃料取替用サンプ水位、復水ピット水位、格納容器スプレイ積算流量及び恒設代替低圧注水積算流量により求めた注水量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。</li> </ul>
	原子炉格納容器水位	①燃料取替用サンプ水位 ①復水ピット水位 ①格納容器スプレイ積算流量 ①恒設代替低圧注水積算流量	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器水位の計測が困難となった場合は、注水元である燃料取替用サンプ水位、復水ピット水位、格納容器スプレイ積算流量及び恒設代替低圧注水積算流量により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。</li> </ul>

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（8／16）

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の 水素濃度	可搬型格納容器水素ガス濃度	①主要パラメータの予備  ②静的触媒式水素再結合装置温度 ③原子炉格納容器水素再結合装置温度 ④ [ガスクロマトグラフによる水素濃度]	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型格納容器水素ガス濃度が故障した場合は、予備の可搬型格納容器水素ガス濃度計により計測する。</li> <li>可搬型格納容器水素ガス濃度による計測が困難となった場合は、静的触媒式水素再結合装置温度及び原子炉格納容器水素再結合装置温度において静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素再結合装置の動作特性の監視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が生じない領域であることを確認する。</li> <li>使用可能であればガスクロマトグラフ（多様性拡張設備）により水素濃度を確認し、ガスクロマトグラフの結果に基づき水素濃度を推定する。</li> </ul>
アニュラス内の 水素濃度	アニュラス水素濃度	①主要パラメータの予備 ②可搬型格納容器水素ガス濃度 ③格納容器内高レンジエアモニタ（高レンジ）及び排気筒高レンジガスモニタ（高レンジ） ④ [排気筒高レンジガスモニタ（高レンジ）]	<ul style="list-style-type: none"> <li>アニュラス水素濃度が故障した場合は、予備のアニュラス水素濃度計によりアニュラス内の水素濃度を計測する。</li> <li>アニュラス水素濃度の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエアモニタ（高レンジ）及び排気筒高レンジガスモニタ（高レンジ）（多様性拡張設備）の放射線量率の比により、アニュラスへの漏えい率を求め、可搬型格納容器水素ガス濃度計により計測した格納容器水素濃度を基に、評価した格納容器水素濃度とアニュラスへの漏えい率の関係をもとにアニュラス水素濃度を推定する。</li> </ul>

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（9／16）

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） ③〔モニタリングポスト〕	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）により推定する。</li> <li>格納容器内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、格納容器内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（多様性拡張設備）の指示の上昇を傾向監視し、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。</li> </ul>
	格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） ③〔格納容器エアロック区域エリアモニタ〕 ④〔炉内計装区域エリアモニタ〕	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により推定する。</li> <li>格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）、格納容器エアロック区域エリアモニタ（多様性拡張設備）及び炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）の指示の上昇を傾向監視することにより、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。なお、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の測定範囲より低く、格納容器エアロック区域エリアモニタ（多様性拡張設備）及び炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）の測定範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。</li> </ul>
	〔格納容器じんあいモニタ〕	①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器じんあいモニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。</li> </ul>
	〔格納容器ガスモニタ〕	①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器ガスモニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。</li> </ul>
	〔格納容器エアロック区域エリアモニタ〕	①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器エアロック区域エリアモニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。</li> </ul>
	〔炉内計装区域エリアモニタ〕	①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。</li> </ul>

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（10/16）

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
出力領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル	<ul style="list-style-type: none"> <li>出力領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの出力領域中性子束により推定する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>出力領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの出力領域中性子束により推定する。</li> </ul>
	②中間領域中性子束	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>
	③1次冷却材高温側温度（広域）	<ul style="list-style-type: none"> <li>③1次冷却材低温側温度（広域）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>③1次冷却材低温側温度（広域）</li> </ul>
	④もう酸タンク水位		
中間領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル	<ul style="list-style-type: none"> <li>中間領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中間領域中性子束により推定する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中間領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中間領域中性子束により推定する。</li> </ul>
	②出力領域中性子束	<ul style="list-style-type: none"> <li>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測定範囲であれば、出力領域中性子束により推定する。なお、出力領域中性子束の測定範囲下限と中性子源領域中性子束の測定範囲上限の間である場合は、互いの測定範囲外の範囲であると推定する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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測定範囲であれば、出力領域中性子束により推定する。なお、出力領域中性子束の測定範囲下限と中性子源領域中性子束の測定範囲上限の間である場合は、互いの測定範囲外の範囲であると推定する。</li> </ul>
	③もう酸タンク水位		
中性子源領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル	<ul style="list-style-type: none"> <li>中性子源領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中性子源領域中性子束により推定する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中性子源領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中性子源領域中性子束により推定する。</li> </ul>
	②中間領域中性子束	<ul style="list-style-type: none"> <li>中性子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測定範囲であれば、中間領域中性子束により推定を行う。なお、中間領域中性子束の測定範囲下限以下の場合は、測定範囲下限より低い範囲であると推定する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中性子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測定範囲であれば、中間領域中性子束により推定を行う。なお、中間領域中性子束の測定範囲下限以下の場合は、測定範囲下限より低い範囲であると推定する。</li> </ul>
	③もう酸タンク水位		
〔中間領域起動率〕	①中間領域中性子束	<ul style="list-style-type: none"> <li>中間領域起動率（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、中性子源領域中性子束の測定範囲の場合、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率（多様性拡張設備）により推定する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中間領域起動率（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、中性子源領域中性子束の測定範囲の場合、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率（多様性拡張設備）により推定する。</li> </ul>
	②〔中性子源領域起動率〕		
〔中性子源領域起動率〕	①中性子源領域中性子束	<ul style="list-style-type: none"> <li>中性子源領域起動率（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、中性子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測定範囲の場合、中間領域中性子束及び中間領域起動率（多様性拡張設備）により推定する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中性子源領域起動率（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、中性子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測定範囲の場合、中間領域中性子束及び中間領域起動率（多様性拡張設備）により推定する。</li> </ul>
	②〔中間領域起動率〕		

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (11/16)

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンの確保	格納容器圧力 (広域)	①主要パラメータの他チャンネル ②AM用格納容器圧力 ③格納容器内温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力 (広域) の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルの格納容器圧力 (広域) により推定する。</li> <li>格納容器圧力 (広域) の計測が困難となった場合は、AM用格納容器圧力により圧力を傾向監視し、最終ヒートシンの格納容器圧力が確保されていることを推定する。また、原子炉格納容器内の飽和状態であれば、格納容器内温度により格納容器圧力を推定し、傾向監視により最終ヒートシンの格納容器圧力が確保されていることを推定する。推定は、AM用格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内の飽和状態でない場合は不確かさを考慮する。</li> </ul>
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	①主要パラメータの他チャンネル	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却水サージタンク水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの原子炉補機冷却水サージタンク水位により推定する。</li> </ul>
	〔AM用原子炉補機冷却水サージタンク圧力〕	②可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) 用)	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却水サージタンク水位の計測が困難な場合は、可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) 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の格納容器圧力が確保されていることを推定する。</li> </ul>
	〔格納容器再循環ユニット冷却水流量〕	①原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>AM用原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (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の格納容器圧力が確保されていることを推定する。</li> </ul>
	可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度/出口温度 (SA) 用)	①格納容器内温度 ①格納容器圧力 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器再循環ユニット冷却水流量 (多様性拡張設備) 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圧力 (広域) の低下により、最終ヒートシンの格納容器圧力が確保されていることを推定する。</li> </ul>
	可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度/出口温度 (SA) 用)	①主要パラメータの予備 ②格納容器内温度 ②格納容器圧力 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) 用) が故障した場合は、予備の可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) 用) により格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度を計測する。</li> <li>可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) 用) 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圧力 (広域) の低下により、最終ヒートシンの格納容器圧力が確保されていることを推定する。</li> </ul>

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (12/16)

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要な監視パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
主蒸気圧力	①主要パラメータの他チャンネル又は他グループ	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気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）により主蒸気圧力を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。推定は、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がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネル又は他グループの主蒸気圧力により推定する。</li> </ul>
蒸気発生器水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>①主要パラメータの他チャンネル</li> <li>②蒸気発生器水位（狭域）</li> <li>③1次冷却材低温側温度（広域）</li> <li>④1次冷却材高温側温度（広域）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器水位（狭域）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器水位（狭域）により推定する。（多様性拡張設備を含む。）</li> <li>蒸気発生器水位（狭域）の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位（広域）、1次冷却材低温側温度（広域）、1次冷却材高温側温度（広域）の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器水位（狭域）を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。推定は相関関係のある蒸気発生器水位（広域）を優先する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器水位（狭域）の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば蒸気発生器水位（狭域）にて推定する。また、1次冷却材低温側温度（広域）、1次冷却材高温側温度（広域）の変化を傾向監視により、蒸気発生器水位（広域）を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。推定は測定範囲内であれば、蒸気発生器水位（狭域）を優先する。なお、蒸気発生器がドライアウトした場合、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。</li> </ul>
蒸気発生器水位（広域）	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 蒸気発生器水位（狭域）</li> <li>② 1次冷却材低温側温度（広域）</li> <li>③ 1次冷却材高温側温度（広域）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器水位（狭域）の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば蒸気発生器水位（狭域）にて推定する。また、1次冷却材低温側温度（広域）、1次冷却材高温側温度（広域）の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器水位（広域）を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。推定は測定範囲内であれば、蒸気発生器水位（狭域）を優先する。なお、蒸気発生器がドライアウトした場合、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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器補助給水流量の計測が困難となった場合は、復水ピット水位、蒸気発生器水位（広域）及び蒸気発生器水位（狭域）を傾向監視することにより最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。推定は復水ピット水位を優先する。</li> </ul>
蒸気発生器補助給水流量	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 復水ピット水位</li> <li>② 蒸気発生器水位（広域）</li> <li>③ 蒸気発生器水位（狭域）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器主蒸気流量（多様性拡張設備）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器主蒸気流量（多様性拡張設備）により推定する。</li> <li>蒸気発生器主蒸気流量（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し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。また、蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）の変化傾向と蒸気発生器補助給水流量を監視することにより蒸気発生器主蒸気流量（多様性拡張設備）を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器主蒸気流量（多様性拡張設備）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器主蒸気流量（多様性拡張設備）により推定する。</li> <li>蒸気発生器主蒸気流量（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し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。また、蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）の変化傾向と蒸気発生器補助給水流量を監視することにより蒸気発生器主蒸気流量（多様性拡張設備）を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</li> </ul>
蒸気発生器主蒸気流量	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 主要パラメータの他チャンネル</li> <li>② 主蒸気圧力</li> <li>③ 蒸気発生器水位（狭域）</li> <li>④ 蒸気発生器水位（広域）</li> <li>⑤ 蒸気発生器補助給水流量</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器主蒸気流量（多様性拡張設備）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器主蒸気流量（多様性拡張設備）により推定する。</li> <li>蒸気発生器主蒸気流量（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し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。また、蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）の変化傾向と蒸気発生器補助給水流量を監視することにより蒸気発生器主蒸気流量（多様性拡張設備）を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器主蒸気流量（多様性拡張設備）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器主蒸気流量（多様性拡張設備）により推定する。</li> <li>蒸気発生器主蒸気流量（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し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。また、蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）の変化傾向と蒸気発生器補助給水流量を監視することにより蒸気発生器主蒸気流量（多様性拡張設備）を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</li> </ul>

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (13/16)

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
	蒸気発生器水位 (狭域)	①主要パラメータの他チャンネル ③ 蒸気発生器水位 (広域) ③主蒸気圧力 ③蒸気発生器補助給水流量	・蒸気発生器水位 (狭域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器水位 (狭域) により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。 ・蒸気発生器水位 (狭域) の計測が困難となった場合、蒸気発生器水位 (広域) の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、主蒸気圧力及び蒸気発生器補助給水流量により傾向監視する。
格納容器バイパスの監視	主蒸気圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気発生器水位 (広域) ②蒸気発生器補助給水流量	・主蒸気圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの主蒸気圧力により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。 ・主蒸気圧力の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (広域) の上昇及び蒸気発生器補助給水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主要パラメータの他チャンネル ②〔加圧器圧力 (CRT)〕 ③蒸気発生器水位 (狭域) ③主蒸気圧力 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域) ④1次冷却材高温側温度 (広域) ④1次冷却材低温側温度 (広域)	・1次冷却材圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの1次冷却材圧力により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。 ・1次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば、加圧器圧力 (CRT) (多様性拡張設備) により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気圧力の傾向監視により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) の上昇がないことなどでインターフェースシステムLLOCAを推定する。原子炉圧力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、1次冷却材圧力を推定する。推定は、測定範囲内であれば、1次冷却材圧力を直接測定している加圧器圧力 (CRT) (多様性拡張設備) を優先する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (14/16)

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
	〔復水器空気抽出器ガスモニタ〕	①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気圧力	・復水器空気抽出器ガスモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
	〔蒸気発生器プロダクタウシホモニタ〕	①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気圧力	・蒸気発生器プロダクタウシホモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
	〔高感度型主蒸気管モニタ〕	①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気圧力	・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、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
格納容器ハイパスの監視	〔排気筒ガスモニタ〕	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蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気圧力	・排気筒ガスモニタ (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、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気圧力により、インターフェイシスシステムLOCAの傾向監視ができる。
	〔原子炉周辺建屋サンプタンク水位〕	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蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気圧力	・原子炉周辺建屋サンプタンク水位 (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、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気圧力により、インターフェイシスシステムLOCAの傾向監視ができる。
	〔余熱除去ポンプ吐出圧力〕	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蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気圧力	・余熱除去ポンプ吐出圧力 (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、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気圧力により、インターフェイシスシステムLOCAの傾向監視ができる。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (15/16)

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	〔加圧器逃がしタンク圧力(広域)〕	①1次冷却材圧力 ①加圧器水位 ②〔格納容器サンプ水位 (CRT)〕	・加圧器逃がしタンク圧力(広域)(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、格納容器サンプ水位(CRT)(多様性拡張設備)の上昇がないことの確認により、インターフェースシステムLOCAの傾向監視ができる。
	〔加圧器逃がしタンク水位〕	①1次冷却材圧力 ①加圧器水位 ②〔格納容器サンプ水位 (CRT)〕	・加圧器逃がしタンク水位(多様性拡張設備)の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位(CRT)(多様性拡張設備)の上昇がないことの確認により、インターフェースシステムLOCAの傾向監視ができる。
	〔加圧器逃がしタンク温度〕	①1次冷却材圧力 ①加圧器水位 ②〔格納容器サンプ水位 (CRT)〕	・加圧器逃がしタンク温度(多様性拡張設備)の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位(CRT)(多様性拡張設備)の上昇がないことの確認により、インターフェースシステムLOCAの傾向監視ができる。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（16／16）

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
		燃料取替用水ピット水位	
水源の確保	復水ピット水位	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気発生器補助給水流量 ③格納容器スプレイ積算流量 ③恒設代替低圧注水積算流量	・復水ピット水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの復水ピット水位により推定する。 ・復水ピット水位の計測が困難となった場合は、蒸気発生器補助給水流量等の復水ピットを水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定する。
	ほう酸タンク水位	①主要パラメータの他チャンネル ②〔緊急ほう酸水補給流量〕 ③出力領域中性子束 ③中間領域中性子束 ③中性子源領域中性子束	・ほう酸タンク水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのほう酸タンク水位により推定する。 ・ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、緊急ほう酸水補給流量（多様性拡張設備）によりほう酸タンク水位を推定し、水源の有無や使用量を推定する。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、中性子源領域中性子束の指示低下により水源の有無を推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。  
 [ ]：多様性拡張設備、耐震性、耐震性が無いパラメータ。※2 耐震性、耐震性がなく、常用電源のパラメータ  
 〔 〕：主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。

：常用代替計器を示す。  
 (注1)：ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な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 $5.3 \times 10^4$ kcal/h/個
材	料			
内	側	管	ステンレス鋼	
外	側	管	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
中性子源領域中性子束高	中性子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△T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	
過大出力△T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	各グループ 2 / 4	1グループは (P-8) 設 定値以下で自動ブロック 2グループ以上は(P-7) 設定値以下で自動ブ ロック
1次冷却材ポンプ回転数低	1次冷却材ポンプ回転数検出器	2 / 4	(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
地震加速度高 a. 水平方向加速度高 b. 垂直方向加速度高	水平方向加速度検出器 垂直方向加速度検出器	2 / 3 2 / 3	
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	中性子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次冷却材ポンプ回転数低 による原子炉トリップ許可 c. タービントリップによる原 子炉トリップ許可 d. 原子炉圧力低による原子炉 トリップ許可 e. 加圧器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. 中性子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	加圧器圧力検出器	2 / 4	(P-11) 設定値以下で手動ブロック
	b. 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 / 4	(P-11) 設定値以下で手動ブロック
	c. 原子炉格納容器圧力高	原子炉格納容器圧力検出器	2 / 4	
	d. 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b.と同じ	非常用炉心冷却設備作動信号b.と同じ	非常用炉心冷却設備作動信号b.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 / 4	(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。

第6.7.2表 工学的安全施設作動信号に関する  
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 1	a. 原子炉圧力低及び主蒸気 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) 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

(2) 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 53

クラスタ当たり制御棒本数 24

制御棒有効長さ 約 3.6m

中性子吸収材直径 約 8.7mm

中性子吸収材材料 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

(3) 原子炉トリップしゃ断器

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 低圧気中しゃ断器

台 数 8

定格使用電圧 460V

定格電流 1,600A

(4) A T W S 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. 主蒸気隔離信号
- c. 補助給水ポンプ起動信号

(5) 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 4

最高使用圧力 8.17MPa[gage]

最高使用温度 298℃

材 料 炭素鋼

(6) 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 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

台 数 2

定 格 容 量 約 140m<sup>3</sup>/h (1 台当たり)

定 格 揚 程 約 950m

本 体 材 料 合金鋼

(7) 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
台	数	1
定 格 容 量		約 250m <sup>3</sup> /h
定 格 揚 程		約 950m
本 体 材 料		合金鋼

(8) 復水ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 給水处理設備
- ・ 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	炭素鋼内張りプール形
---	---	------------

基	数	1
容	量	約 1,200m <sup>3</sup>
ライニング材料		炭素鋼
設置高さ		E.L.+26.0m
距離		約 50m (炉心より)

(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
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	空気作動式
個	数	2
最高使用圧力		17.16MPa[gage]
最高使用温度		360℃
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
- ・ 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℃
吹き出し容量		約 190t/h (1個当たり)
材	料	ステンレス鋼

### (11) 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	4
口	径	6B
容	量	約 180t/h (1 個当たり)
最 高 使 用 圧 力		8.17MPa[gage]
最 高 使 用 温 度		298℃
本 体 材 料		炭素鋼

### (12) 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	20
口	径	6B
吹 出 容 量		約 360t/h (1 個当たり)
最 高 使 用 圧 力		8.17MPa[gage]
最 高 使 用 温 度		298℃
材	料	炭素鋼

### (13) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 1次冷却設備
- ・ 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	たて置 U 字管式熱交換器型
基 数	4
胴側最高使用圧力	8.17MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
1次冷却材流量	約 15.0×10 <sup>3</sup> t/h (1基当たり)
主蒸気運転圧力 (定格出力時)	約 6.03MPa[gage]
主蒸気運転温度 (定格出力時)	約 277℃
蒸気発生量 (定格出力時)	約 1.69×10 <sup>3</sup> t/h (1基当たり)
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝熱面積	約 4,870m <sup>2</sup> (1基当たり)
伝熱管本数	3,382本 (1基当たり)
伝熱管外径	約 22.2mm
伝熱管厚さ	約 1.3mm
胴部外径 (上部)	約 4.5m
胴部外径 (下部)	約 3.4m
全 高	約 21m
材 料	
本 体	低合金鋼板及び低合金鍛鋼
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

(14) 主蒸気管

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

管 内 径	約 640mm
管 厚	約 34mm
最高使用圧力	8.17MPa[gage]
最高使用温度	298℃
材 料	炭素鋼

(15) 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 17m <sup>3</sup> /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

(16) 緊急ほう酸注入ライン補給弁

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	電動式
個	数	1
最 高 使 用 圧 力		0.98MPa[gage]
最 高 使 用 温 度		95℃
材	料	ステンレス鋼

(17) 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 100m <sup>3</sup> (1 基当たり)
最 高 使 用 圧 力		0.05MPa[gage]
最 高 使 用 温 度		95℃
ほ う 素 濃 度		約 8,300ppm
材	料	ステンレス鋼

(18) 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

a. うず巻式充てんポンプ (A及びB充てんポンプ)

型	式	うず巻式
台	数	2
容	量	約 45m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)
最 高 使 用 圧 力		20.0MPa[gage]
最 高 使 用 温 度		95℃
揚	程	約 1,770m
本 体 材 料		ステンレス鋼

b. 往復動式充てんポンプ（C充てんポンプ）

型 式	往復動式
台 数	1
容 量	約 14m <sup>3</sup> /h
最高使用圧力	20.0MPa[gage]
最高使用温度	95℃
吐 出 圧 力	17.4MPa[gage]
本 体 材 料	ステンレス鋼

(19) 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

型 式	たて置円筒型
基 数	1
流 量	約 17m <sup>3</sup> /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

(20) 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
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置 3 胴 U 字管式
基 数	1
伝 熱 容 量	約 5.2MW
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

#### (21) 燃料取替用水ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 火災防護設備

型	式	ライニング槽（取水部掘込み付き）
基	数	1
容	量	3号炉 約 2,900m <sup>3</sup> 4号炉 約 2,100m <sup>3</sup>
最高使用圧力		大気圧
最高使用温度		95℃
ほう素濃度		2,800ppm 以上
ライニング材料		ステンレス鋼

設 置 高 さ	E.L.+18.5m
距 離	約 50m (炉心より)

第6.9.1表 制御用空気設備の設備仕様

(1) 制御用空気圧縮機

型 式	往復動無給油式
個 数	2
容 量	約1,020Nm <sup>3</sup> /h/個
吐 出 圧 力	約0.74MPa [gage] (約7.5kg/cm <sup>2</sup> G)

(2) 制御用空気だめ

個 数	2
容 量	約10m <sup>3</sup> /個

(3) 制御用空気乾燥器

型 式	吸着除湿両筒交互連続式
個 数	2
容 量	約1,020Nm <sup>3</sup> /h/個

第6.9.2表 所内用空気設備の設備仕様（3号及び4号炉共用）

(1) 所内用空気圧縮機

型 式	回転無給油式
個 数	3
容 量	約14.9Nm <sup>3</sup> /min/個
吐 出 圧 力	約0.8MPa [gage] (約8kg/cm <sup>2</sup> G)

(2) 所内用空気だめ

個 数	2
容 量	約10m <sup>3</sup> /個

第6.10.1.1表 中央制御室外原子炉停止盤の  
 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6.10.2.1表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備仕様

- (1) 中央制御室遮蔽（3号及び4号炉共用）一式

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・遮蔽設備

- (2) 中央制御室非常用循環ファン（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・換気空調設備

台 数 4

- (3) 中央制御室空調ファン（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・換気空調設備

台 数 4

- (4) 中央制御室循環ファン（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・換気空調設備

台 数 4

- (5) 中央制御室非常用循環フィルタユニット（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・換気空調設備

型 式 電気加熱コイル、微粒子フィルタ及びよ  
う素フィルタ内蔵型

基 数 2

- (6) 中央制御室空調ユニット（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・換気空調設備

型	式	粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵型
基	数	4

(7) アニュラス空気浄化ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・アニュラス空気浄化設備
- ・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 156m <sup>3</sup> /min (1 台あたり)

(8) アニュラス空気浄化フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・アニュラス空気浄化設備
- ・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	電気加熱コイル、微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型
個	数	2
容	量	約 156m <sup>3</sup> /min (1 個あたり)
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) 排気筒

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・換気空調設備
- ・アニュラス空気浄化設備
- ・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 さ 約 73m

第6.10.2.2表 中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様

(1) 可搬型照明（S A）（3号及び4号炉共用）

個 数 8（予備1）

(2) 酸素濃度計（3号及び4号炉共用）

測定範囲 0～25%

個 数 1（予備2）

(3) 二酸化炭素濃度計（3号及び4号炉共用）

測定範囲 0～1%

個 数 1（予備2）

(4) 窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・アニュラス空気浄化設備
- ・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
- ・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

本 数 10（予備2）

容 量 約 7Nm<sup>3</sup>（1本当たり）

最高使用圧力 14.7MPa[gage]

供給圧力 約 0.88MPa[gage]（供給後圧力）

(5) 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）

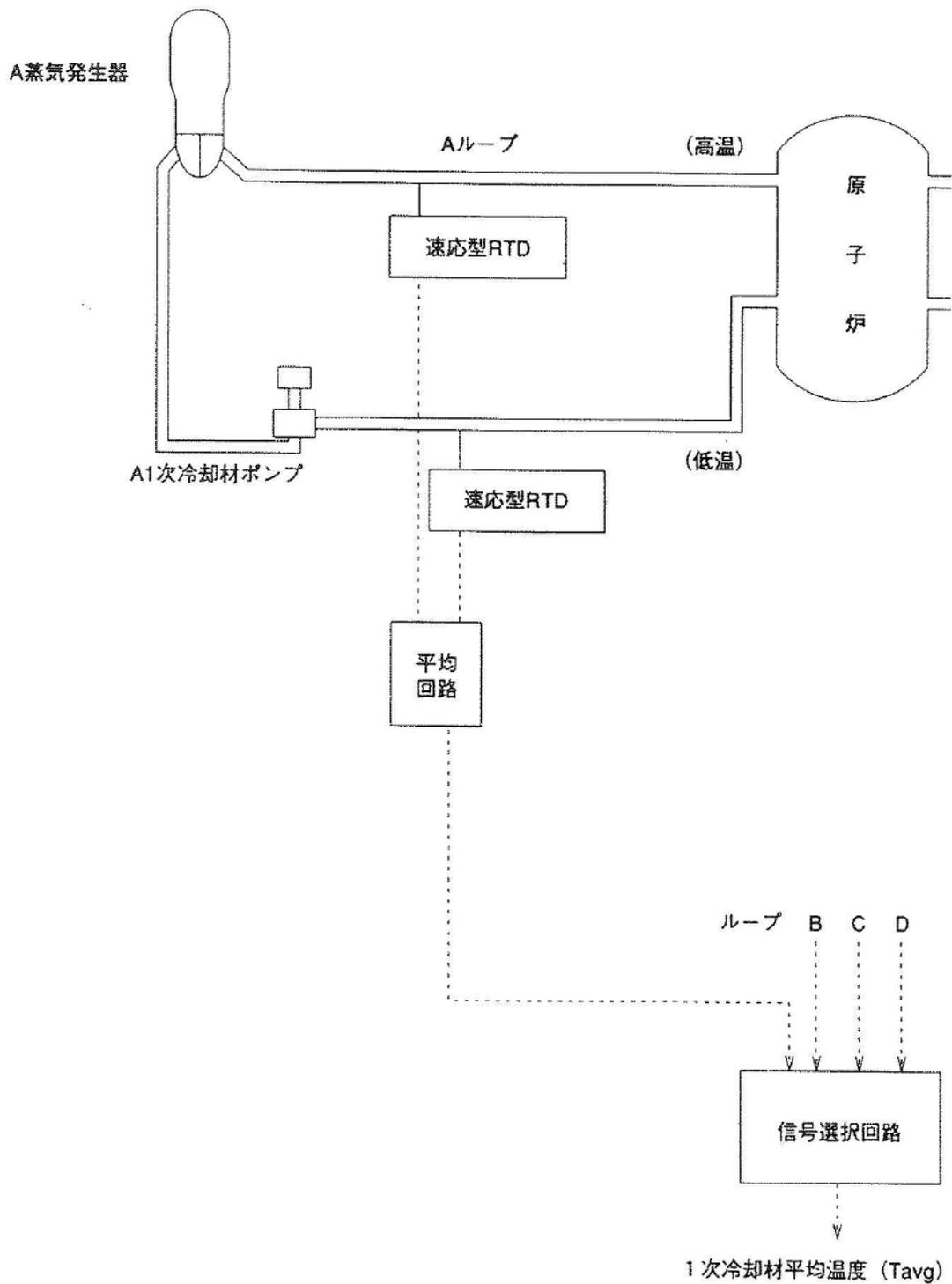
兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・アニュラス空気浄化設備
- ・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
- ・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

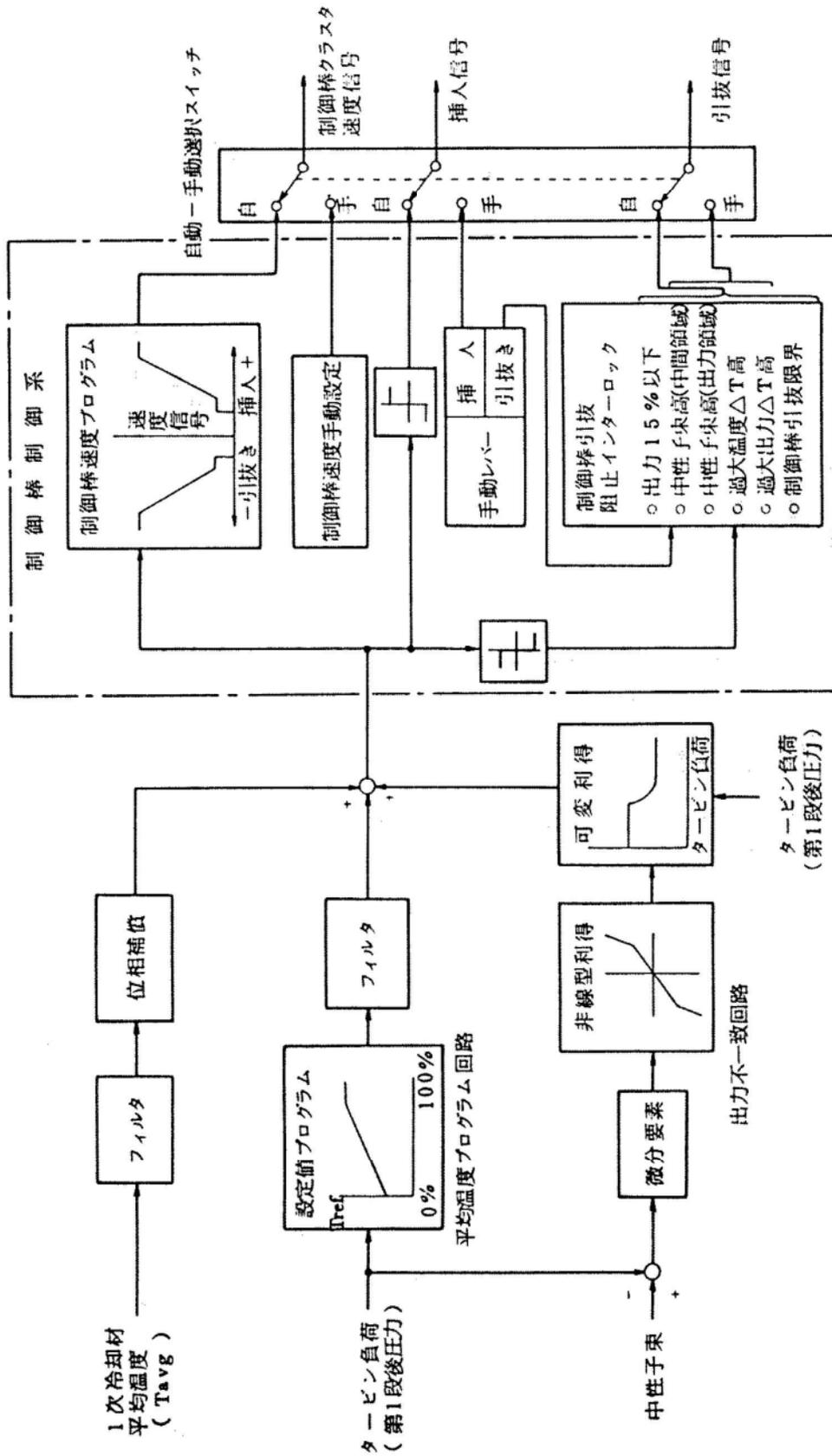
型 式 往復式

台	数	2 (予備 1)
容	量	約 14.4m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)
吐 出	圧	約 0.88MPa[gage]

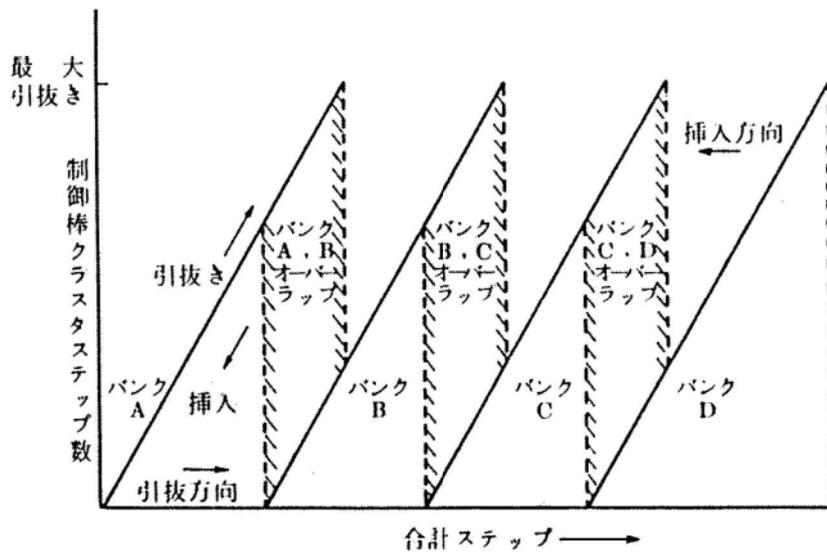




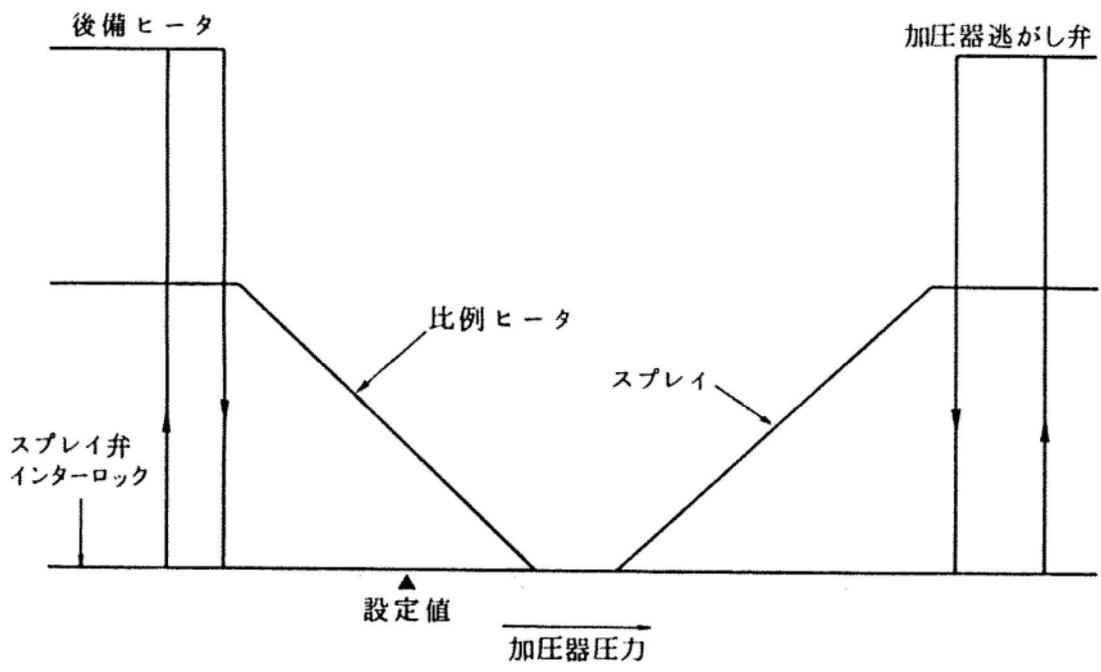
第6.1.2図 1 次冷却材平均温度測定図



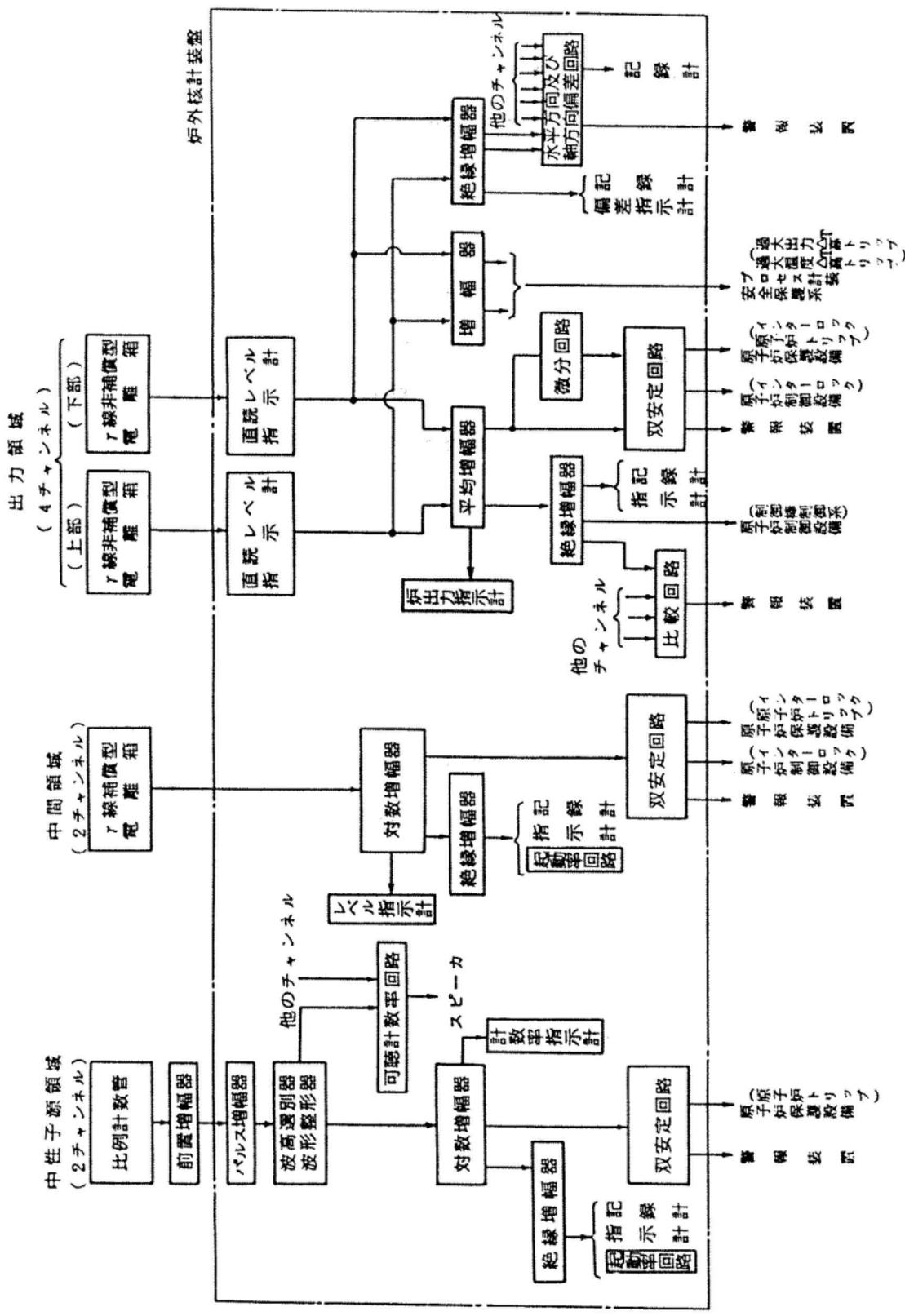
第6.1.3図 制御棒制御系ブロック図



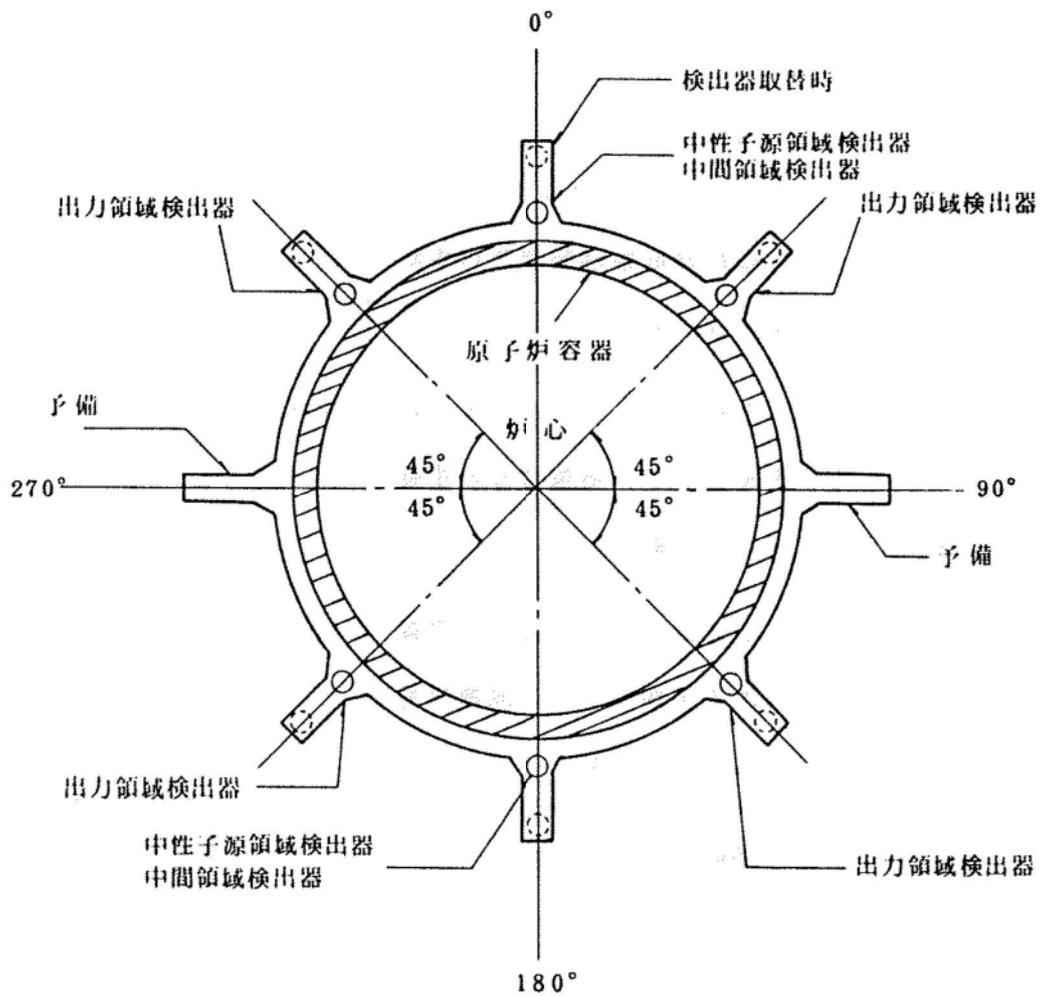
第6.1.4図 制御棒クラスオーバーラップ図



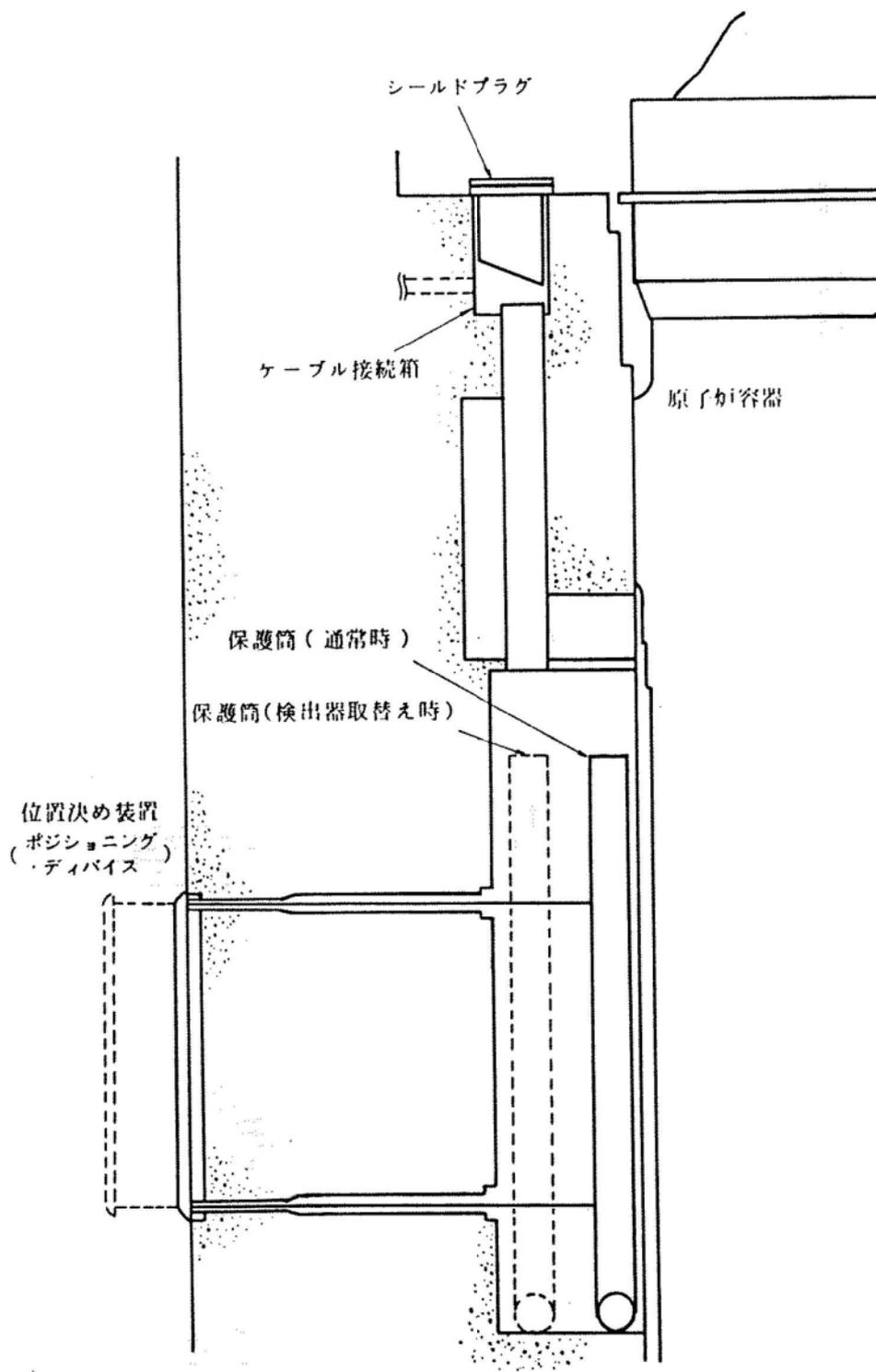
第6.1.5図 加圧器圧力制御系作動図



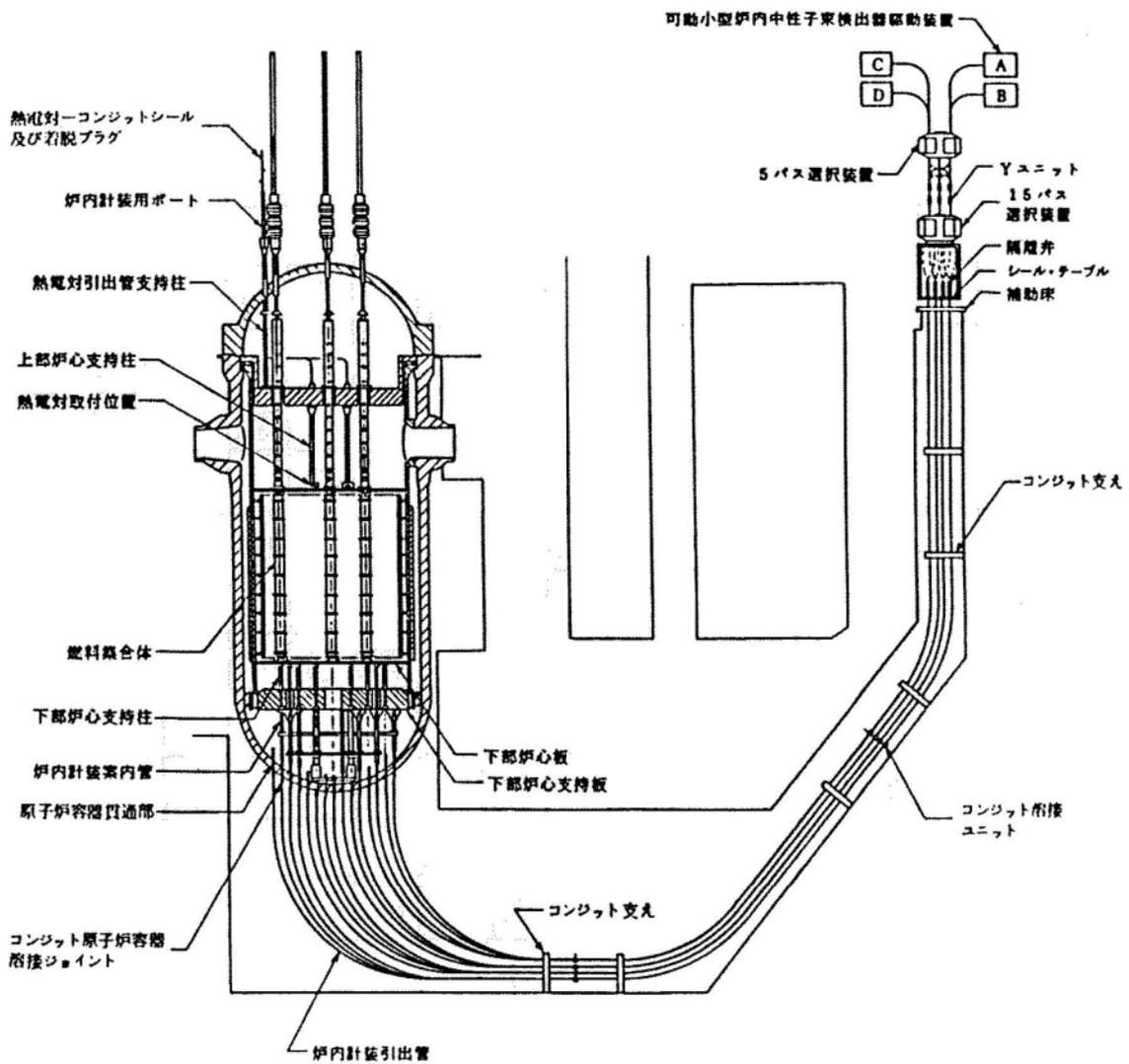
第6.2.1図 炉外核計装ブロック図



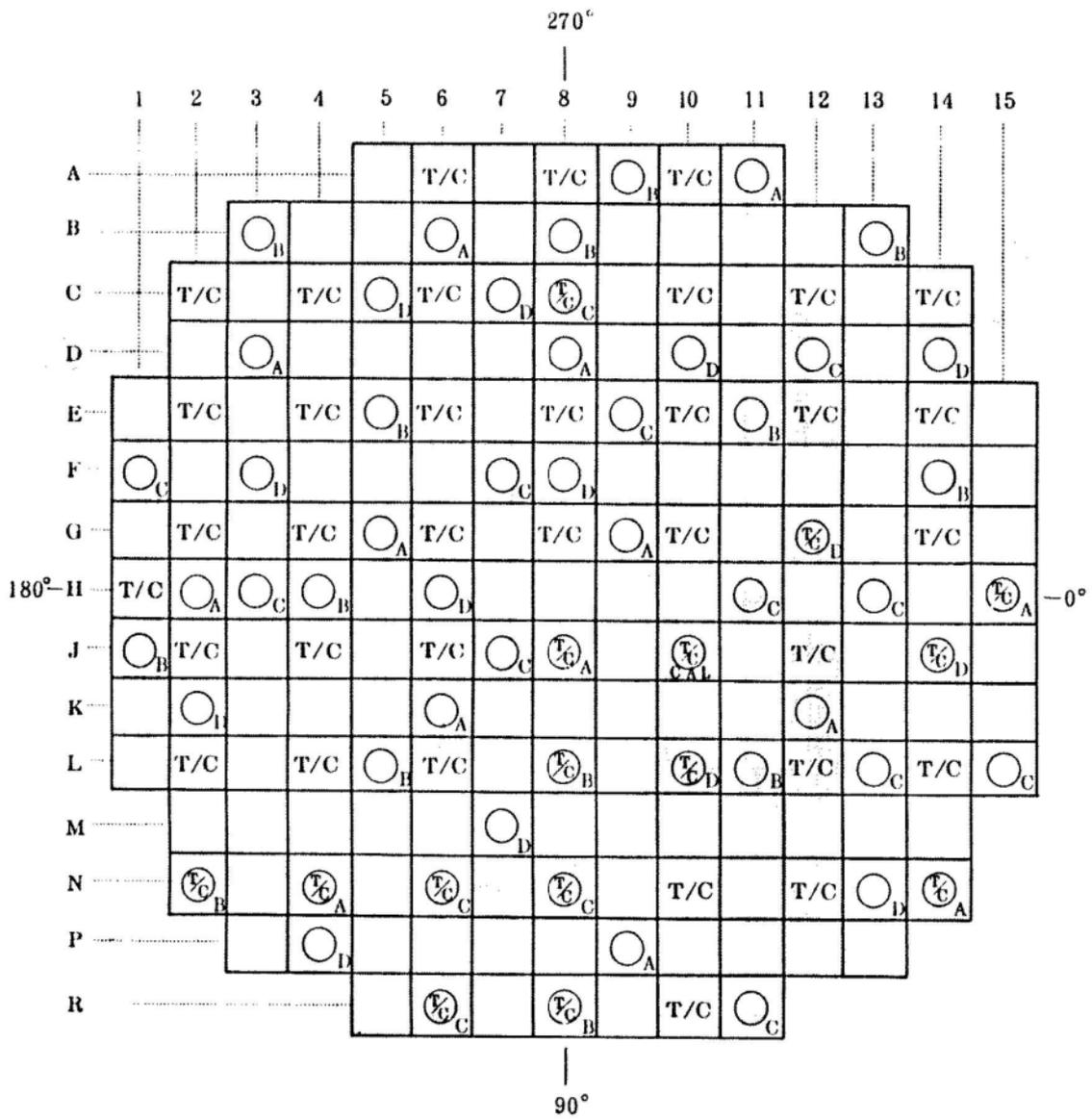
第6.2.2図 中性子束検出器配置図（平面図）



第6.2.3図 中性子束検出器配置図 (断面図)

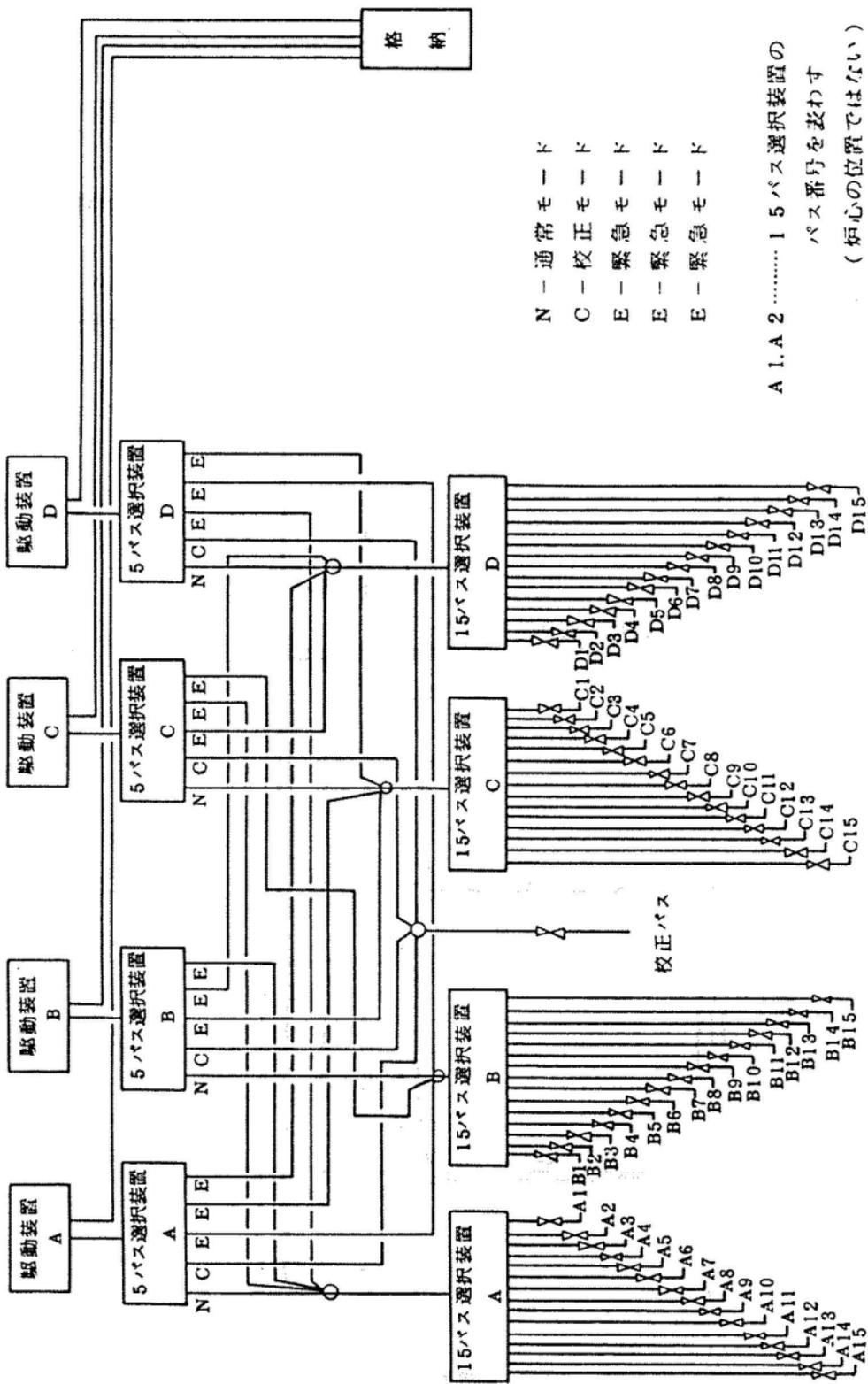


第6.2.4図 炉内計装図

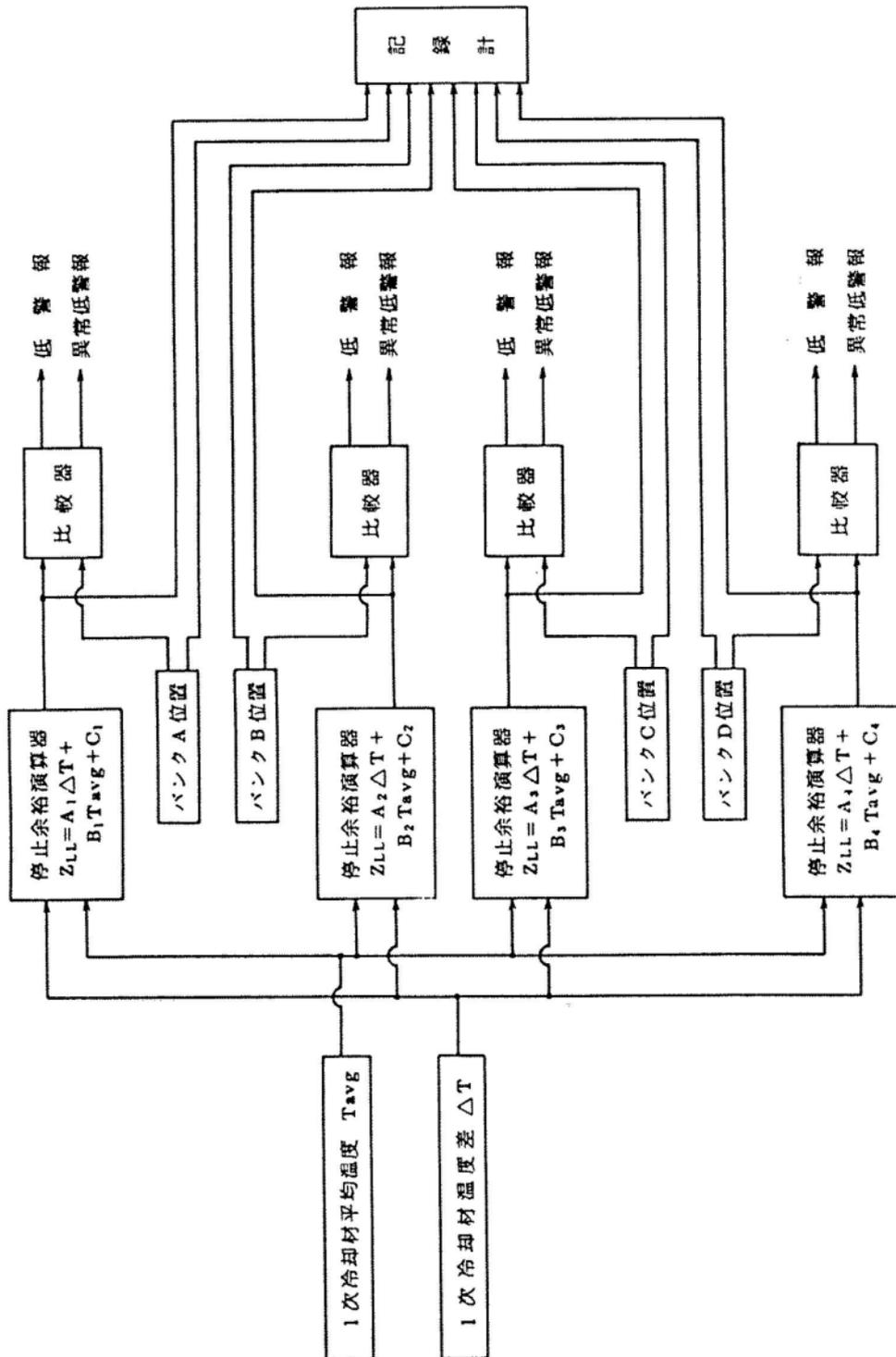


- T / C : 炉内熱電対 50 点
- A, B, C, D, : 炉内中性子束検出器A,B,C,D 57 点
- CAL : 炉内中性子束検出器校正用 1 点

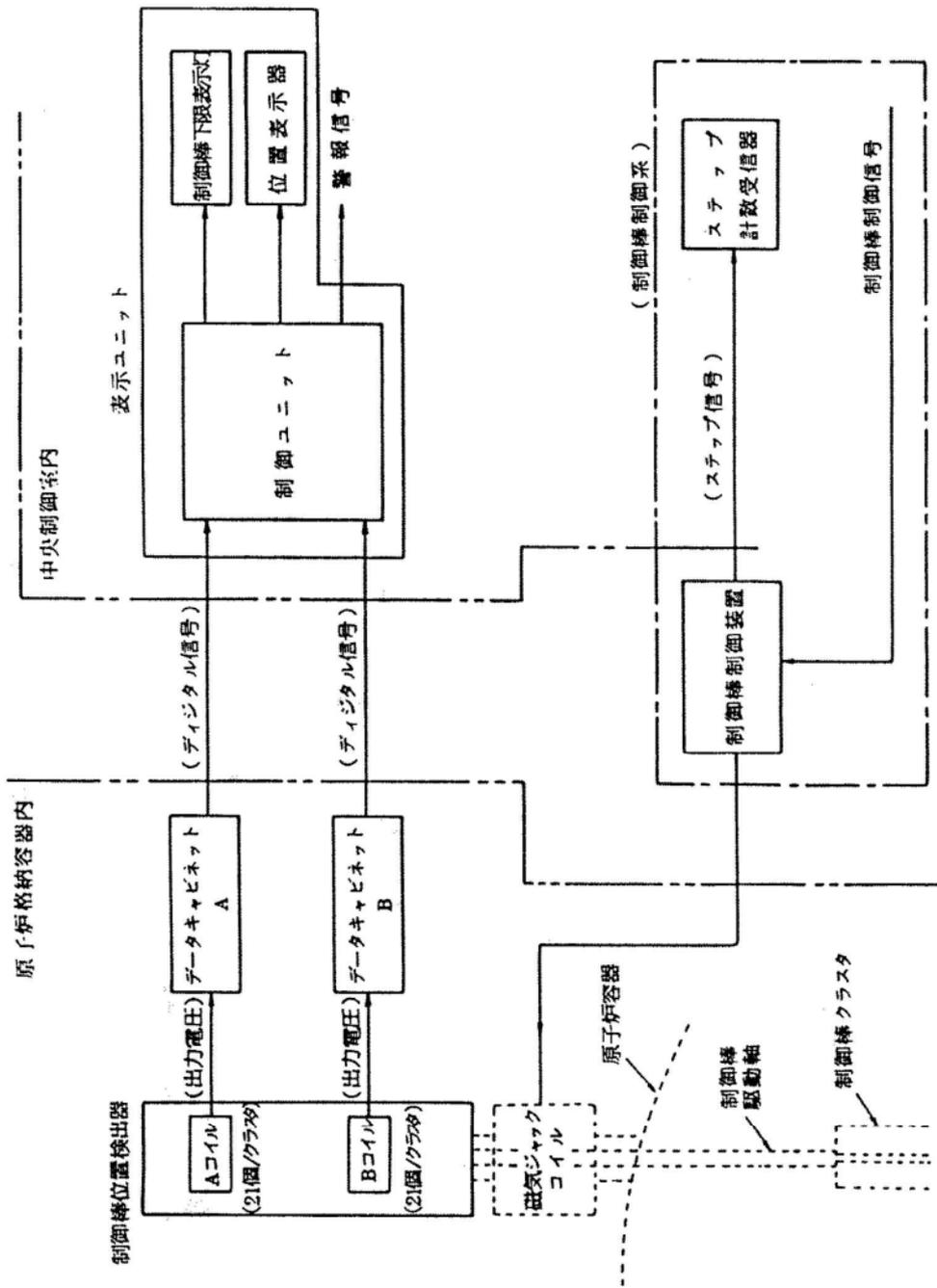
第6.2.5図 炉内計装検出器配置図



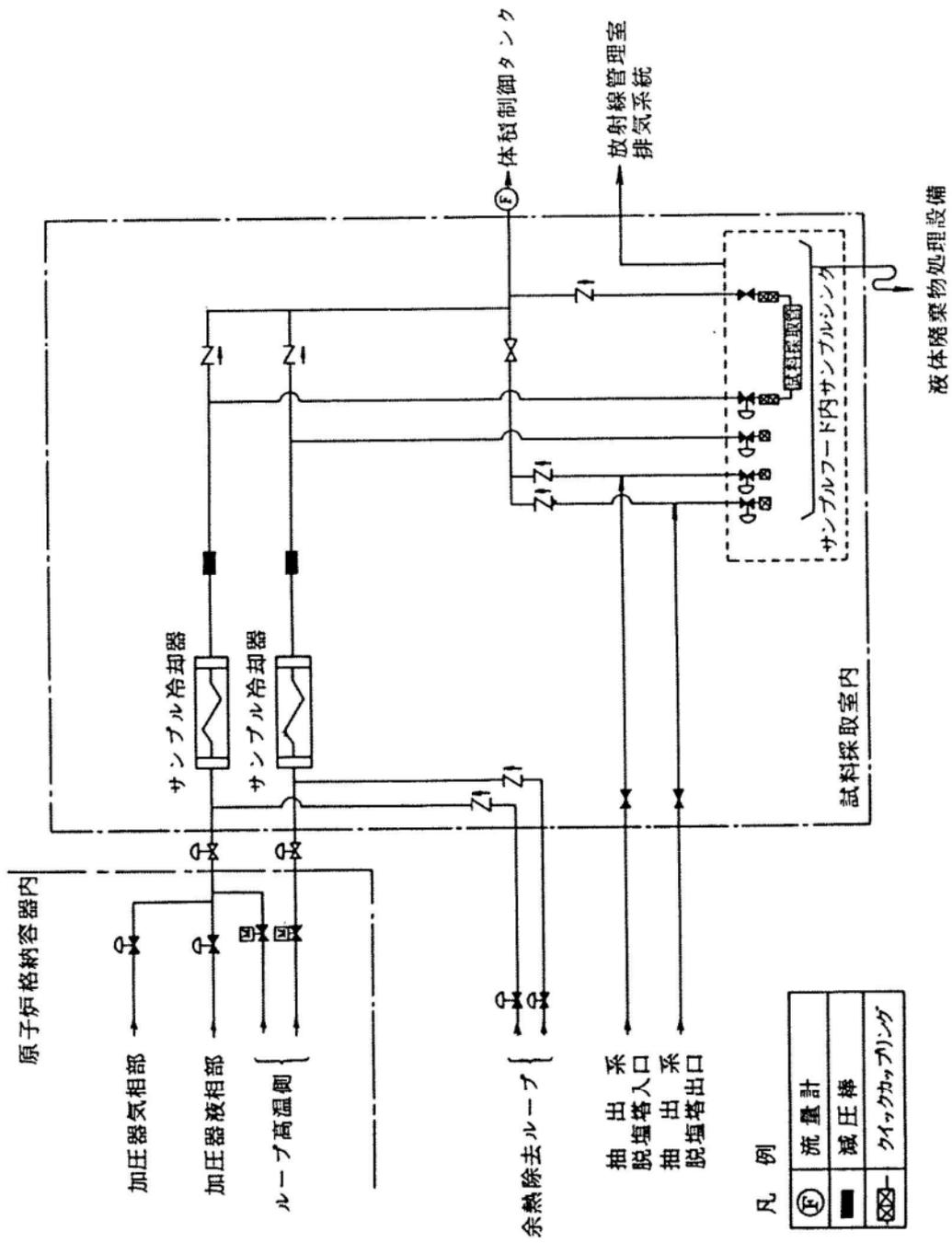
第6.2.6図 炉内核計装検出器駆動系統図



第6.2.7図 停止余裕監視装置ブロック図



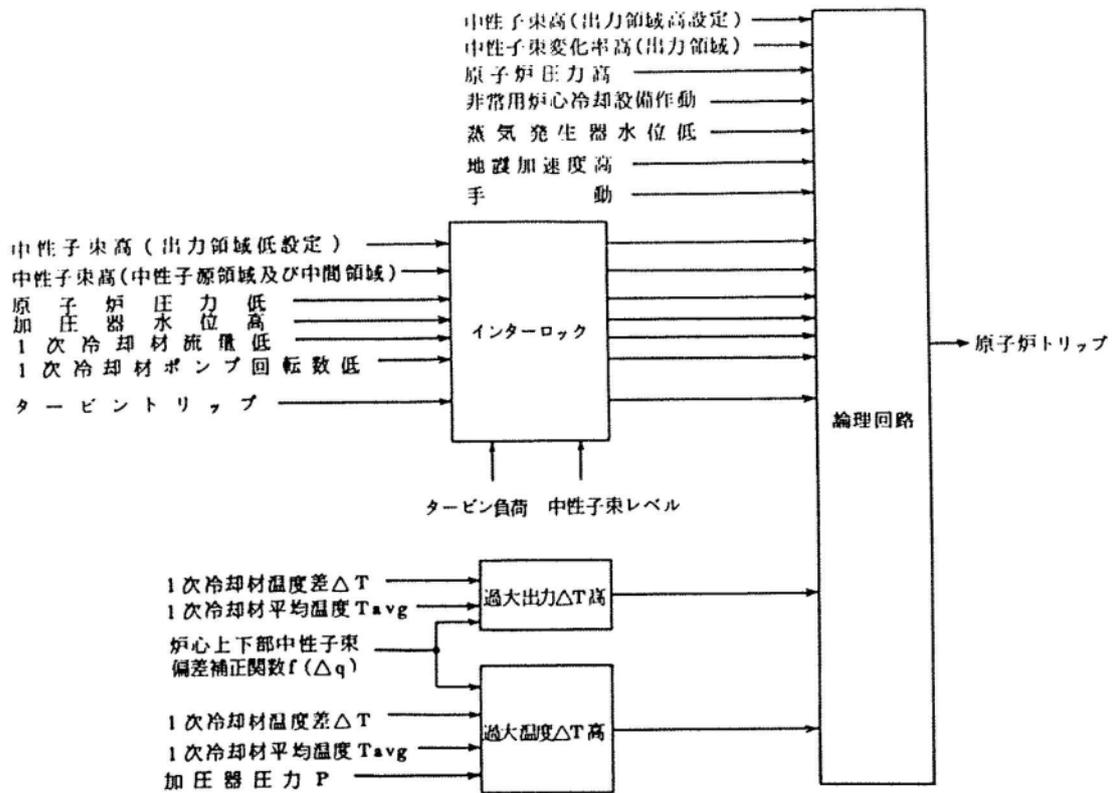
第6.2.8図 制御棒位置指示計装ブロック図



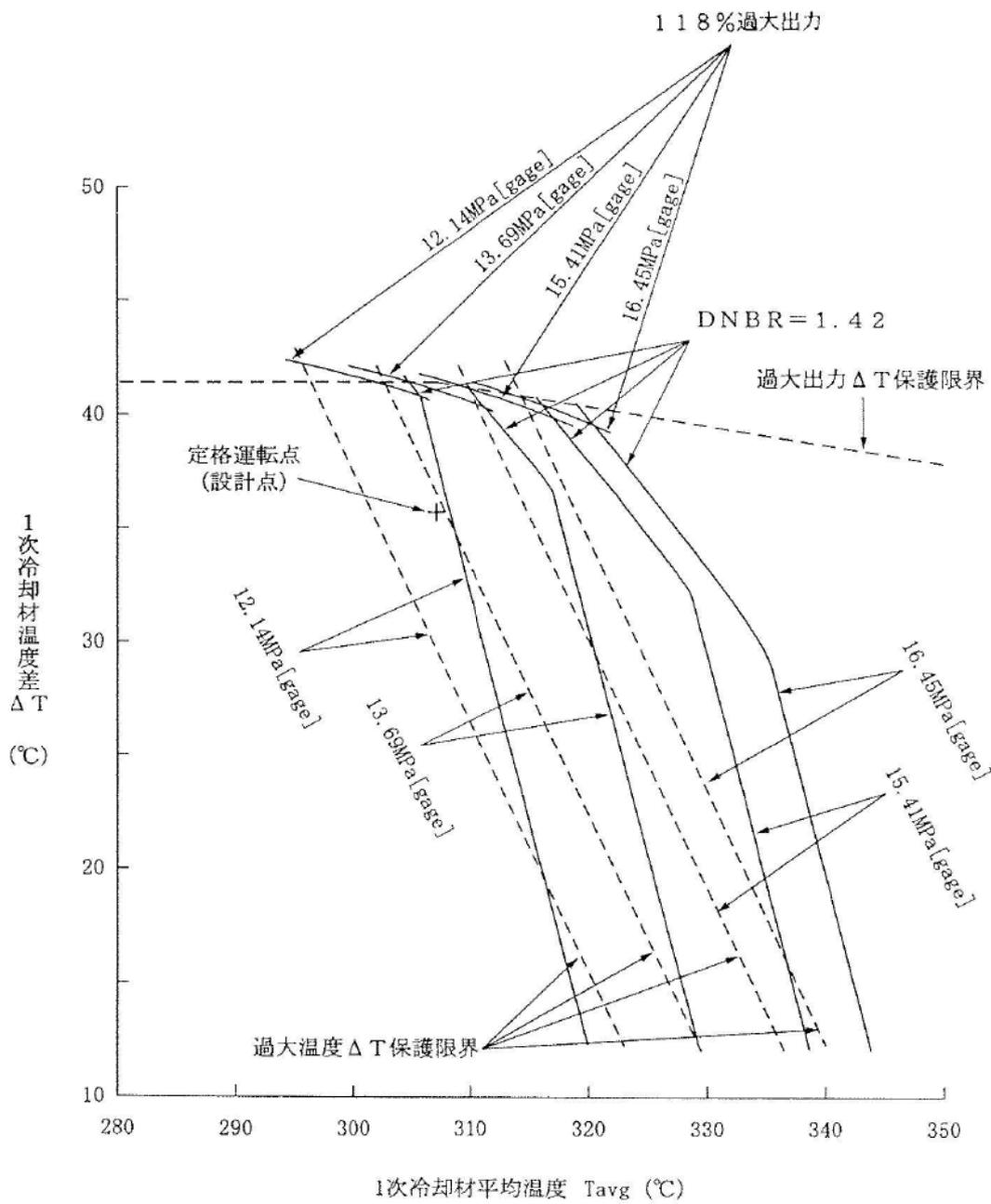
第6.5.1図 試料採取設備系統図



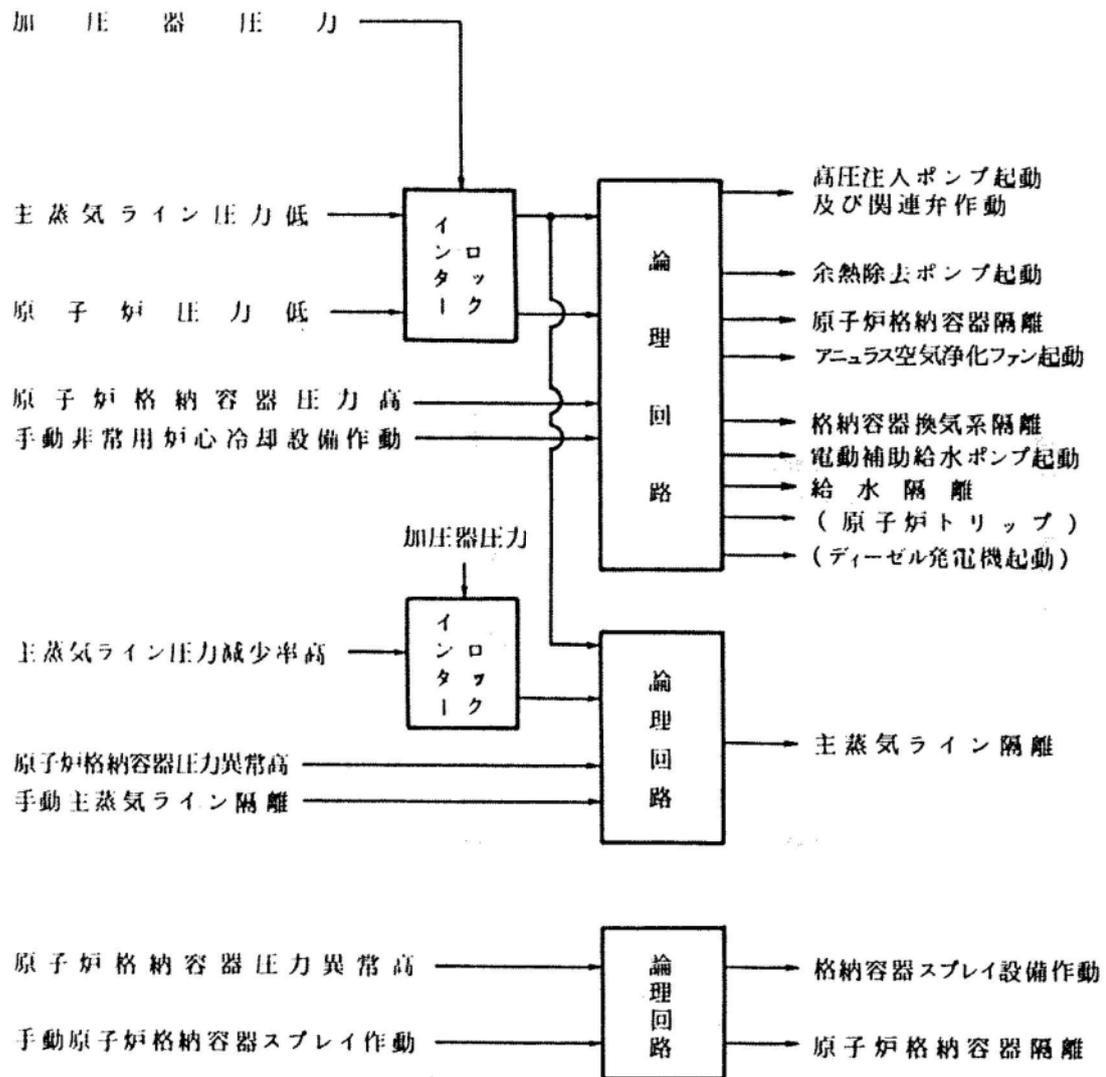




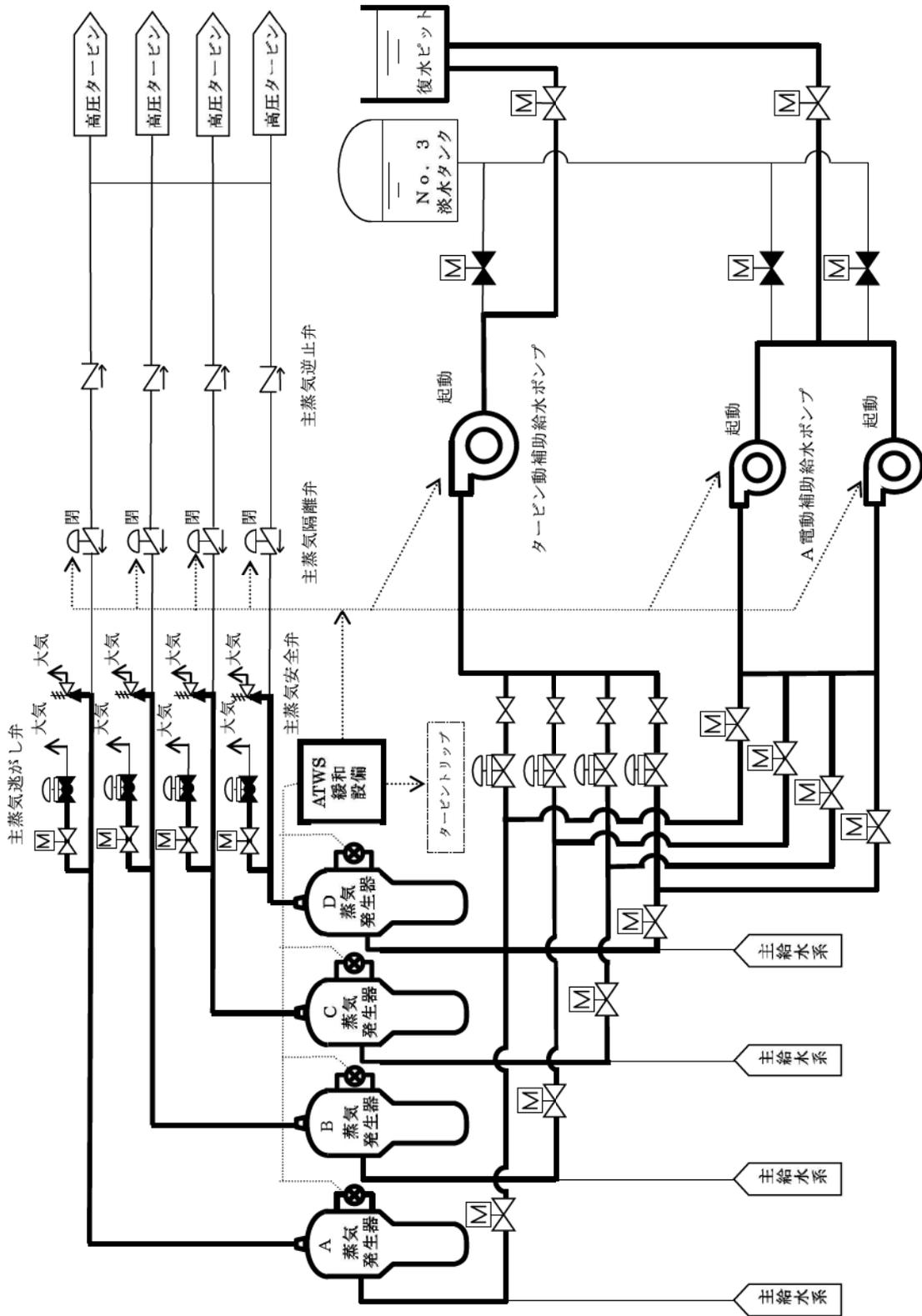
第6.6.2図 原子炉保護設備信号図



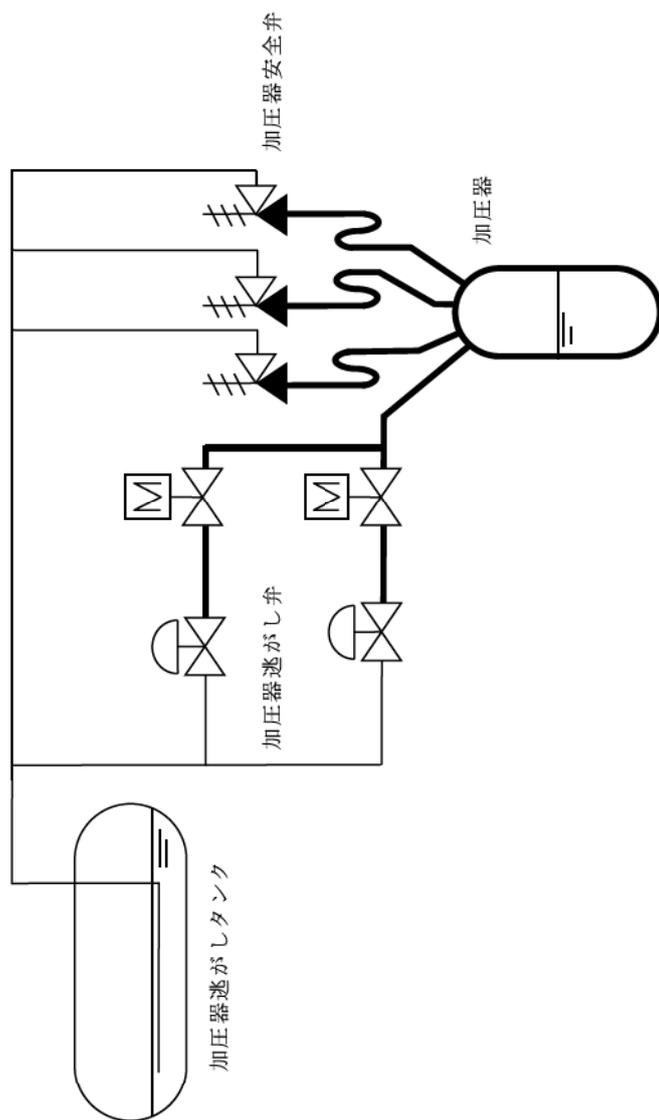
第6.6.3図 過大出力 $\Delta T$ 高及び過大温度 $\Delta T$ 高による保護限界図 (代表例)



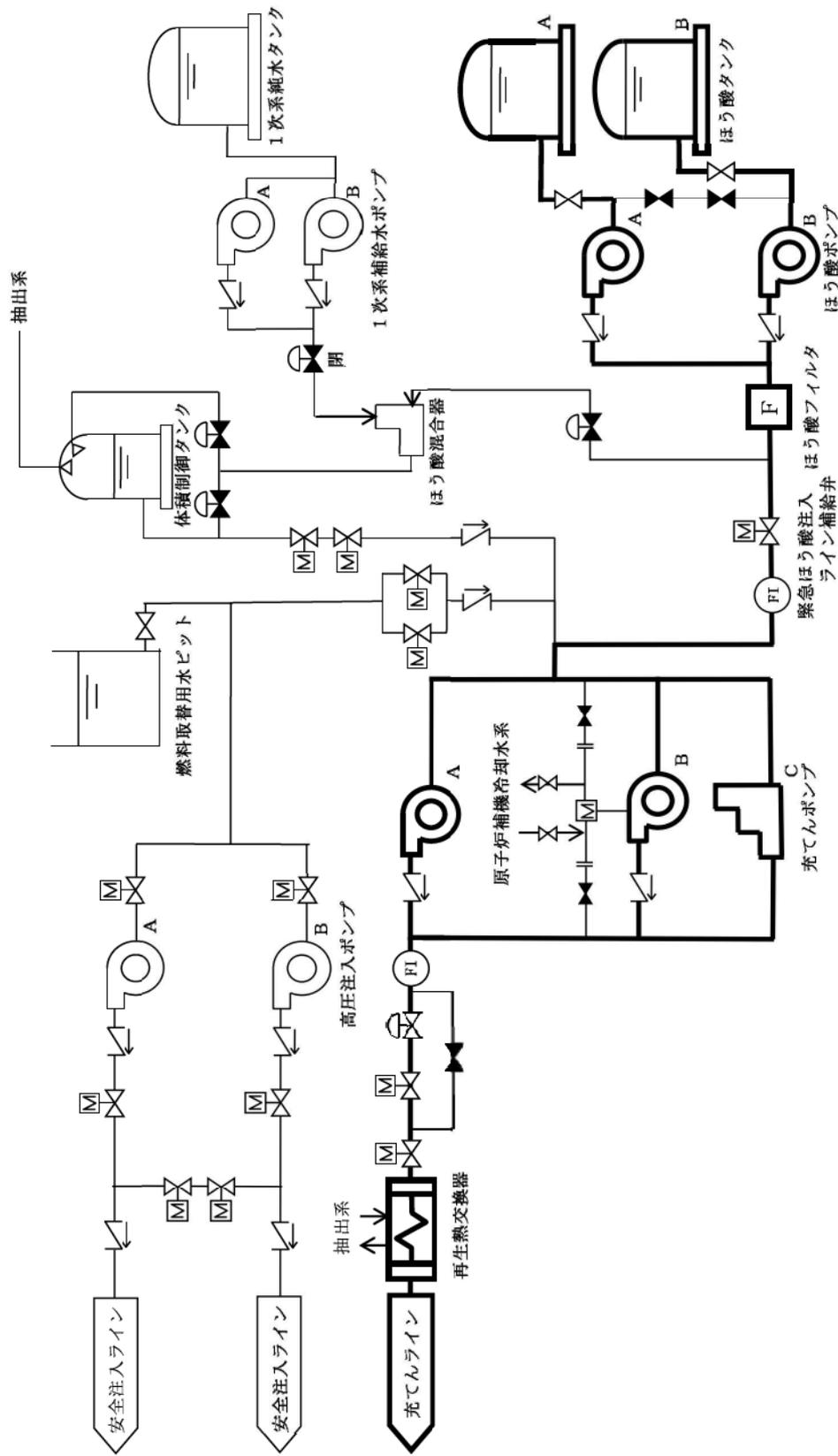
第6.7.1図 工学的的安全施設作動信号図



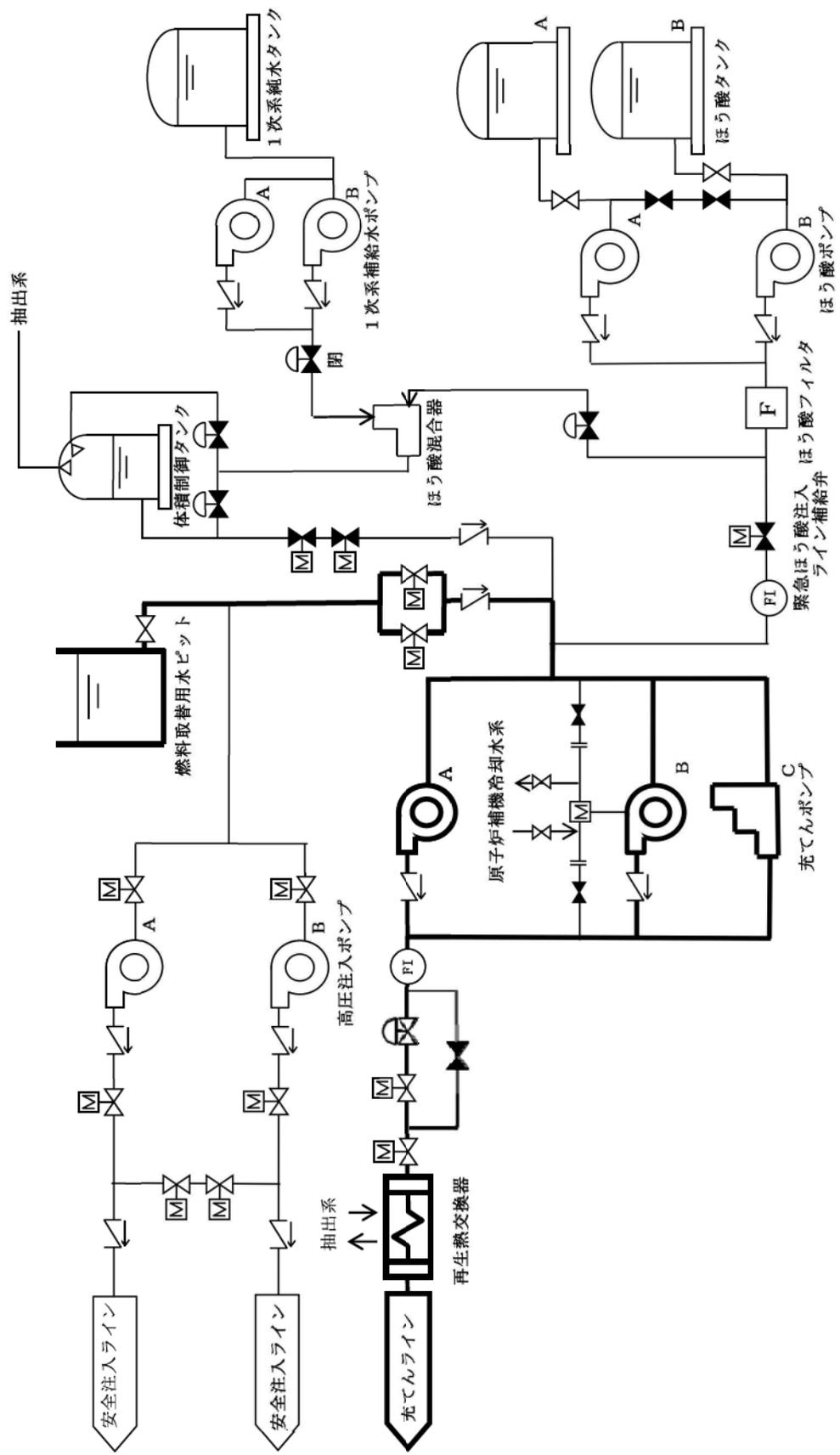
第6.8.1図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (1)



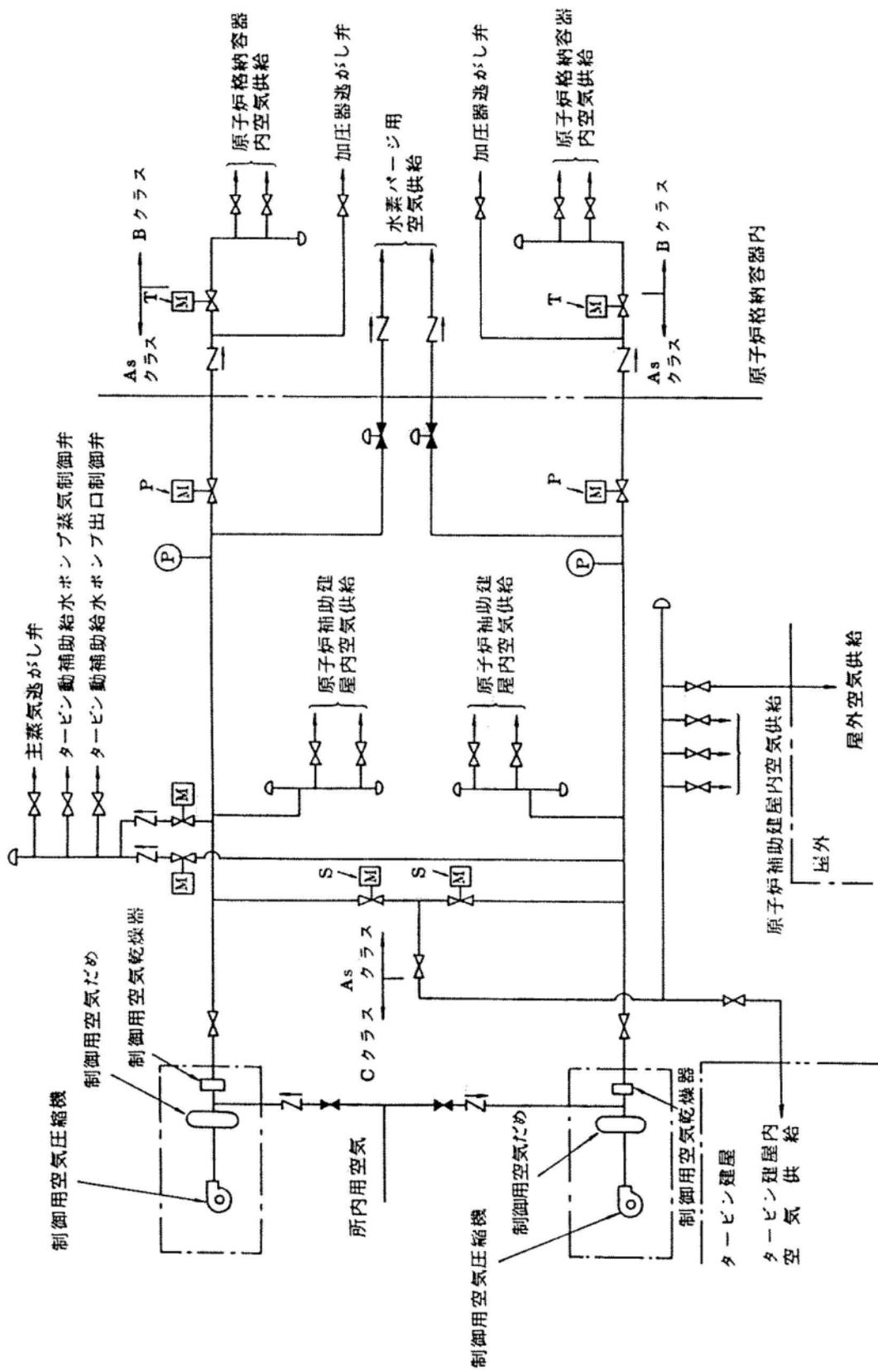
第6.8.2図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図（2）



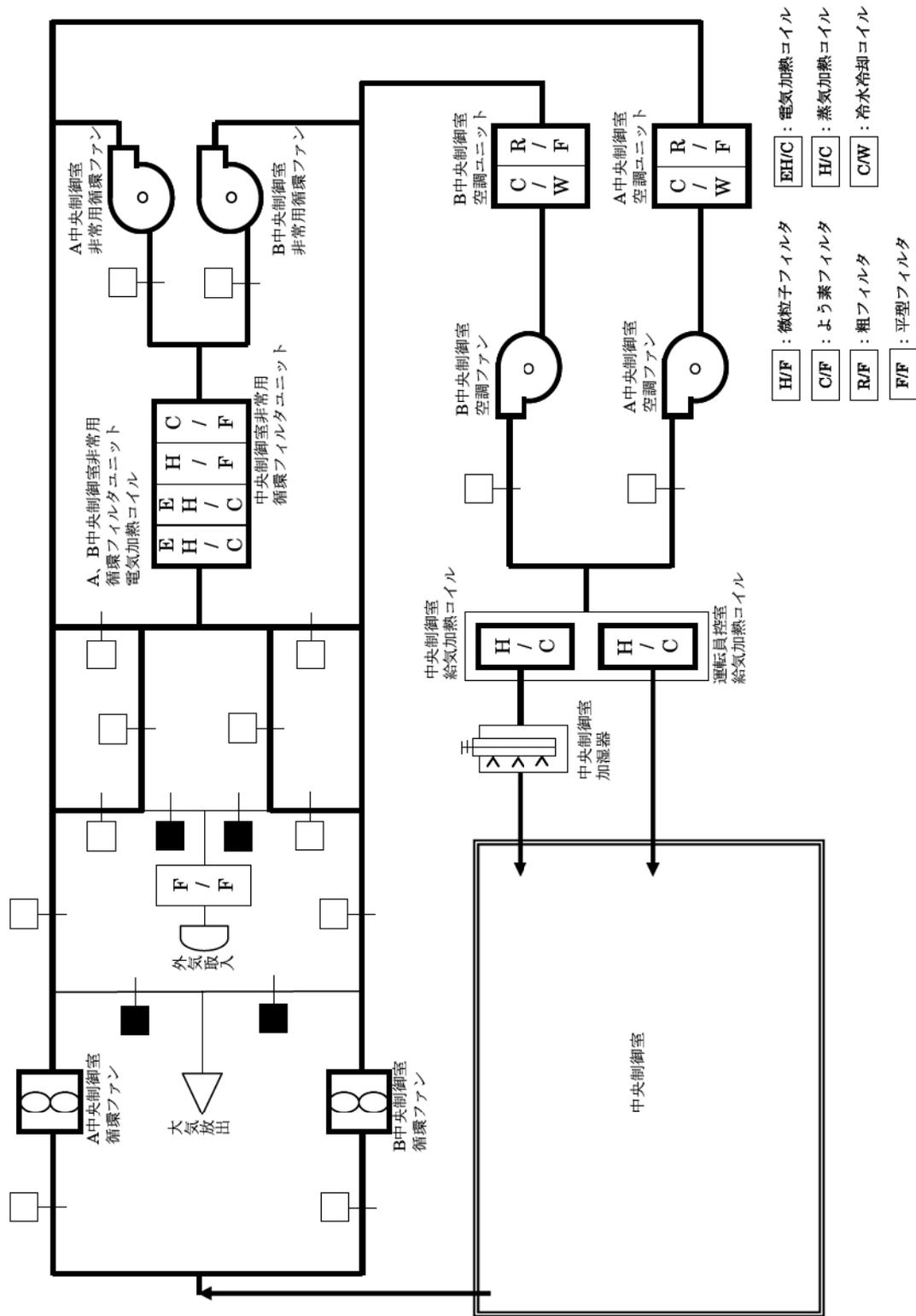
第6.8.3図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (3)



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)

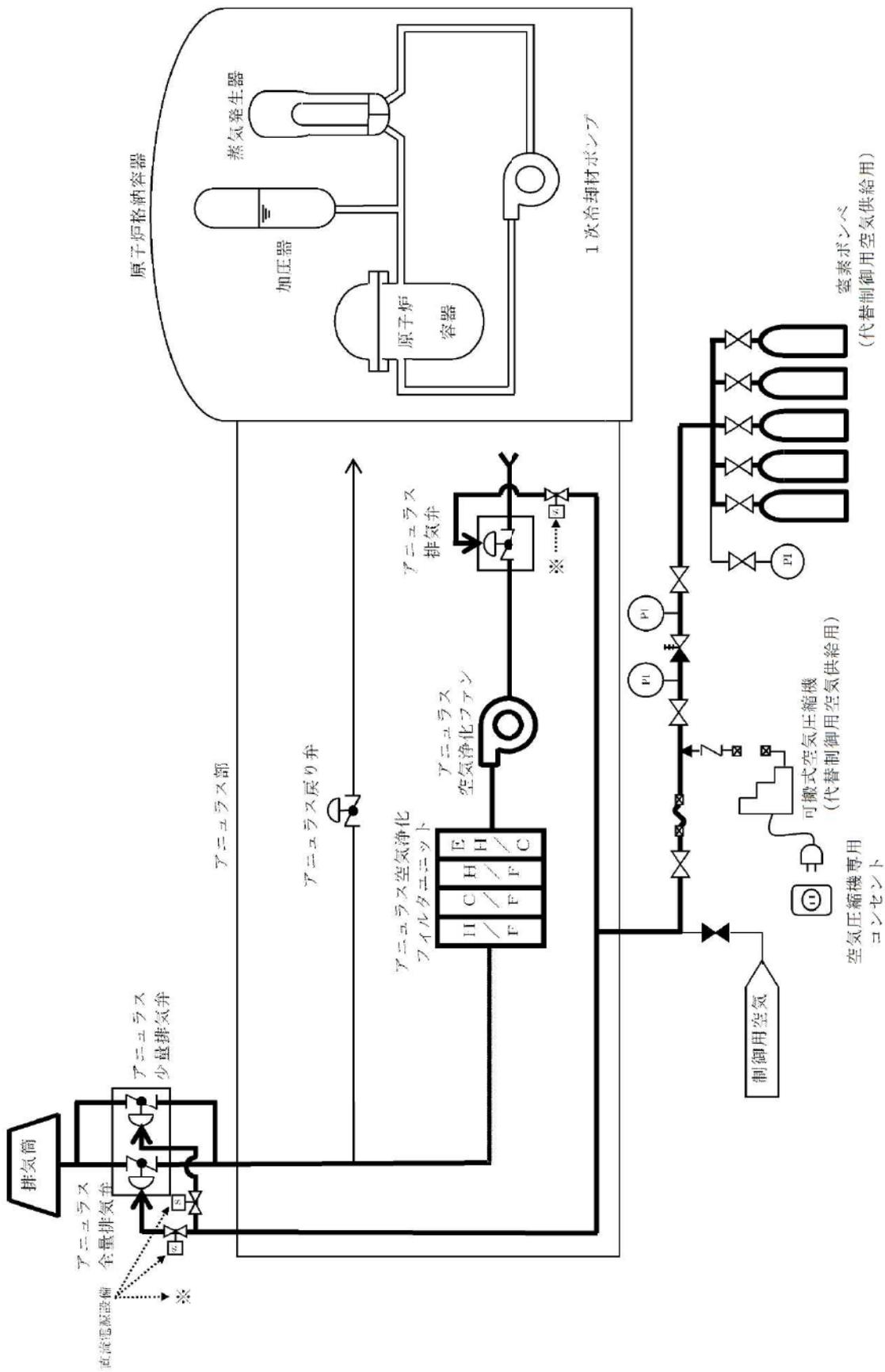


第6.9.1図 制御用空気設備系統図



(注) 3号炉の概略系統を示す。4号炉も同じ。

第 6.10.2.1 図 中央制御室(重大事等時) 概略系統図 (1)



第 6.10.2.2 図 中央制御室(重大事故等時) 概略系統図 (2)



## 7. 放射性廃棄物の廃棄施設

### 7.1 気体廃棄物処理設備

#### 7.1.1 概要

気体廃棄物処理設備は、ガス圧縮装置、ガスサージタンク、活性炭式希ガスホールドアップ装置等で構成され、以下の機能を有する。

- (1) 窒素をカバーガスとする各タンクからのベントガス等の窒素廃ガスを処理する。
- (2) 体積制御タンク等からパージされる水素廃ガスを処理する。

#### 7.1.2 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、減衰及び放出管理等を行い、濃度及び量を低減できるものとする。

なお、本設備は3、4号炉共用設備として設計する。

- (1) 窒素をカバーガスとする各タンクからのベントガス及び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、ガスサージタンクに一時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とともに、間欠的に活性炭式希ガスホールドアップ装置におくり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換気空調設備のフィルタを通して排気筒から放出できる設計とする。
- (2) 3、4号炉いずれかの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、活性炭式希ガスホールドアップ装置で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換気空調設備のフィルタを通して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水素廃ガスを処理する系統は、無漏えい構造とし、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

換気を行い、十分な雰囲気管理を行うなど水素による防爆を考慮した設計とする。

### 7.1.3 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 7.1.1 表に示す。

### 7.1.4 主要設備（3号及び4号炉共用）

#### (1) ガス圧縮装置

ガス圧縮装置は、ガスサージタンクに窒素廃ガスを一時貯留するために設置する。ガス圧縮装置の容量は、最大廃ガス量約55Nm<sup>3</sup>/h（2ユニット分）に対して、容量約68Nm<sup>3</sup>/hのものを2台設置する。

#### (2) ガスサージタンク

ガスサージタンクは、約30m<sup>3</sup>の容量のものを4基設置する。

#### (3) 活性炭式希ガスホールドアップ装置

活性炭式希ガスホールドアップ装置は、前置塔1基、ホールドアップ塔4基からなる。前置塔は、活性炭充てん量約0.17tの容量のものを設置する。

ホールドアップ塔は、設計流量約2Nm<sup>3</sup>/hの廃ガス中の希ガスをキセノンで少なくとも45日間、クリプトンで少なくとも61時間保持し減衰させるものとして活性炭充てん量1基当たり約1.1tの容量の計約4.4tのものを設置する。

なお、前置塔の入口には、除湿装置を設け、湿分による活性炭の性能劣化を防止する。

### 7.1.5 評価

気体廃棄物処理設備は、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。

また、気体廃棄物の放出に関しては、放射性物質の濃度をプロセスモニタにより連続的に監視できる。

#### 7.1.6 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。

また、活性炭式希ガスホールドアップ装置について、漏えい試験及び必要に応じ希ガスの減衰性能の確認が行える設計とする。

## 7.2 液体廃棄物処理設備

### 7.2.1 概要

液体廃棄物処理設備は、液体廃棄物の性状により、ほう酸回収系及び廃液処理系の2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、貯留される格納容器機器ドレン、補助建屋機器ドレン、格納容器床ドレン、補助建屋床ドレン及び薬品ドレン（強酸ドレンを除く）等並びに洗浄排水タンクに回収される洗浄排水を処理する。

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。

### 7.2.2 設計方針

液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、次のような貯留、処理、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。

なお、本設備のうち、ほう酸回収系の冷却材貯蔵タンク及び廃液処理系の廃液貯蔵タンクを含み、それ以降並びに強酸ドレン処理系は、3、4号炉共用設備として設計する。

- (1) 液体廃棄物処理設備は、液体廃棄物の性状によって、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、蒸発器、脱塩塔等で処理することにより、実用可能な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、実用

可能な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。

(4) 液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設（「7.3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. 処理設備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、インターロック回路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、処理設備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、処理設備は独立した区画内に設けるか周辺にせき等を設け、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せき等を設け、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. 処理設備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（マンホール等）を設けない設計とする。また、処理設備を設ける建屋の地下には、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埋設しない設計とする。

### 7.2.3 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 7.2.1 表に示す。

### 7.2.4 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の容量は、約 $1.3\text{m}^3$ とする。予想発生量は約 $800\text{m}^3/\text{y}$ である。

(2) 冷却材貯蔵タンク（3号及び4号炉共用）

冷却材貯蔵タンクは、1次冷却材抽出水及び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 $390\text{m}^3$ のものを3基設置する。予想発生量は、格納容器冷却材ドレンタンク及び補助建屋冷却材ドレンタンクからの移送分も含めて、約 $14,000\text{m}^3/\text{y}$ （2ユニット分）である。

(3) ほう酸回収装置脱塩塔（3号及び4号炉共用）

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ことを目的とする。ほう酸回収装置脱塩塔は、樹脂容量約 $2.0\text{m}^3$ のものを1基設置する。

(4) ほう酸回収装置（3号及び4号炉共用）

ほう酸回収装置は、冷却材貯蔵タンク水を処理する。蒸留水及び濃縮液は、それぞれ1次系純水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 $6.8\text{m}^3/\text{h}$ のものを2基設置する。予想処理量は約 $14,000\text{m}^3/\text{y}$ （2ユニット分）である。

(5) 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 $10\text{m}^3$ のものを1基設置する。予想発生量は、3号炉で約 $1,600\text{m}^3/\text{y}$ 、4号炉で約 $900\text{m}^3/\text{y}$ である。

(6) 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。予想発生量は約 $20\text{m}^3/\text{y}$ である。

また、格納容器サンプには格納容器サンプ水位上昇率測定装置を設置し、漏えい液体を集め、その水位上昇を測定することにより漏えい

を検知できる設計とする。

(7) 廃液貯蔵タンク（3号及び4号炉共用）

廃液貯蔵タンクは、原子炉格納容器内の機器ドレン及び床ドレン、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100m<sup>3</sup>のものを2基設置する。予想発生量は約2,800m<sup>3</sup>/y（2ユニット分）である。

(8) 廃液蒸発装置（3号及び4号炉共用）

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、濃縮廃液は乾燥造粒装置へ移送する。廃液蒸発装置は、容量約1.7m<sup>3</sup>/hのものを2基設置する。予想処理量は約2,800m<sup>3</sup>/y（2ユニット分）である。

(9) 廃液蒸留水脱塩塔（3号及び4号炉共用）

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0.57m<sup>3</sup>のものを1基設置する。

(10) 廃液蒸留水タンク（3号及び4号炉共用）

廃液蒸留水タンクは、廃液蒸留水脱塩塔からの蒸留水及び洗たく排水処理設備からの処理水を貯留する。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。廃液蒸留水タンクは、容量約110m<sup>3</sup>のものを2基設置する。予想発生量は約19,800m<sup>3</sup>/y（2ユニット分）である。

(11) 洗浄排水タンク（3号及び4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。洗浄排水タンクは、容量約15m<sup>3</sup>のものを2基設置する。予想発生量は約3,000m<sup>3</sup>/y（2ユニット分）である。

(12) 洗たく排水処理設備（3号及び4号炉共用）

洗たく排水処理設備は、洗浄排水タンク水进行处理する。処理した処理水は廃液蒸留水タンクへ移送する。洗たく排水処理設備内で分離した固形分は、汚泥脱水機にて脱水処理を行い脱水スラッジとした後、雑

固体廃棄物として処理する。

洗たく排水処理設備は、容量約 $2\text{m}^3/\text{h}$ のものを設置する。予想処理量は約 $3,000\text{m}^3/\text{y}$ （2ユニット分）である。

本設備の流路線図を第7.2.1図に示す。

#### (13) 強酸ドレンタンク（3号及び4号炉共用）

強酸ドレンタンクは、放射化学室から出る強酸ドレン等を集める。本タンク水は中和後、乾燥造粒装置へ移送する。強酸ドレンタンクの容量は、約 $0.2\text{m}^3$ とする。予想発生量は約 $2\text{m}^3/\text{y}$ （2ユニット分）である。

### 7.2.5 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。

### 7.2.6 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。

## 7.3 固体廃棄物処理設備

### 7.3.1 概要

固体廃棄物処理設備は、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を行う。

- (1) 廃液蒸発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) ウェス、金属、機材の雑固体廃棄物
- (4) 使用済液体用フィルタの雑固体廃棄物
- (5) 使用済換気用フィルタの雑固体廃棄物

なお、放射性廃棄物の廃棄施設の流路線図を第 7.3.1 図に示す。

### 7.3.2 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受ける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、貯蔵保管等を行うことができる設計とする。

- (1) 濃縮廃液及び強酸ドレンは、遮へい装置、遠隔操作等により、乾燥造粒装置にて乾燥粉体化及び造粒化し、固化材（セメントガラス）とともにドラム詰めできる設計とする。
- (2) 脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵保管するとともに、また一部は雑固体廃棄物として取り扱い焼却できる設計とする。
- (3) 雑固体廃棄物のうち、可燃物は必要に応じて圧縮又は焼却により減容してドラム詰め等を行うか、又は焼却処理後造粒し固化材（セメントガラス）とともにドラム詰めできる設計とする。また、不燃物は必要に応じて圧縮により減容してドラム詰め等を行うか、又は必要に応じて圧縮により減容し、3号及び4号炉の原子炉補助建屋内の固型化処理エリアで遠隔操作・自動操作等により固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めできる設計とする。
- (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、圧縮若しくは焼却により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する設計とする。

上記の固体廃棄物は、発電所内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

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。

また、3号炉及び4号炉の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 2 基等は必要に応じて汚染拡大防止対策を講じて、発電所内の蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。

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。

### 7.3.3 主要設備

#### (1) 使用済樹脂貯蔵タンク（3号及び4号炉共用）

使用済樹脂貯蔵タンクは、放射性物質を減衰させるため、脱塩塔使用済樹脂を貯蔵保管する。使用済樹脂貯蔵タンクは、容量約77m<sup>3</sup>のものを2基設置する。脱塩塔使用済樹脂の予想発生量は3号炉及び4号炉合算で約5m<sup>3</sup>/yである。

なお、必要がある場合は増設を考慮する。

#### (2) 乾燥造粒装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）

乾燥造粒装置は、濃縮廃液等を遠隔操作により蒸気加熱し、水分を蒸発して粉体状に乾燥する。さらに、濃縮廃液の乾燥で生成される粉体並びに雑固体焼却設備から発生する焼却灰を造粒化し、ドラム詰めする。本装置は付属設備として、ドラム詰め及び移送を遠隔操作で行うためのコンベア、しゃへい壁、鉛ガラス等を設ける。

#### (3) 使用済液体用フィルタ取扱装置

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、容器封入する。

(4) ベイラ（1号、2号、3号及び4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。

(5) 雑固体焼却設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

雑固体焼却設備は、雑固体廃棄物のうち可燃物、廃油等を焼却処理し、減容する設備で、3号炉及び4号炉の原子炉補助建屋内に設置する。

なお、焼却排ガスは、セラミックフィルタ等を通した後、3号炉及び4号炉の原子炉補助建屋屋上に設置する焼却設備排気口より放出する。

(6) 固体廃棄物貯蔵庫（1号、2号、3号及び4号炉共用）

固体廃棄物貯蔵庫は、鉄筋コンクリート造で貯蔵庫内には、サンブピット等を設ける。

固体廃棄物貯蔵庫は、200ℓドラム缶約38,900本相当を貯蔵保管する能力を有する。

なお、必要がある場合には増設を考慮する。

(7) 蒸気発生器保管庫（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

蒸気発生器保管庫は、1号炉及び2号炉の蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器8基、これに伴い発生する蒸気発生器を囲むコンクリート天井・壁等並びに1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の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4基等を貯蔵保管する能力を有する。

本保管庫は、所要の遮へい設計を行い、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。

本保管庫の平面図及び断面図を第7.3.2図及び第7.3.3図に示す。

(8) セメントガラス固化装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）

セメントガラス固化装置は、乾燥造粒装置の処理物を固化材（セメントガラス）とともにドラム詰めする。本装置は、遮へいされた区画に設置し、遠隔で操作される。

#### 7.3.4 主要仕様

固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。

#### 7.3.5 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できる。

第7.1.1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 <sup>3</sup> /h/個
本体材料		青銅
(2) ガスサージタンク		
個数		4
容量		約30m <sup>3</sup> /個
材料		炭素鋼
(3) 活性炭式希ガスホールドアップ装置		
a. 前置塔		
個数		1
活性炭充てん量		約0.17t
b. ホールドアップ塔		
個数		4
活性炭充てん量		約4.4t (1基当たり約1.1t)
動的吸着係数		キセノンに対し約500Nm <sup>3</sup> /t (40℃において) クリプトンに対し約30Nm <sup>3</sup> /t (40℃において)
c. 処理能力		
保持時間		キセノンに対して 45日間以上 クリプトンに対して61時間以上

第7.2.1表 液体廃棄物処理設備の設備仕様

(1) 格納容器冷却材ドレンタンク		
基 数		1
容 量		約1.3m <sup>3</sup>
材 料		ステンレス鋼
(2) 冷却材貯蔵タンク (3, 4号炉共用)		
基 数		3
容 量		約390m <sup>3</sup> /基
材 料		ステンレス鋼
(3) ほう酸回収装置脱塩塔 (3, 4号炉共用)		
基 数		1
樹脂容量		約2.0m <sup>3</sup>
本体材料		ステンレス鋼
(4) ほう酸回収装置 (3, 4号炉共用)		
基 数		2
容 量		約6.8m <sup>3</sup> /h/基
本体材料		ステンレス鋼
(5) 補助建屋サンプタンク		
基 数		1
容 量		約10m <sup>3</sup>
材 料		ステンレス鋼
(6) 廃液貯蔵タンク (3, 4号炉共用)		
基 数		2
容 量		約100m <sup>3</sup> /基
材 料		ステンレス鋼
(7) 廃液蒸発装置 (3, 4号炉共用)		
基 数		2
容 量		約1.7m <sup>3</sup> /h/基
本体材料		ステンレス鋼

(8) 廃液蒸留水脱塩塔 (3, 4号炉共用)

基 数	1
樹脂容量	約0.57m <sup>3</sup>
本体材料	ステンレス鋼

(9) 廃液蒸留水タンク (3, 4号炉共用)

基 数	2
容 量	約110m <sup>3</sup> /基
材 料	ステンレス鋼

(10) 洗浄排水タンク (3, 4号炉共用)

基 数	2
容 量	約15m <sup>3</sup> /基
材 料	ステンレス鋼

(11) 洗たく排水処理設備 (3, 4号炉共用)

基 数	1
容 量	約2m <sup>3</sup> /h

(12) 強酸ドレンタンク (3, 4号炉共用)

基 数	1
容 量	約0.2m <sup>3</sup>
材 料	ステンレス鋼

第7.3.1表 固体廃棄物処理設備の設備仕様

- (1) 使用済樹脂貯蔵タンク（3号及び4号炉共用）
- |     |                          |
|-----|--------------------------|
| 基 数 | 2                        |
| 容 量 | 77m <sup>3</sup> （1基当たり） |
| 材 料 | ステンレス鋼                   |
- (2) 乾燥造粒装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- |     |   |
|-----|---|
| 基 数 | 1 |
|-----|---|
- (3) セメントガラス固化装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- |     |   |
|-----|---|
| 基 数 | 1 |
|-----|---|
- (4) 使用済液体用フィルタ取扱装置
- |     |   |
|-----|---|
| 基 数 | 1 |
|-----|---|
- (5) ベ イ ラ（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- |     |   |
|-----|---|
| 基 数 | 1 |
|-----|---|
- (6) 雑固体焼却設備（3号炉及び4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用）
- |     |   |
|-----|---|
| 基 数 | 1 |
|-----|---|
- (7) 固体廃棄物貯蔵庫（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- A－廃棄物庫
- |     |                      |
|-----|----------------------|
| 面 積 | 約3,800m <sup>2</sup> |
| 容 量 | 約16,200本（200ℓドラム缶相当） |
| 構 造 | 鉄筋コンクリート造            |
- B－廃棄物庫
- |     |                     |
|-----|---------------------|
| 面 積 | 約700m <sup>2</sup>  |
| 容 量 | 約2,700本（200ℓドラム缶相当） |
| 構 造 | 鉄筋コンクリート造           |
- C－廃棄物庫

面 積	1階 約1,900m <sup>2</sup>
	2階 約1,900m <sup>2</sup>
容 量	約20,000本 (200ℓドラム缶相当)
構 造	鉄筋コンクリート造

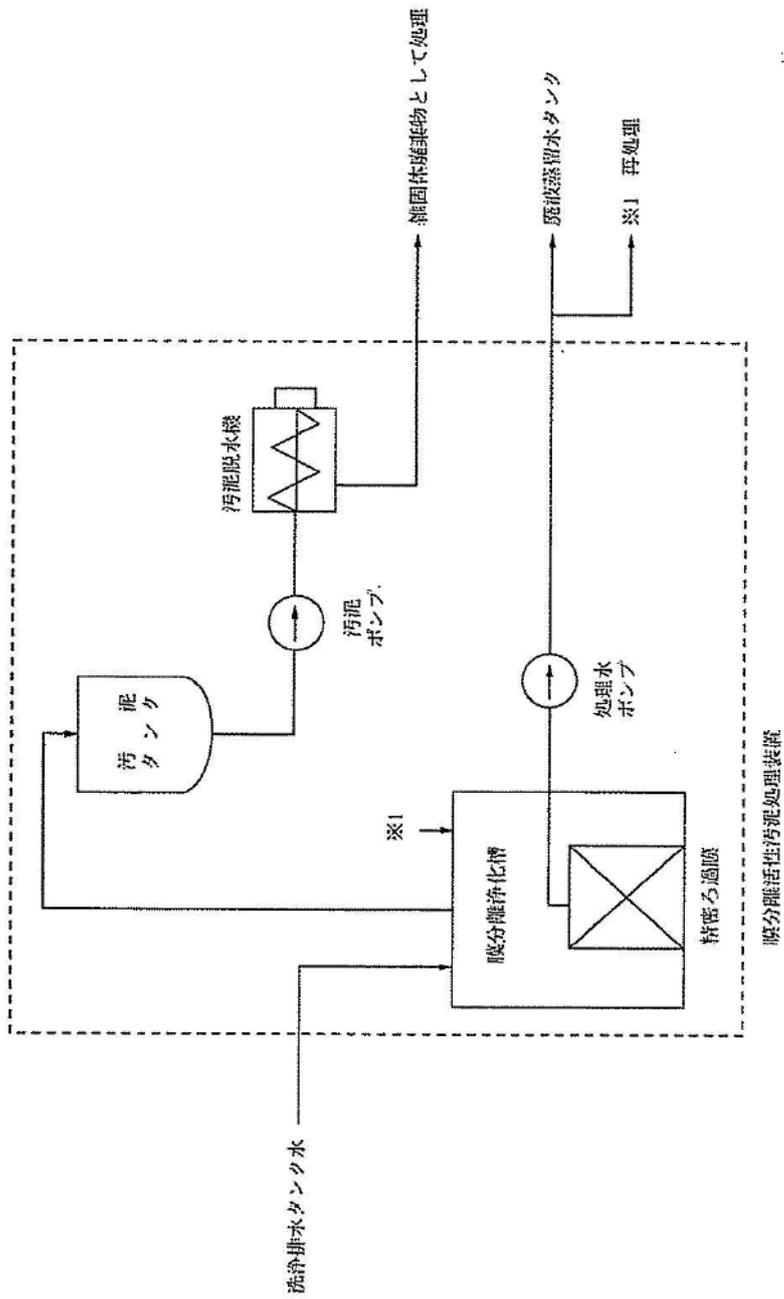
(8) 蒸気発生器保管庫 (1号、2号、3号及び4号炉共用、既設)

A 蒸気発生器保管庫

面 積	約1,000m <sup>2</sup>
型 式	地上式鉄筋コンクリート造
保管対象物	蒸気発生器4基、蒸気発生器を囲むコンクリート天井・壁等、原子炉容器上部ふた2基等

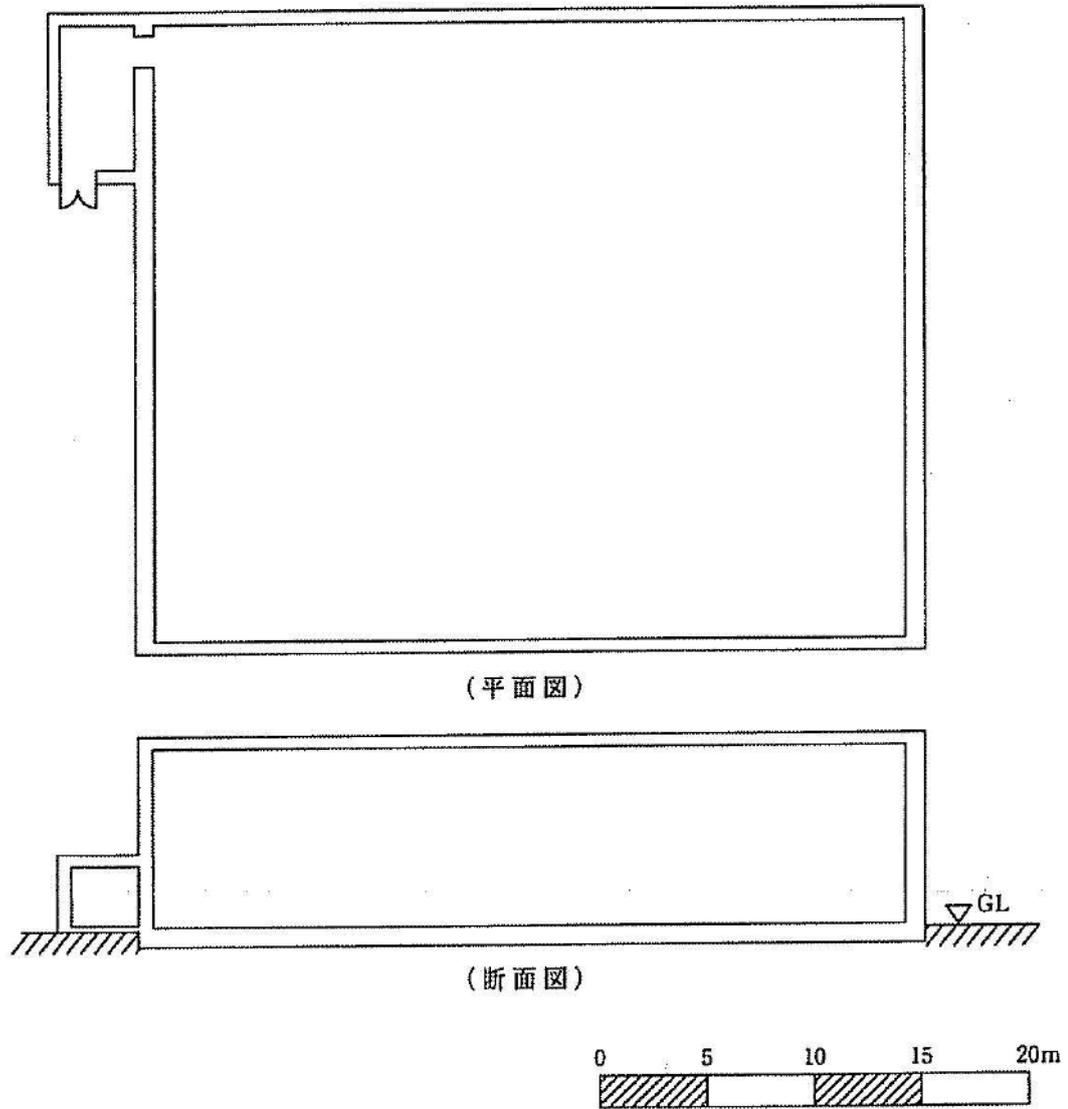
B 蒸気発生器保管庫

面 積	約1,000m <sup>2</sup>
型 式	地上式鉄筋コンクリート造
保管対象物	蒸気発生器4基、蒸気発生器を囲むコンクリート天井・壁等、原子炉容器上部ふた2基等

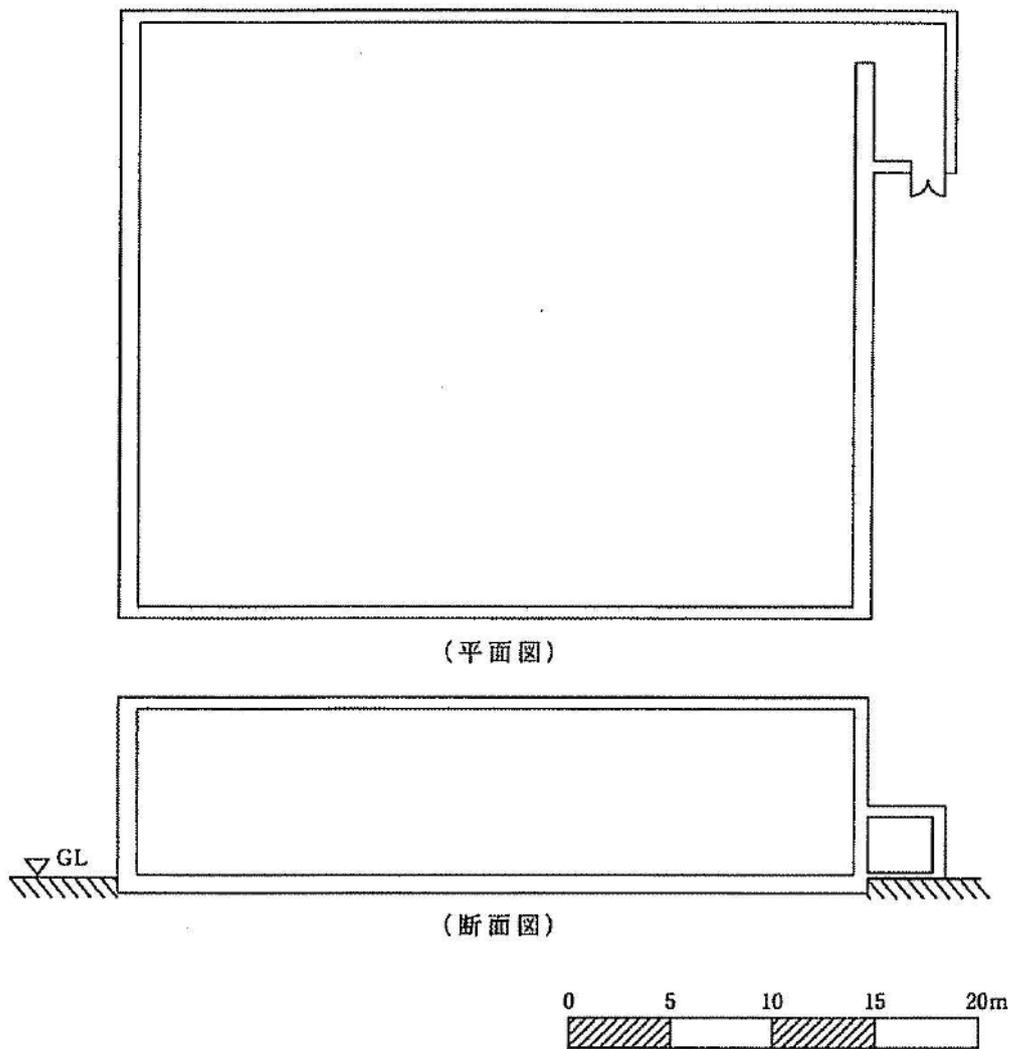


第7.2.1図 洗たく排水処理設備の流路線図





第7.3.2図 A蒸気発生器保管庫平面図・断面図  
 (1号、2号、3号及び4号炉共用)



第7.3.3図 B 蒸気発生器保管庫平面図・断面図  
 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

#### 7.4 参考文献

- (1) 「活性炭式希ガスホールドアップ装置について」MAP I - 1068  
三菱原子力工業、昭和58年

## 8. 放射線管理施設

### 8.1 放射線管理設備<sup>(1)</sup>

#### 8.1.1 通常運転時等

##### 8.1.1.1 概要

放射線管理設備は、敷地周辺の一般公衆の放射線被ばくが十分低く保たれていることを監視するとともに、発電所従事者等を本発電所に起因する放射線被ばくから防護するために従事者等の放射線被ばく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。

##### 8.1.1.2 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、敷地周辺の一般公衆、放射線業務従事者等の放射線被ばくを実用可能な限り低くすることとし、次の設計方針に基づき、放射線管理設備を設ける。

(1) 放射線業務従事者等の出入管理、個人被ばく管理及び汚染管理ができる設計とする。

また、物品の搬出に対しても線量率管理及び汚染管理ができる設計とする。

(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、放射性物質の放出、発電所内外の外部放射線量率、放射性物質の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) 中央制御室に必要な情報及び緊急時対策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非常用所内電源に接続する。

(6) 放射線監視設備は、測定対象核種、測定下限濃度、測定頻度、試料採取方法等を適切に定め管理すること等で、通常運転時、発電所

外へ放出される放射性物質の放射エネルギーを監視できる設計とする。

なお、放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に適合する設計とする。

- (7) 事故時に監視が必要な放射線監視設備は、事故時の環境条件（温度、圧力、蒸気雰囲気等）によってその機能が損なうことのないものとする。
- (8) モニタリングステーション及びモニタリングポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間を担保できる設計とする。また、モニタリングステーション及びモニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所までのデータ伝送系は、有線及び無線により、多様性を有し、指示値は中央制御室及び緊急時対策所で監視できる設計とする。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。
- (9) 放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定及び記録できる設計とする。

#### 8.1.1.3 主要設備の仕様

放射線管理設備の主要設備の仕様を第 8.1.1.1 表に示す。

#### 8.1.1.4 主要設備

##### (1) 放射線管理関係設備

出入管理、個人被ばく管理、汚染管理、化学分析、放射性物質の濃度の測定等のために、次の設備を設ける。

- a. 出入管理設備（3，4号炉共用、一部1，2，3，4号炉共用・既設）

原子炉格納施設、原子炉補助建屋の管理区域への人の入退出を管理するために出入管理設備を設ける。この設備には、チェッカールーム、放射線管理室等がある。

**b. 個人被ばく管理関係設備（3，4号炉共用、一部1，2，3，4号炉共用・既設）**

従事者等の個人被ばく管理のために、フィルムバッジ、警報付デジタル線量計等を備える。また、ホールボディカウンタは既設のものを共用する。

**c. 汚染管理設備（3，4号炉共用）**

人の退出及び物品の搬出に伴う汚染の管理を行うために、汚染管理設備を設ける。この設備には更衣室、シャワー室、手洗い場、モニタリングエリア、汚染衣類の洗たく室、機器除染室及び退出モニタ等の機器がある。

ただし、燃料及び大型機器の搬出に際しては、原子炉格納施設、原子炉補助建屋の機器搬入口に臨時のモニタリングエリアを設けて汚染管理に必要な各種サーベイメータ等を備える。

**d. 試料分析関係設備**

1次冷却設備、放射性廃棄物廃棄施設等からの試料の一般化学分析、放射化学分析、放射能測定等を行うために、次のようなものを設ける。なお、環境試料の放射能の測定は、環境放射能測定センターが行う。

**(a) 原子炉系試料採取室（3，4号炉共用）**

各種系統からの試料を採取するために、原子炉系試料採取室を設ける。

**(b) 放射化学室（3，4号炉共用）**

管理区域内の液体及び気体試料の分析を行うために、放射化学室を設ける。

また、この室には放射能測定器を校正するための非密封放射性同位元素の貯蔵庫を備える。

**(c) 放射能測定室（3，4号炉共用）**

管理区域内外の各種系統及び作業環境試料中の放射性物質の濃度を測定するために、放射能測定室を設ける。

**(d) 校正線源室（1，2，3，4号炉共用、既設）**

サーベイメータ等の放射線量（率）計の校正、校正用密封線源の保管、放射線測定器の点検等を行うために、校正線源室を設ける。

## (2) 放射線監視設備

放射線監視設備は、プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備、周辺モニタリング設備及び放射線サーベイ設備から構成する。

また、事故時に必要な放射線監視設備は、非常用電源に接続するとともに、事故時の圧力、温度等の環境条件によってその機能を損なうことのないように設計する。

### a. プロセスモニタリング設備

発電所外へ放出する放射性物質の濃度及び各系統の放射性物質の濃度を監視するために、主要な系統にプロセスモニタリング設備を設ける。この設備には、連続的に放射性物質の濃度を測定するプロセスモニタ及び連続的に試料を採取する試料採取装置がある。プロセスモニタは中央制御室で指示又は記録を行い、放射性物質濃度が設定値以上になると、中央制御室に警報を発する。試料採取装置は、排気筒から放出される排気中に放射性よう素、放射性粒子及びトリチウムの濃度並びに原子炉格納容器内の放射性よう素の濃度を測定するための採取装置である。プロセスモニタとしては次のものがあり、その配置図を第8.1.1.1図～第8.1.1.3図に示す。

#### (a) 原子炉格納施設モニタ

原子炉格納容器内のじんあい及びガス中の放射性物質の濃度の監視を行うもので、格納容器じんあいモニタ及び格納容器ガスモニタを設ける。

#### (b) 排気筒ガスモニタ

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、排気筒から放出される排気ガス中の放射性物質の濃度の監視を行うもので、排気筒ガスモニタを設ける。

#### (c) 復水器空気抽出器ガスモニタ

復水器真空ポンプからの排気ガス中の放射性物質の濃度を監

視し、1次冷却系から2次冷却系への漏えいを検知する。

(d) 蒸気発生器ブローダウン水モニタ

蒸気発生器2次側ブローダウン水中の放射性物質の濃度を監視し、1次冷却系から2次冷却系への漏えいを検知する。

(e) 原子炉補機冷却水モニタ

1次冷却設備、化学体積制御設備、放射性廃棄物廃棄施設、余熱除去設備等から、原子炉補機冷却水設備への放射性物質の漏えいを検知する。

(f) 廃棄物処理設備排水モニタ（3，4号炉共用）

液体廃棄物処理設備の排水中の放射性物質の濃度の監視を行う。

(g) 補助蒸気復水モニタ（3，4号炉共用）

液体廃棄物処理設備の廃液蒸発装置等の加熱蒸気側復水中の放射性物質の濃度を監視し、廃液蒸発装置等から加熱蒸気復水への漏えいを検知する。

(h) 主蒸気管モニタ

蒸気発生器伝熱管破損事故時に主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁から放出される蒸気中の放射性物質の濃度の監視を行う。

検出器には電離箱を使用する。

(i) 廃棄物処理設備排ガスモニタ

廃棄物処理設備排ガスモニタ（3号及び4号炉共用）は、気体廃棄物処理設備の活性炭式希ガスホールドアップ装置の健全性を確認するため排ガス中の放射性物質の濃度の監視を行う。

(j) 高感度型主蒸気管モニタ

主蒸気管中の放射性物質の濃度を監視し、1次冷却系から2次冷却系への漏えいを検知する。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

b. エリアモニタリング設備

中央制御室及び管理区域内の主要箇所的外部放射線量率を連続的に測定するために、エリアモニタを設ける。

この設備は、中央制御室で指示、記録を行い、放射線レベルが設

定値以上になると、現場及び中央制御室に警報を発する。

エリアモニタを設ける区域は、次のとおりである。

- (a) 中央制御室（3号及び4号炉共用）
- (b) 放射化学室（3号及び4号炉共用）
- (c) 充てんポンプ室
- (d) 使用済燃料ピット付近
- (e) 原子炉系試料採取室（3号及び4号炉共用）
- (f) 原子炉格納容器内（エアロック付近）
- (g) 原子炉格納容器内（炉内核計装付近）
- (h) ドラム詰室（3号及び4号炉共用）

また、燃料取扱い中の原子炉格納容器内（運転操作床面付近）及び  
保守中の機械室の付近には、可搬式エリアモニタ装置を必要に応じて  
設ける。

さらに、事故時において十分な測定範囲を有する格納容器内高レ  
ンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニ  
タ（高レンジ）を設ける。また事故時の補助建屋内エリア放射線量  
率の測定は可搬式モニタで行う。

#### c. 周辺モニタリング設備

発電所周辺監視区域境界付近の放射線等を監視するために、次の  
周辺モニタリングを設けている。

- (a) 固定モニタリング設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に発電所周  
辺監視区域境界付近の外部放射線量率を連続的に監視するため  
に、モニタリングポスト及びモニタリングステーションを、ま  
た、外部放射線量を測定するために、モニタリングポイントを  
設けている。

モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源系は、  
非常用所内電源、野外モニタ分電盤（1号、2号、3号及び4  
号炉共用）、モニタリングステーション及びモニタリングポ  
スト専用の無停電電源装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）

から構成される。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源の供給が可能な設計とする。さらに、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し、電源切替え時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。

また、モニタリングステーション及びモニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所までのデータ伝送系は、有線及び無線により、多様性を有し、指示値は中央制御室及び緊急時対策所で監視できる設計とする。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

主な固定モニタリング設備の仕様を第 8.1.1.2 表に示す。

(b) 移動式放射能測定装置（モニタ車）（環境モニタリングセンター、1号、2号、3号及び4号炉共用）

周辺地域のモニタリングを行うために、環境モニタリングセンターに設けている移動式放射能測定装置（モニタ車）1台を共用する。

また、万一、放射性物質の異常放出があった場合敷地周辺の放射線測定を行うために、移動式放射能測定装置（モニタ車）1台を共用する。

(c) 気象観測設備（1，2，3，4号炉共用、既設）

放射性気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価及び一般気象データ収集のために、風向、風速、日射量、放射収支量、気温差、降水量等を観測する気象観測設備を設けている。

d. 放射線サーベイ設備（3，4号炉共用）

発電所内外の必要箇所、特に管理区域内で従事者等が頻繁に立

ち入る箇所及び原子炉の安全運転上必要な箇所の外部放射線量率、空気中及び水中の放射性物質の濃度並びに表面汚染密度のうち、必要なものを定期的に測定監視するために、放射線サーベイ設備を備える。

放射線サーベイは、外部放射線量率については携帯用の各種サーベイメータにより、空気中及び水中の放射性物質の濃度についてはサンプリングによる放射能測定により、また、表面汚染密度についてはサーベイメータ又はスミヤ法による放射能測定により行う。

### (3) 放射線防護設備（3，4号炉共用）

放射線防護並びに救助活動に必要な資材として、防護衣、呼吸器、防護マスク、無線通話装置等の防護用機器を備える。

#### 8.1.1.5 評価

- (1) 運転に伴う従事者等の被ばく線量を管理するために、出入管理設備、個人被ばく管理関係設備及び汚染管理設備を設けるほか、発電所内の放射線の監視のために、エリアモニタリング設備及び放射線サーベイ設備を設け、十分な管理及び監視が可能な設計となっている。
- (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一般公衆の放射線被ばくの監視のために、プロセスモニタリング設備及び周辺モニタリング設備を設置し、必要箇所をモニタリングすることにより、発電所周辺の放射線を十分監視できる設計となっている。
- (3) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には、原子炉格納容器内の空気中の放射性物質の濃度を格納容器じんあいモニタ及び格納容器ガスモニタによって連続的に、事故時には、原子炉格納容器内放射線量率を格納容器エリアモニタによって連続的に、また、放射性物質の濃度を格納容器内の空気及び1次冷却材のサンプリングによって知ることができる設計となっている。

また、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の放射性物質の放出経路となる排気筒及び廃棄物処理設備排水ライン並びに事故時の放

出経路となる排気筒及び主蒸気管には、モニタを設置するとともに、必要箇所はサンプリングできる設計となっている。

- (4) エリアモニタリング設備のうち、エリアモニタは中央制御室及び管理区域内の主要箇所の外部放射線量率を、また、プロセスモニタリング設備のうち、プロセスモニタは主要系統の放射性物質の濃度を連続測定し、異常時には中央制御室及びその他必要な箇所に警報を発する設計となっている。

#### 8.1.1.6 試験検査

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は、その健全性を確認するため、定期的に検査を行うことができる。

#### 8.1.1.7 手順等

- (1) モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源機能、警報機能及びデータ伝送系の多様性を維持するため、適切に保守管理を実施するとともに必要に応じ補修を行う。
- (2) モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源、警報及びデータ伝送系の保守管理に関する教育を定期的に実施する。

### 8.1.2 重大事故等時

#### 8.1.2.1 概要

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

監視測定設備配備概要図を第 8.1.2.1 図に示す。

使用済燃料ピットに係る重大事故等により、使用済燃料ピット区域の空間線量率が変動する可能性のある範囲にわたり測定するために必

要な重大事故等対処設備を保管する。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータである原子炉格納容器内の放射線量率を計測又は監視及び記録ができる重大事故等対処設備を設置する。

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定する緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタを保管する。

#### 8.1.2.2 設計方針

重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、可搬式モニタリングポストを使用する。可搬式モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、モニタリングステーション及びモニタリングポストが機能喪失した場合の代替手段として、発電所敷地境界付近において、原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタリングステーション及びモニタリングポストを代替し得る原子力災害対策特別措置法第 10 条及び第 15 条に定められた事象の判断に必要な十分な個数を保管する。

また、可搬式モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所海側敷地境界方向を含む原子炉格納施設を囲む 8 方位において原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。

可搬式モニタリングポストの指示値は、無線（衛星系回線）により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。可搬式モニタリングポストで測定した放射線量は、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。可搬式モニタリングポストの電源は、充電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬式モニタリングポスト（3号及び4号炉共用）

設計基準事故対処設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポストは、ディーゼル発電機に加え、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）
- ・重油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

移動式放射能測定装置（モニタ車）のダスト・よう素サンプラ、汚染サーベイメータ又はよう素モニタが機能喪失した場合を代替する重大事故等対処設備（放射性物質の濃度の測定）として可搬型放射線計測装置を使用する。

可搬型放射線計測装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、移動式放射能測定装置（モニタ車）の測定機能を代替し得る十分な個数を保管する。可搬型放射線計測装置（NaIシンチレーションサーベイメータ、汚染サーベイメータ）の電源は、乾電池を使用する設計とする。可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ）の電源は、充電電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、汚染サーベイメータ）（3号及び4号炉共用）

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）として、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周

辺海域を含む。)において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度(空气中、水中、土壌中)及び放射線量を測定するために、可搬型放射線計測装置、電離箱サーベイメータ及び小型船舶を使用する。

可搬型放射線計測装置及び電離箱サーベイメータは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度(空气中、水中、土壌中)及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、発電所の周辺海域においては、小型船舶を用いる設計とする。可搬型放射線計測装置(NaIシンチレーションサーベイメータ、汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ)、電離箱サーベイメータの電源は、乾電池を使用する設計とする。可搬型放射線計測装置(可搬式ダストサンプラ)の電源は、充電電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬型放射線計測装置(可搬式ダストサンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ)(3号及び4号炉共用)
- ・電離箱サーベイメータ(3号及び4号炉共用)
- ・小型船舶(3号及び4号炉共用)

これらの設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

重大事故等時に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備として以下の重大事故等対処設備(風向、風速その他の気象条件の測定)を設ける。

気象観測設備が機能喪失した場合を代替する重大事故等対処設備(風向、風速その他の気象条件の測定)として、可搬式気象観測装置を使用する。

可搬式気象観測装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所にお

いて風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計とする。可搬式気象観測装置の指示値は、無線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。可搬式気象観測装置で測定した風向、風速その他の気象条件は、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。可搬式気象観測装置の電源は、充電電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬式気象観測装置（3号及び4号炉共用）

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、使用済燃料ピット区域の空間線量率について、使用済燃料ピットに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所での関係を把握し、測定結果の傾向を確認することで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とするとともに、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）は、原子炉格納容器内の放射線量率を想定される重大事故等に計測又は監視及び記録ができる設計とする。

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）は、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
- ・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）

緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタは、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定できる設計とする。

緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタの多様性、位置的分散、悪影響防止、共用の禁止、容量等、環境条件等、操作性の確保及び試験検査については、「10.9 緊急時対策所」にて記載する。

#### 8.1.2.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

設計基準事故対処設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポストは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替交流電源から給電できる設計とする。空冷式非常用発電装置の多様性、位置的分散については「10.2代替電源設備」にて記載する。

放射線量の測定における空冷式非常用発電装置を使用した代替電源は、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）に給電でき、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、主要パラメータ及び代替パラメータに対して可能な限り多様性を考慮した設計とする。

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測における電源車及び可搬式整流器を使用した可搬型直流電源設備は、空冷式のディーゼル発電機を使

用し、原子炉補助建屋内の蓄電池（安全防護系用）に対して、電源車は原子炉補助建屋から100m以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管し、可搬式整流器は原子炉補助建屋内の異なる区画に分散して保管することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

可搬式モニタリングポスト及び可搬型放射線計測装置は、モニタリングステーション、モニタリングポスト及び移動式放射能測定装置（モニタ車）と屋外の離れた位置に分散して保管することで、同時に機能喪失しない設計とする。

可搬式気象観測装置は、気象観測設備と異なる場所で、かつ耐震性を有する建屋内に保管することで、同時に機能喪失しない設計とする。

#### 8.1.2.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

可搬式モニタリングポスト、可搬型放射線計測装置、電離箱サーベイメータ、小型船舶及び可搬式気象観測装置は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は、重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）は、チャンネル相互を物理的、電氣的に分離し、チャンネル間の独立性を図るとともに、主要パラメータ及び代替パラメータ間においてもパラメータ相互を分離し、パラメータ間の独立性を図り他の設備に悪影響を及ぼさないよう独立した設計とする。

### 8.1.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定する可搬式モニタリングポスト、可搬型放射線計測装置及び電離箱サーベイメータは、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。

可搬式気象観測装置は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める通常観測の観測項目を測定できる設計とする。

可搬式モニタリングポストは、3号炉及び4号炉共用で10個（モニタリングステーション及びモニタリングポストを代替し得る原子力災害対策特別措置法第10条及び第15条に定められた事象の判断に必要な十分な個数としての6個を含み、原子炉格納施設を囲む8方位の放射線量の測定が可能な個数）、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1個の合計11個（3号及び4号炉共用）を保管する設計とする。

可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、汚染サーベイメータ）は、移動式放射能測定装置（モニタ車）の代替測定並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として3号炉及び4号炉共用で各2個、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として各1個の合計各3個（3号及び4号炉共用）を保管する設計とする。

可搬型放射線計測装置（ZnSシンチレーションサーベイメータ、 $\beta$ 線サーベイメータ）は、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として3号炉及び4号炉共用で各1個、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点

検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として各1個の合計各2個（3号及び4号炉共用）を保管する設計とする。

電離箱サーベイメータは、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において放射線量を測定し得る十分な個数として3号炉及び4号炉共用で2個、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1個の合計3個（3号及び4号炉共用）を保管する設計とする。

小型船舶は、発電所の周辺海域において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な台数として3号炉及び4号炉共用で1台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台の合計2台（3号及び4号炉共用）を保管する設計とする。また、小型船舶は、発電所の周辺海域において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置及び要員を積載できる設計とする。

可搬式気象観測装置は、気象観測設備が機能喪失しても代替し得る個数として3号炉及び4号炉共用で1個、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1個の合計2個（3号及び4号炉共用）を保管する設計とする。

可搬式モニタリングポスト、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ）、電離箱サーベイメータ及び可搬式気象観測装置の電源は、充電電池又は乾電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、3号炉及び4号炉それぞれで1セット2個使用する。保有数は3号炉及び4号炉それぞれで1セット2個、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも

使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに故障時のバックアップ用として1個（3号及び4号炉共用）の合計5個を保管する設計とする。

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）は、設計基準を超える状態において原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有する設計とする。

#### 8.1.2.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

可搬式モニタリングポスト及び可搬式気象観測装置は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

可搬型放射線計測装置及び電離箱サーベイメータは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。人が携行して測定が可能な設計とする。

小型船舶は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。また、海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、制御建屋内に保管し、屋外に設置するため、重大事故等時における制御建屋内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）は、重大事故等時の原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

#### 8.1.2.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬式モニタリングポスト及び可搬式気象観測装置は、接続をコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設

計とする。付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

可搬型放射線計測装置及び電離箱サーベイメータは、接続がなく単体で使用し付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

可搬式モニタリングポスト、可搬型放射線計測装置、電離箱サーベイメータ及び可搬式気象観測装置は、人力による運搬、移動ができる設計とする。

小型船舶は、容易に操縦ができ、車両等により運搬、移動ができる設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタの取付架台への取り付けは、複数の場所での線量率の相関（減衰率）関係を評価及び各設置場所間での関係性を把握している場所のうち設置場所としている箇所で、取付金具を用いて確実に取り付けできる設計とする。可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタのケーブル接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

#### 8.1.2.3 主要設備及び仕様

重大事故等対処設備の主要設備及び仕様を第 8.1.2.1 表～第 8.1.2.2 表に示す。

#### 8.1.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

放射線量の測定に使用する可搬式モニタリングポスト、電離箱サーベイメータ、放射性物質の濃度の測定に使用する可搬型放射線計測装置（NaIシンチレーションサーベイメータ、汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ）は、校正用線源による特性の確認ができる設計とする。

試料採取に使用する可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ）は、外観点検及び機能・性能確認ができる設計とする。

海上モニタリングに使用する小型船舶は、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

風向、風速その他の気象条件の測定に使用する可搬式気象観測装置は、特性の確認が可能な設計とする。

可搬式モニタリングポスト及び可搬式気象観測装置は、データ伝送機能確認ができる設計とする。

## 8.2 換気空調設備

### 8.2.1 概要

換気空調設備は、通常運転時及び事故時に発電所従業員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、補助建屋換気空調設備及び緊急時対策所換気設備等で構成する。

アニュラス空気浄化設備は、「9.3 アニュラス空気浄化設備」で述べているので、ここでは省略する。

### 8.2.2 設計方針

- (1) 換気空調設備は、管理区域内と管理区域外の別により、また、それぞれの区域内でも機能の別により系統を分ける。
- (2) 換気は清浄区域に新鮮な空気を供給して、放射性物質濃度の高い区域に向か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。換気回数は、1回/h以上とする。
- (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、よう素フィルタには、温度感知設備を設ける。

- (5) 中央制御室空調装置は、事故時には外気との連絡口を遮断し、よう素フィルタを通る閉回路循環方式とし、運転員等を内部被ばくから防護する設計とする。
- (6) 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する換気空調設備においては単一故障を仮定しても、所定の安全機能を失うことのないよう原則として多重性を備える設計とする。
- (7) 火災の延焼防止が必要な換気ダクトには防火ダンパを設置する。

### 8.2.3 主要設備の仕様

換気空調設備の主要設備の仕様を第 8.2.1 表～第 8.2.4 表に示す。

## 8.2.4 主要設備

### (1) 格納容器換気空調設備

格納容器換気空調設備は、格納容器空調装置、格納容器再循環装置、格納容器空気浄化装置、制御棒駆動装置冷却装置、原子炉容器室冷却装置、蒸気発生器室冷却装置、加圧器室冷却装置及び格納容器減圧装置等で構成する。

格納容器換気空調設備の系統構成を第8.2.1図に、主要設備の仕様を第8.2.1表に示す。

#### a. 格納容器空調装置

原子炉停止中、従事者等が原子炉格納容器内に立ち入る場合の換気を行うために、格納容器空調装置を設ける。

格納容器空調装置は、格納容器給気系統及び格納容器排気系統で構成する。

また、格納容器空調装置は、アニュラス部の換気にも使用する。

#### (a) 格納容器給気系統

原子炉格納容器内及びアニュラス部に新鮮な外気を供給するために、格納容器給気ユニット及び格納容器給気ファンを設ける。

格納容器給気ユニットには、冬季の原子炉停止時に原子炉格納容器内の平均温度を10℃以上に保つために、給気を暖める蒸気加熱コイルを内蔵し、補助蒸気で加熱する。

空気供給ダクトの格納容器貫通部には、無漏えい型のバタフライ弁（隔離弁）を直列に2個設ける。原子炉運転中、この弁は全閉して原子炉格納容器内空気の外部への漏出を防ぐ。

#### (b) 格納容器排気系統

原子炉格納容器内及びアニュラス部の空気の排出のために、格納容器排気ファンと微粒子フィルタを内蔵した格納容器排気フィルタユニットを設ける。

排気ダクトの格納容器貫通部には、無漏えい型のバタフライ弁（隔離弁）を直列に2個設ける。原子炉運転中、この弁は全閉して原子炉格納容器内空気の外部への漏出を防ぐ。

格納容器排気ファンを出た排気は、排気筒へ導く。

b. 格納容器再循環装置

原子炉運転中、原子炉格納容器内の機器及び配管類からの放散熱を除去し、原子炉格納容器内の平均温度を50℃以下に保つための装置であり、粗フィルタ及び冷却コイルを内蔵した格納容器再循環ユニットと格納容器再循環ファンを設ける。

また、原子炉格納容器ドーム部の空気を混合し、冷却するために格納容器再循環装置を通過した冷却空気を供給するドーム部給気ファンを設ける。

c. 格納容器空気浄化装置

原子炉運転中、従事者等が原子炉格納容器内に立入る場合、原子炉格納容器内の空気を浄化し、放射性物質を除去低減させる設備であり、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した格納容器空気浄化フィルタユニットと格納容器空気浄化ファンを設ける。

d. 制御棒駆動装置冷却装置

制御棒駆動装置から発生する熱を除去するために、制御棒駆動装置冷却ユニット及び制御棒駆動装置冷却ファンを設ける。吸引した空気は粗フィルタを通し冷却コイルで冷却する。

e. 原子炉容器室冷却装置

原子炉容器室冷却装置は、原子炉容器からの放散熱を除去するとともに、原子炉容器支持構造物を冷却して原子炉容器の熱がコンクリート部に伝わるのを制限する。また、炉外核計装装置も冷却する。

原子炉容器室冷却ファンは、格納容器再循環装置を通過した冷却空気を原子炉容器下部に給気する。

f. 蒸気発生器室冷却装置及び加圧器室冷却装置

蒸気発生器室冷却装置は、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ及び1次冷却材管の放散熱を、加圧器室冷却装置は、加圧器の放散熱を除去するとともにそれぞれの支持構造物を冷却して機器及び配管の熱がコンクリート部に伝わるのを制限する。

蒸気発生器室給気ファン及び加圧器室給気ファンは、格納容器再

循環装置を通過した冷却空気を蒸気発生器室、加圧器室にそれぞれ給気する。

**g. 格納容器減圧装置**

格納容器減圧装置は、配管及び弁で構成し、原子炉格納容器圧力が一定圧に上昇した際に弁を開き、試料採取室フィルタユニットを通して排気筒に導くことにより、原子炉格納容器圧力を下げる。また、本装置は1次冷却材喪失事故後、原子炉格納容器内に蓄積された水素をアニュラス空気浄化設備を通して排出するために使用する。

**(2) 補助建屋換気空調設備**

補助建屋換気空調設備は、補助建屋空調装置、放射線管理室空調装置、中央制御室空調装置等で構成する。

補助建屋換気空調設備の系統構成を第8.2.2図～第8.2.4図に、主要設備の仕様を第8.2.2表に示す。

**a. 補助建屋空調装置**

補助建屋空調装置は、補助建屋給気系統及び補助建屋排気系統で構成する。

**(a) 補助建屋給気系統（一部3，4号炉共用）**

安全補機室、燃料取扱室を含む原子炉補助建屋内に外気を供給するために、補助建屋給気ユニット及び補助建屋給気ファンを設ける。

補助建屋給気ユニットは、冬季に原子炉補助建屋内の平均温度を10℃以上に保つために、給気を暖める蒸気加熱コイルを内蔵し、補助蒸気で加熱する。

**(b) 補助建屋排気系統**

原子炉補助建屋内（管理区域）の一般補機室、安全補機室及び燃料取扱室等からの排気を集合して、排気筒へ導くため補助建屋排気ファンを設ける。排気系統には微粒子フィルタを内蔵した補助建屋排気フィルタユニットを設け、排気中の微粒子を除去する。

安全補機室の排気系統は、事故時にアニュラス空気浄化設備に自動的に切り替える。

**b. 放射線管理室空調装置（3，4号炉共用）**

放射線管理室空調装置は、放射線管理室給気系統及び放射線管理室排気系統で構成する。

(a) 放射線管理室給気系統

出入管理室、試料採取室等の換気及び冷暖房のために、蒸気加熱コイルを内蔵した放射線管理室給気ユニット及び冷却コイルを内蔵した放射線管理室冷却ユニット並びに放射線管理室給気ファンを設ける。

(b) 放射線管理室排気系統

出入管理室、試料採取室等からの排気を排気筒に導くために放射線管理室排気ファンを設ける。

排気系統には、出入管理室、試料採取室等からの排気中の微粒子又は放射性物質を除去低減するために、微粒子フィルタを内蔵した出入管理室排気フィルタユニット並びに微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した試料採取室排気フィルタユニットを設ける。

また、復水器真空ポンプの排気の放射能レベルが設定値に達した場合、試料採取室排気フィルタユニットに導くように設計する。

また、原子炉格納容器の減圧をする場合、本系統に導く。

c. 中央制御室空調装置

(a) 通常運転時等

中央制御室等の換気及び冷暖房は、冷水冷却コイルを内蔵した中央制御室空調ユニット、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット、中央制御室非常用循環ファン等から構成する中央制御室空調装置により行うことができる設計とする。

中央制御室空調装置には、通常のラインの他、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪

くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室外の火災により発生する有毒ガス等に対し、中央制御室空調装置の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることが可能な設計とする。

中央制御室空調装置は、各号炉独立に設置し、片系列単独で中央制御室遮蔽とあいまって中央制御室の居住性を維持できる設計とする。また、共用により多重性を持ち、単一設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニットを含め、安全性が向上する設計とする。

## (b) 重大事故等時

### (b-1) 設計方針

重大事故等時において、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。

運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室遮蔽の機能とあわせて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、中央制御室空調装置の中央制御室空調ユニットがあり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

中央制御室空調装置は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装

置から給電できる設計とする。

空冷式非常用発電装置については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

#### (b-1-1) 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室空調装置は、多重性をもったディーゼル発電機から給電でき、系統として多重性を持つ設計とする。また、共用することにより号炉間においても多重性を持つ設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

#### (b-1-2) 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、ダンパ操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離ができることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### (b-1-3) 共用の禁止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室の換気空調系は、重大事故等時において、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットを電源復旧し使用するが、共用により自号炉

の系統だけでなく他号炉（3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）の系統も使用することで、安全性の向上が図れることから、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。

3号炉及び4号炉それぞれの系統は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。

#### (b-1-4) 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、重大事故等時に運転員の内部被ばくを防止するために必要な浄化機能に対して、設計基準事故対処設備としてのフィルタユニットが持つ浄化能力を使用することにより達成できることを確認した上で、同仕様で設計する。

#### (b-1-5) 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

#### (b-1-6) 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室空調装置の運転モードの切替えは、中央制御室換気空調系隔離信号による自動動作のほか、中央制御室の制御盤での手動切替操作も可能な設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。また、中央制御室空調装置の空気作動ダンパは、一般的に使用される工具を用いて人力で開操作が可能な構造とする。

#### (b-2) 主要設備及び仕様

中央制御室空調装置の主要設備及び仕様を第8.2.3表に示す。

#### (b-3) 試験・検査

中央制御室の居住性の確保のために使用する系統（中央制御室（気密性）、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニット）は、通常ラインにて機能・性能確認が可能な系統設計とする。

また、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、分解が可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

#### d. 空調用冷水設備

中央制御室空調ユニット、放射線管理室給気ユニット等の冷却コイルに冷水を供給するために空調用冷凍機、空調用冷水ポンプ等を設ける。

### (3) 排気筒

排気筒は、原子炉格納容器外壁に沿わせて設け、格納容器排気系統、アニュラス空気浄化設備、補助建屋排気系統及び放射線管理室排気系統からの排気を導き、地上高さ約73mの排気口から大気に排出する。

排気中の放射性物質濃度は、排気筒モニタで連続監視する。

排気筒の設備仕様を第8.2.4表に示す。

### (4) 緊急時対策所換気設備

#### a. 重大事故等時

(a) 設計方針

緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。なお、換気設計に当たっては、緊急時対策所の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。

また、緊急時対策所外の火災により発生する有毒ガス等に対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

緊急時対策所換気設備として、緊急時対策所非常用空気浄化ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及び空気供給装置を保管する設計とする。

緊急時対策所換気設備の多様性、位置的分散、悪影響防止、共用の禁止、容量等、環境条件等、操作性の確保及び試験検査については「10.9 緊急時対策所」にて記載する。

(b) 主要設備及び仕様

緊急時対策所換気設備の主要設備及び仕様は、第8.2.5表に示す。

### 8.2.5 評価

- (1) 管理区域の換気空調設備は、給気系統によって新鮮な空気を供給し、排気系統によって適切なフィルタを通した後、排気筒から排出する設計となっている。
- (2) 各換気系統は、その区域及び室の換気並びに除熱を十分に行える。
- (3) 中央制御室換気空調装置は、事故時には外気との連絡口を遮断し、よう素フィルタを通る閉回路循環方式とすることによって運転員を放射線被ばくから防護できる。

外気との遮断が長期にわたり室内の空気が悪くなった場合は、外気をよう素フィルタで浄化しながら取り入れることができる。

#### 8.2.6 試験検査

換気空調設備は、常時運転している設備であるので中央制御室等での運転状態を監視できる。

## 8.3 遮蔽設備

### 8.3.1 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、発電所周辺の一般公衆、放射線業務従事者等の受ける線量を低減するもので、次のものから構成される。

- (1) 原子炉 1 次遮蔽
- (2) 原子炉 2 次遮蔽
- (3) 外部遮蔽
- (4) 補助遮蔽
- (5) 燃料取扱遮蔽
- (6) 中央制御室遮蔽
- (7) 一時的遮蔽
- (8) 緊急時対策所遮蔽

### 8.3.2 設計方針

- (1) 発電所周辺の一般公衆が受ける線量については、「線量限度等を定める告示」に定められた周辺監視区域外の値より十分小さくなるようにする。また人の居住の可能性のある敷地等境界外においては年間50  $\mu$  Gyを超えないような遮蔽とする。
- (2) 燃料取替時、補修時等の通常運転時において、放射線業務従事者等が受ける線量が、「線量限度等を定める告示」に定められた限度を超えないようにするのはもちろん、不必要な放射線被ばくを防止するような遮蔽とする。
- (3) 重大事故及び仮想事故時においても、発電所周辺の一般公衆の受ける線量が、「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。

事故時及び重大事故等時に中央制御室内の運転員等に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、運転員等が中央制御室内にとどまり、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設計する。

重大事故等の発生時に緊急時対策所内の対策要員に対し、過度の放

射線被ばくがないように考慮し、事故対応に必要な措置を行うことができる遮蔽設計とする。

- (4) 遮蔽設計に当たり、放射線業務従事者等が立入場所において不必要な放射線被ばくを受けないように、関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮した上で、放射線業務従事者等の受ける線量が十分安全に管理できるように、下記の遮蔽設計基準を満足するように設計する。

なお、主として補助遮蔽の遮蔽設計に用いる燃料被覆管欠陥率は0.1%とするが、万一燃料被覆管欠陥率が0.1%を超えるおそれのある場合は、被ばく管理の強化及び適切な処置を講ずることにより対処する。

機器の配置に当たっては、高放射性物質を内蔵する機器は原則として独立した区画内に配置し、操作又は監視頻度の高い制御盤等は管理区域内の低放射線区域又は管理区域外へ配置する。

#### 遮蔽設計基準

区 分		設計基準線量当量率
管理区域外	第Ⅰ区分：管理区域外	$\leq 0.00625\text{mSv/h}$
管理区域内	第Ⅱ区分：週 100 時間以内立入り	$\leq 0.01\text{mSv/h}$
	第Ⅲ区分：週 48 時間以内立入り	$\leq 0.02\text{mSv/h}$
	第Ⅳ区分：週 7 時間以内立入り	$\leq 0.15\text{mSv/h}$
	第Ⅴ区分：週 1 時間以内立入り	$\leq 1\text{mSv/h}$
	第Ⅵ区分：通常は立入不要のところ	$> 1\text{mSv/h}$

通常運転時の区分概略を、第 8.3.1 図～第 8.3.5 図に示す。

### 8.3.3 主要設備の仕様

遮へい設備の主要設備の仕様を第 8.3.1 表に示す。

### 8.3.4 主要設備

#### (1) 原子炉 1 次遮へい

原子炉 1 次遮へいは、原子炉容器を直接取り囲む厚さ約2.8mの鉄筋コンクリート造の構造物で、通常運転時の原子炉からの放射線を減衰させる。

原子炉 1 次遮へいは、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、原子炉容器室冷却ファンにより空気で冷却する。

#### (2) 原子炉 2 次遮へい

原子炉 2 次遮へいは、原子炉格納容器内の 1 次冷却系機器配管を取り囲む内部コンクリート壁であり、主要なものは厚さ約1.1mの鉄筋コンクリート構造の蒸気発生器側壁である。

原子炉 2 次遮へいは、原子炉 1 次遮へいと外部遮へいとの組合せにより、通常運転時に原子炉格納施設外側での線量当量率を第 I 区分となるように減衰させる。

#### (3) 外部遮へい

外部遮へいは、円筒部厚さ約1.3m、ドーム部厚さ約1.1mのプレストレストコンクリート造原子炉格納容器で、原子炉 1 次遮へいと原子炉 2 次遮へいとの組合せにより、通常運転時に原子炉格納施設外側での線量当量率を第 I 区分となるように減衰させる。

また、発電所周辺の一般公衆が受ける線量当量が、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「原子炉立地審査指針」を十分満足する厚さである。

#### (4) 補助遮へい

補助遮へいは、原子炉補助建屋内の放射性廃棄物廃棄施設、化学体積制御設備、試料採取設備の放射性物質を内蔵する機器及び配管を取り囲む構造物である。

補助遮へいは、出入管理室等の線量当量率を第 II 区分に、建屋内の一般の通路の線量当量率を第 III 区分に、操作用の通路の線量当量率を第 IV 区分に減衰させるとともに、原則として隣接した機器室からの線

量当量率を第V区分に減衰させ、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。

#### (5) 燃料取扱遮へい

燃料取扱遮へいは、燃料取替え時に原子炉キャビティに張る水、チャンネル壁及び使用済燃料ピットに張る水等からなり、燃料取替え時、燃料移送時及び使用済燃料貯蔵時に放射線業務従事者等が安全に作業できるようにする。

燃料取替え時の原子炉キャビティに張る水は、ほう酸水で、燃料集合体の頂部までの水深は約11m、また、使用済燃料ピットに張る水もほう酸水で、燃料集合体の頂部までの水深は約8mである。

さらに、原子炉キャビティ、チャンネル及び使用済燃料ピットにおいて燃料集合体を取り扱う場合でも、燃料集合体の頂部までの水深を3m以上確保する。

#### (6) 中央制御室遮蔽

##### a. 通常運転時等

中央制御室遮蔽は、原子炉補助建屋内に設置し、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回る遮蔽とする。

##### b. 重大事故等時

###### (a) 設計方針

中央制御室遮蔽は、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、

全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置の機能とあわせて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないよう設計する。

(a-1) 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室遮蔽は、原子炉補助建屋と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(a-2) 共用の禁止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室及び中央制御室遮蔽は、プラントの状況に応じた運転員の相互融通等を考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。スペースの共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで、安全性の向上が図れることから、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。各号炉の監視・操作盤は、共用によって悪影響を及ぼさないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号炉の監視・操作中に、他方の号炉のプラント監視機能が喪失しない設計とする。

(a-3) 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件」に示す。

中央制御室遮蔽は、コンクリート構造物として原子炉補助建屋と一体であり、建屋として重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

(b) 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示

す。

中央制御室遮蔽は、主要部分の断面寸法が確認できる設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

#### (7) 一時的遮へい

一時的遮へいは、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へい構造物であり、必要に応じて設置する。

#### (8) 緊急時対策所遮蔽

緊急時対策所遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

緊急時対策所遮蔽の多様性、位置的分散、試験検査については、「10.9 緊急時対策所」にて記載する。

### 8.3.5 評価

原子力発電所内の遮蔽として、原子炉 1 次遮蔽、原子炉 2 次遮蔽、外部遮蔽、補助遮蔽、燃料取扱遮蔽、一時的遮蔽、緊急時対策所遮蔽を設置することにより、運転に伴う従業員が立入場所において不必要な放射線被ばくを受けないように、立入頻度、立入時間等を考慮し従業員の受ける線量が十分安全に管理できる設計となっている。また敷地等境界外では年間  $50 \mu\text{Gy}$  以下となるように原子炉施設を設計し、管理することとなっている。また重大事故及び仮想事故時においても発電所周辺の一般公衆の受ける線量が「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、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないように施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する

放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回る遮蔽設計となっている。

中央制御室遮蔽は、重大事故等時に中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置の機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない遮蔽設計となっている。

緊急時対策所遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない遮蔽設計となっている。

#### 8.3.6 試験検査

遮へい設備は、線量当量率の測定等により検査ができる。

第 8.1.1.1 表 放射線管理設備の設備仕様

(1) 放射線管理関係設備（3号及び4号炉共用並びに一部1号、2号、3号及び4号炉共用）

出入管理設備	1式
個人被ばく管理関係設備	1式
汚染管理設備	1式
試料分析関係設備	1式

(2) 放射線監視設備

a. 格納容器じんあいモニタ

個数	1
検出器	シンチレーション検出器

b. 格納容器ガスモニタ

個数	1
検出器	シンチレーション検出器

c. 排気筒ガスモニタ

個数	2（低レンジ） 1（高レンジ）
検出器	シンチレーション検出器

d. 復水器空気抽出器ガスモニタ

個数	1
検出器	シンチレーション検出器

e. 蒸気発生器ブローダウン水モニタ

個数	1
検出器	シンチレーション検出器

f. 原子炉補機冷却水モニタ

個数	1
検出器	シンチレーション検出器

g. 廃棄物処理設備排水モニタ（3号及び4号炉共用）

個数	1
----	---

- |    |                          |                |
|----|--------------------------|----------------|
|    | 検出器                      | シンチレーション検出器    |
| h. | 補助蒸気復水モニタ（3号及び4号炉共用）     |                |
|    | 個数                       | 1              |
|    | 検出器                      | シンチレーション検出器    |
| i. | 主蒸気管モニタ                  |                |
|    | 個数                       | 4              |
|    | 検出器                      | 電離箱検出器         |
| j. | 廃棄物処理設備排ガスモニタ（3号及び4号炉共用） |                |
|    | 個数                       | 1              |
|    | 検出器                      | シンチレーション検出器    |
| k. | 高感度型主蒸気管モニタ              |                |
|    | 個数                       | 4              |
|    | 検出器                      | シンチレーション検出器    |
| l. | エリアモニタ（一部3号及び4号炉共用）      |                |
|    | 個数                       | 8              |
|    | 検出器                      | GM管検出器又は半導体検出器 |
| m. | 格納容器エリアモニタ（高レンジ）         |                |
|    | 個数                       | 2              |
|    | 検出器                      | 電離箱検出器         |
- (3) 放射線防護設備（3号及び4号炉共用） 1式

第 8.1.1.2 表 主な固定モニタリング設備の設備仕様

- (1) モニタリングステーション及びモニタリングポスト（1号、2号、3号及び4号炉共用）

種 類	NaI(Tl)シンチレーション式検出器、電離箱式検出器
計 測 範 囲	$1.0 \times 10^1 \sim 1.0 \times 10^8 \text{nGy/h}$
台 数	6
伝 送 方 法	有線及び無線

- (2) モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）

容 量	約 $3\text{kVA} \times 5$ （1台当たり）
電 源	鉛蓄電池
電 圧	100V
台 数	6

- (3) 移動式放射能測定装置（モニタ車）（環境モニタリングセンター、1号、2号、3号及び4号炉共用）

台 数	1（環境モニタリングセンター）
台 数	1（1号、2号、3号及び4号炉共用）

- (4) 気象観測設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

観 測 項 目	風向、風速、日射量、放射収支量、雨量
台 数	1
伝 送 方 法	有線

第 8.1.2.1 表 放射線管理設備（重大事故等時）（常設）の設備仕様

(1) 格納容器内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
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

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

(2) 格納容器内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
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

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

第 8.1.2.2 表 放射線管理設備（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様

(1) 可搬式モニタリングポスト（3号及び4号炉共用）

種 類	NaI (Tl) シンチレーション式検出器
計 測 範 囲	B.G.～100mGy/h
個 数	10（予備 1）
伝 送 方 法	無線（衛星系回線）

(2) 可搬型放射線計測装置（3号及び4号炉共用）

a. 可搬式ダストサンプラ

個 数	2（予備 1）
-----	---------

b. NaI シンチレーションサーベイメータ

種 類	NaI (Tl) シンチレーション式検出器
計 測 範 囲	B.G.～30 $\mu$ Gy/h
個 数	2（予備 1）

c. 汚染サーベイメータ

種 類	プラスチックシンチレーション式検出器
計 測 範 囲	0～300kmin <sup>-1</sup>
個 数	2（予備 1）

d. ZnS シンチレーションサーベイメータ

種 類	ZnS (Ag) シンチレーション式検出器
計 測 範 囲	0～99.9kmin <sup>-1</sup>
個 数	1（予備 1）

e.  $\beta$ 線サーベイメータ

種 類	プラスチックシンチレーション式検出器
計 測 範 囲	0～300kmin <sup>-1</sup>
個 数	1（予備 1）

(3) 電離箱サーベイメータ（3号及び4号炉共用）

種 類	電離箱式検出器
-----	---------

計測範囲	1.0 $\mu$ Sv/h ~ 300mSv/h
個数	2 (予備 1)

(4) 小型船舶 (3号及び4号炉共用)

台数	1 (予備 1)
----	----------

(5) 可搬式気象観測装置 (3号及び4号炉共用)

観測項目	風向、風速、日射量、放射収支量、雨量
------	--------------------

個数	1 (予備 1)
----	----------

伝送方法	無線
------	----

(6) 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・放射線管理設備

種類	半導体式検出器
----	---------

計測範囲	0.01 ~ 100mSv/h
------	-----------------

個数	2 (3号及び4号炉共用の予備 1)
----	--------------------

(7) 緊急時対策所内可搬型エリアモニタ (3号及び4号炉共用)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・放射線管理設備
- ・緊急時対策所

種類	半導体式検出器
----	---------

計測範囲	0.001 ~ 99.99mSv/h
------	--------------------

個数	1 (予備 1)
----	----------

(8) 緊急時対策所外可搬型エリアモニタ (3号及び4号炉共用)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・放射線管理設備
- ・緊急時対策所

種類	半導体式検出器
----	---------

計測範囲	0.01 ~ 999.9 $\mu$ Sv/h
------	-------------------------

個数	1 (予備 1)
----	----------

第 8.2.1 表 格納容器換気空調設備の設備仕様

(1) 格納容器空調装置

a. 格納容器給気系統

(a) 格納容器給気ユニット

型 式	粗フィルタ、蒸気加熱コイル及び蒸気再熱コイル内蔵型
個 数	2
容 量	約1,250m <sup>3</sup> /min/個

(b) 格納容器給気ファン

個 数	2
容 量	約1,250m <sup>3</sup> /min/個

b. 格納容器排気系統

(a) 格納容器排気フィルタユニット

型 式	粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型
個 数	2
容 量	約1,250m <sup>3</sup> /min/個
粒子除去効率	99%以上 (0.7 μ m粒子)

(b) 格納容器排気ファン

個 数	2
容 量	約1,250m <sup>3</sup> /min/個

(2) 格納容器再循環装置

a. 格納容器再循環ユニット

型 式	粗フィルタ及び原子炉補機冷却水冷却コイル内蔵型
個 数	4
容 量	約3,500m <sup>3</sup> /min/個

b. 格納容器再循環ファン

個 数	4
容 量	約3,500m <sup>3</sup> /min/個

- c. ドーム部給気ファン
- |    |                           |
|----|---------------------------|
| 個数 | 2                         |
| 容量 | 約440m <sup>3</sup> /min/個 |
- (3) 格納容器空気浄化装置
- a. 格納容器空気浄化フィルタユニット
- |         |                            |
|---------|----------------------------|
| 型式      | 粗フィルタ、微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型  |
| 個数      | 1                          |
| 容量      | 約250m <sup>3</sup> /min    |
| よう素除去効率 | 95%以上（相対湿度約80%、温度約50℃において） |
| 粒子除去効率  | 99%以上（0.7μm粒子）             |
- b. 格納容器空気浄化ファン
- |    |                           |
|----|---------------------------|
| 個数 | 2                         |
| 容量 | 約125m <sup>3</sup> /min/個 |
- (4) 制御棒駆動装置冷却装置
- a. 制御棒駆動装置冷却ユニット
- |    |                           |
|----|---------------------------|
| 型式 | 粗フィルタ及び原子炉補機冷却水冷却コイル内蔵型   |
| 個数 | 1                         |
| 容量 | 約1,700m <sup>3</sup> /min |
- b. 制御棒駆動装置冷却ファン
- |    |                             |
|----|-----------------------------|
| 個数 | 2                           |
| 容量 | 約1,700m <sup>3</sup> /min/個 |
- (5) 原子炉容器室冷却装置
- a. 原子炉容器室冷却ファン
- |    |                             |
|----|-----------------------------|
| 個数 | 2                           |
| 容量 | 約1,100m <sup>3</sup> /min/個 |
- (6) 蒸気発生器室冷却装置及び加圧器室冷却装置

a. 蒸気発生器室給気ファン

個 数 4

容 量 約2,600m<sup>3</sup>/min/個

b. 加圧器室給気ファン

個 数 2

容 量 約850m<sup>3</sup>/min/個

第8.2.2表 補助建屋換気空調設備の設備仕様

(1) 補助建屋空調装置

a. 補助建屋給気系統（一部3，4号炉共用）

(a) 補助建屋給気ユニット

型 式	粗フィルタ、蒸気加熱コイル及び蒸気再熱コイル内蔵型
個 数	2
容 量	約2,600m <sup>3</sup> /min/個

(b) 補助建屋給気ファン

個 数	3（1台は3，4号炉共用）
容 量	約2,600m <sup>3</sup> /min/個

b. 補助建屋排気系統

(a) 補助建屋排気フィルタユニット

型 式	粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型
個 数	2
容 量	約2,600m <sup>3</sup> /min/個
粒子除去効率	99%以上（0.7μm粒子）

(b) 補助建屋排気ファン

個 数	3
容 量	約2,600m <sup>3</sup> /min/個

(2) 放射線管理室空調装置（3，4号炉共用）

a. 放射線管理室給気系統

(a) 放射線管理室給気ユニット

型 式	粗フィルタ及び蒸気加熱コイル内蔵型
個 数	1
容 量	約1,320m <sup>3</sup> /min

(b) 放射線管理室冷却ユニット

型 式	冷水冷却コイル内蔵型
個 数	1

容 量	約1,320m <sup>3</sup> /min
(c) 放射線管理室給気ファン	
個 数	2
容 量	約1,320m <sup>3</sup> /min/個
b. 放射線管理室排気系統	
(a) 出入管理室排気フィルタユニット	
型 式	粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型
個 数	1
容 量	約900m <sup>3</sup> /min
粒子除去効率	99%以上 (0.7 μ m粒子)
(b) 試料採取室排気フィルタユニット	
型 式	粗フィルタ、微粒子フィルタ及びよう 素フィルタ内蔵型
個 数	1
容 量	約420m <sup>3</sup> /min
よう素除去効率	95%以上 (相対湿度約80%、温度約 50℃において)
粒子除去効率	99%以上 (0.7 μ m粒子)
(c) 放射線管理室排気ファン	
個 数	2
容 量	約1,320m <sup>3</sup> /min/個
(3) 中央制御室空調装置 (3号及び4号炉共用)	
a. 中央制御室給気系統	
(a) 中央制御室空調ユニット	
型 式	粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵型
基 数	4
容 量	約500m <sup>3</sup> /min (1基当たり)
(b) 中央制御室空調ファン	
台 数	4
容 量	約500m <sup>3</sup> /min (1台当たり)

b. 中央制御室循環系統

中央制御室循環ファン

台数	4
容量	約500m <sup>3</sup> /min (1台当たり)

c. 中央制御室非常用循環系統

(a) 中央制御室非常用循環フィルタユニット

型式	電気加熱コイル、微粒子フィルタ及び よう素フィルタ内蔵型
基数	2
容量	約230m <sup>3</sup> /min (1基当たり)
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)

(b) 中央制御室非常用循環ファン

台数	4
容量	約230m <sup>3</sup> /min (1台当たり)

(4) 空調用冷水設備

a. 空調用冷凍機

型式	ターボ冷凍機
個数	4

b. 空調用冷水ポンプ

型式	うず巻式
個数	4

第8.2.3表 中央制御室空調装置（重大事故等時）（常設）の設備仕様

(1) 中央制御室非常用循環ファン（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・換気空調設備

台 数 4

(2) 中央制御室空調ファン（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・換気空調設備

台 数 4

(3) 中央制御室循環ファン（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・換気空調設備

台 数 4

(4) 中央制御室非常用循環フィルタユニット（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・換気空調設備

型 式 電気加熱コイル、微粒子フィルタ及びよ  
う素フィルタ内蔵型

基 数 2

(5) 中央制御室空調ユニット（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・換気空調設備

基 数 4

第8.2.4表 排気筒の設備仕様

(1) 排 気 筒

個 数	1
地 上 高 さ	約73m
標 高	約83m

第8.2.5表 緊急時対策所換気設備（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様

(1) 緊急時対策所非常用空気浄化ファン（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気空調設備
- ・緊急時対策所

台	数	1（予備2）
容	量	約40m <sup>3</sup> /min

(2) 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気空調設備
- ・緊急時対策所

型	式	微粒子フィルタ／よう素フィルタ
基	数	1（予備2）
容	量	約40m <sup>3</sup> /min
効	率	

単体除去効率 99.97%以上（0.15 μ m粒子）／95%以上

総合除去効率 99.99%以上（0.7 μ m粒子）／99.75%以上

(3) 空気供給装置（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

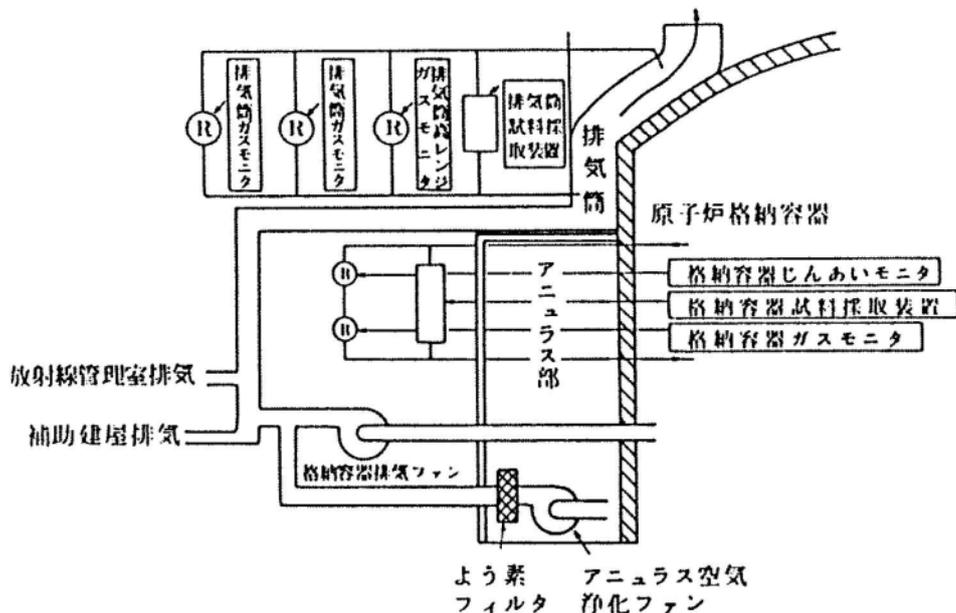
- ・換気空調設備
- ・緊急時対策所

型	式	空気ポンベ
本	数	一式

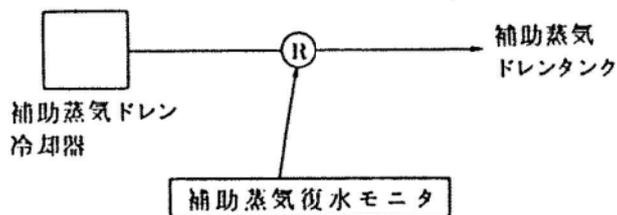
第8.3.1表 遮へい設備の設備仕様

(1) 原子炉1次遮へい		
厚	さ	約2.8m
材	料	鉄筋コンクリート
(2) 原子炉2次遮へい		
厚	さ	
	蒸気発生器側壁	約1.1m
材	料	
	蒸気発生器側壁	鉄筋コンクリート
(3) 外部遮へい		
厚	さ	
	円筒部	約1.3m
	ドーム部	約1.3m～約1.1m (頂部)
材	料	鉄筋コンクリート
(4) 燃料取扱遮へい		
水	深	
	原子炉キャビティ	約11m
	使用済燃料ピット	約8m
水	質	ほう酸水

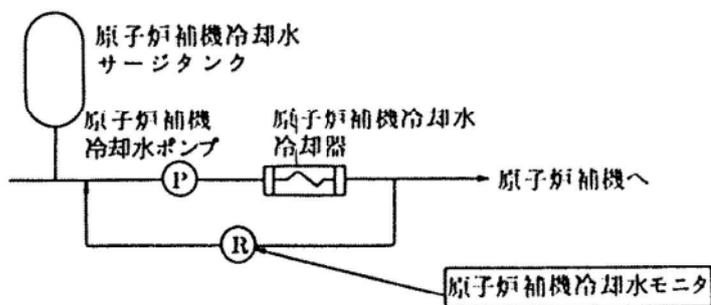
換気空調系



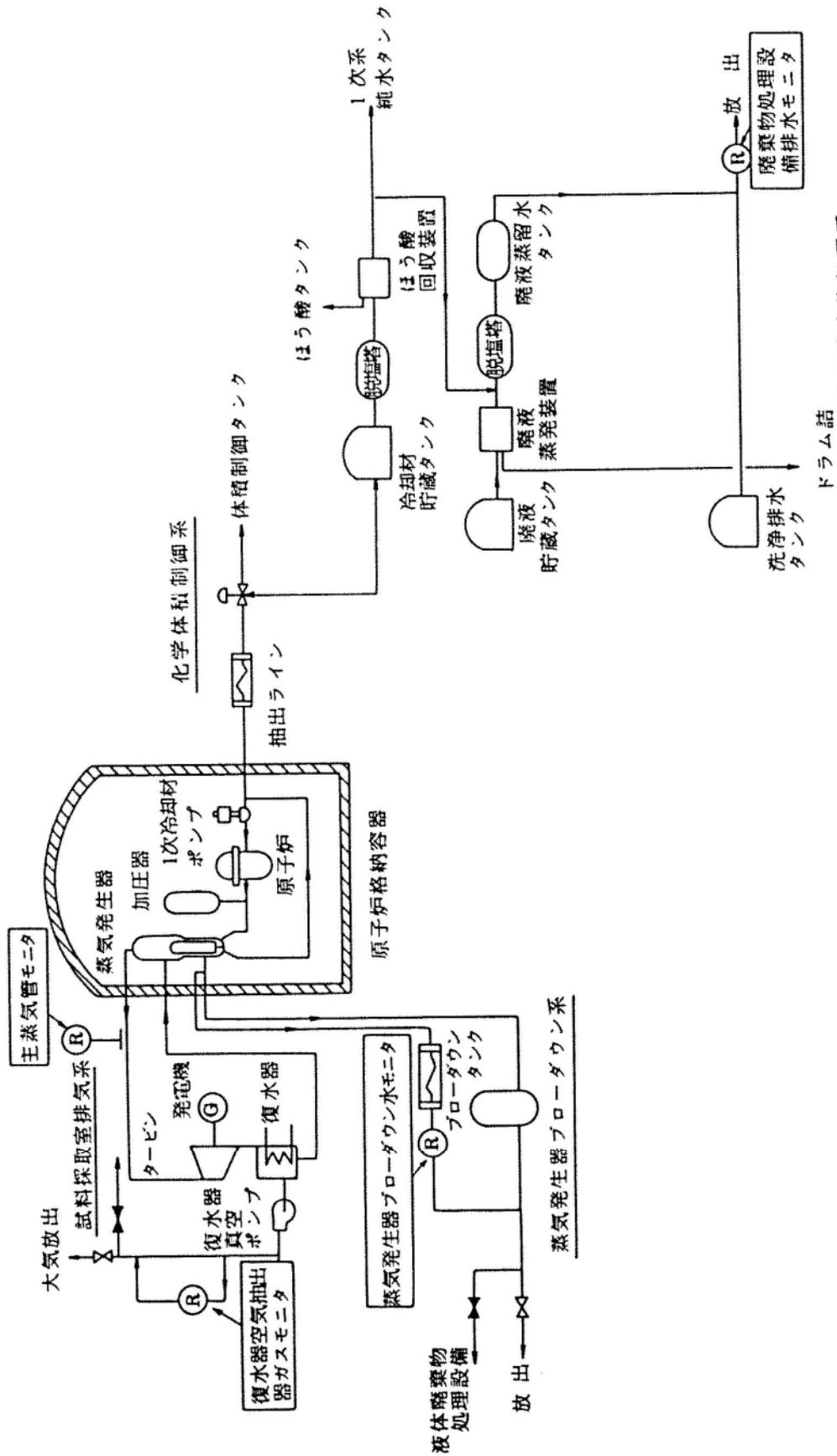
補助蒸気処理系



原子炉補機冷却水系

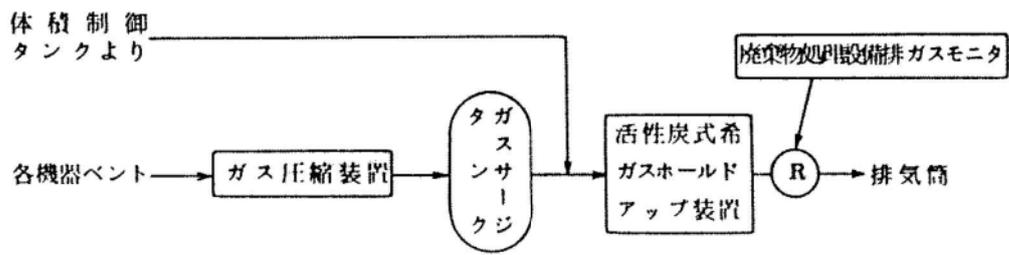


第8.1.1.1図 プロセスモニタ説明図 (1)



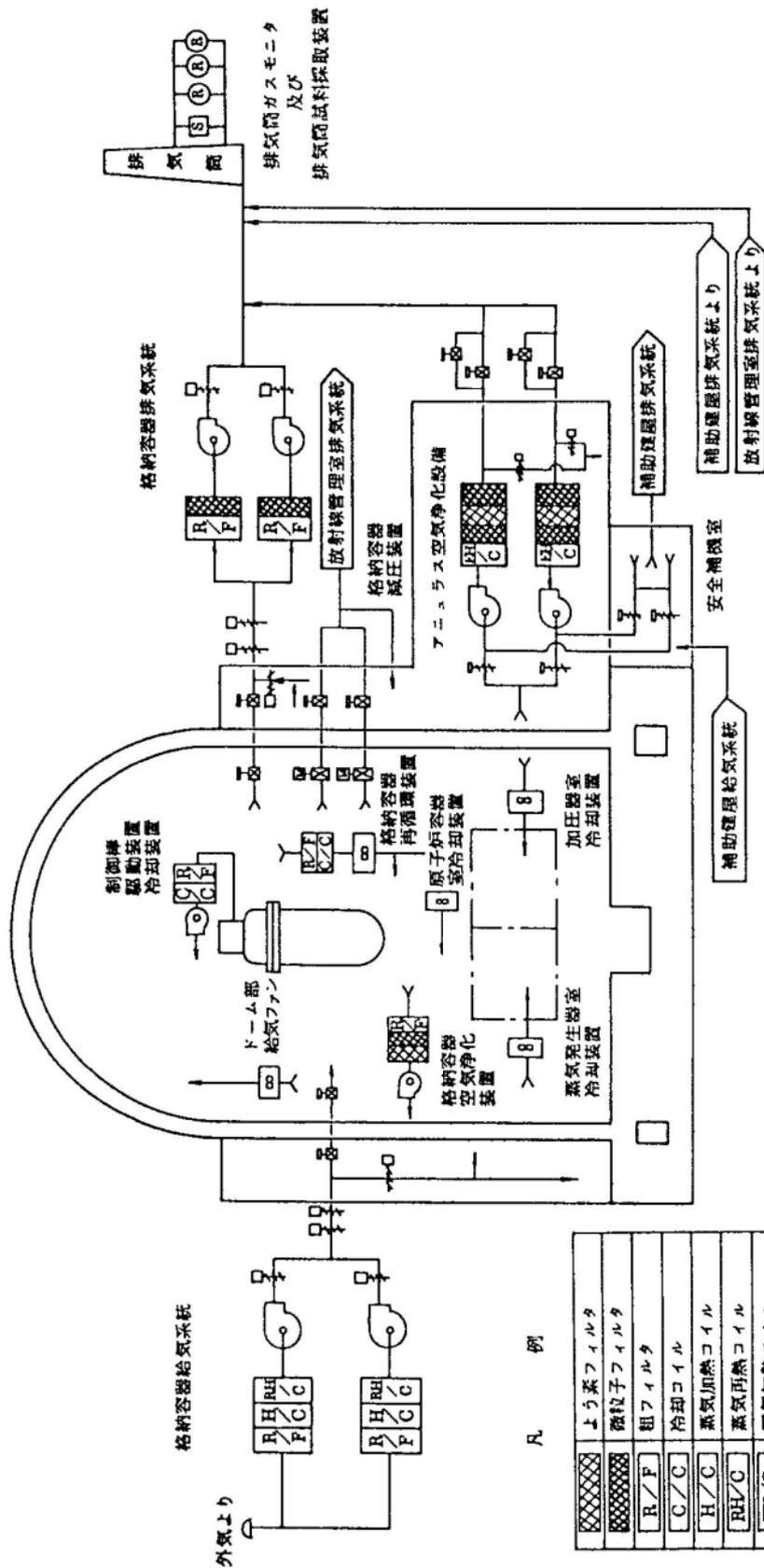
第8.1.1.2図 プロセスモニタ説明図(2)

気体廃棄物処理系（3,4号炉共用）



第8.1.1.3図 プロセスモニタ説明図（3）





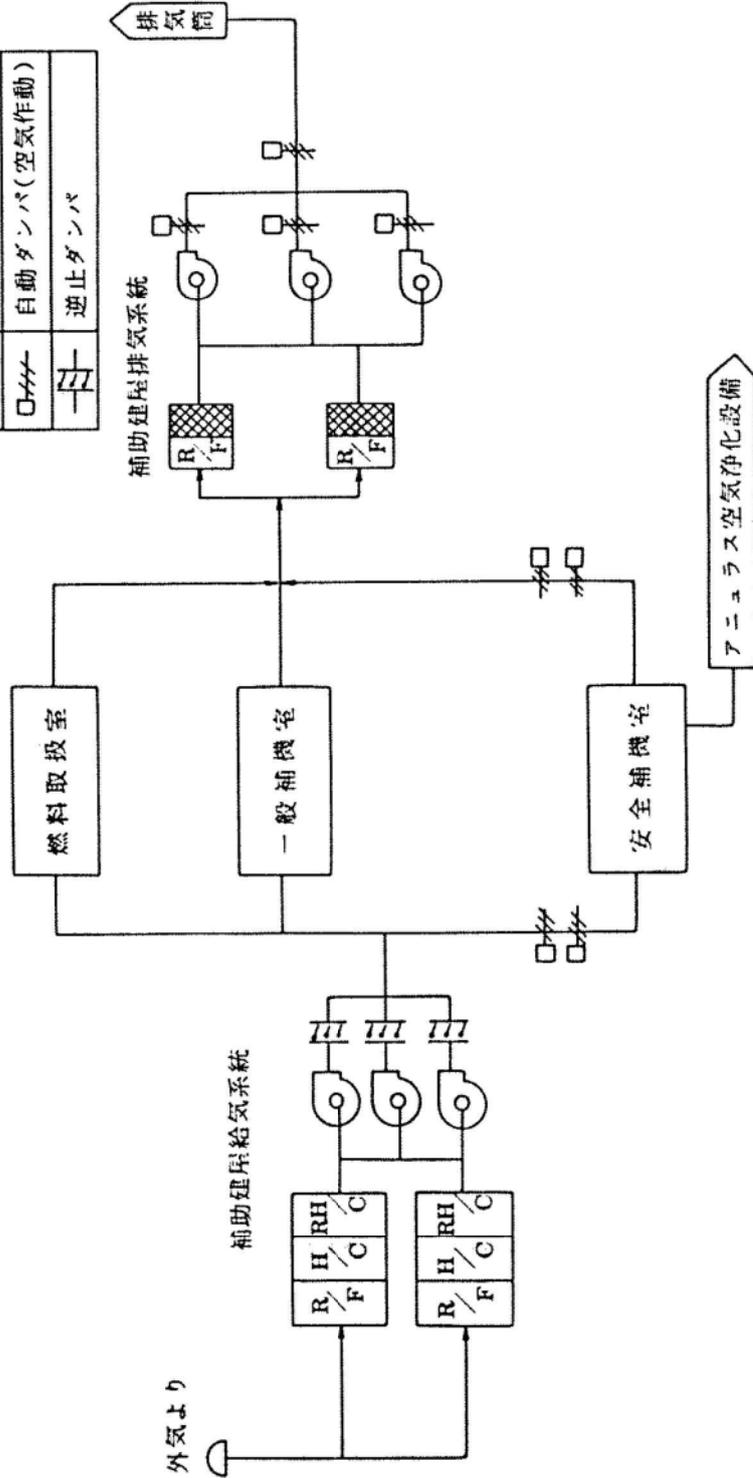
第8.2.1図 格納容器換気空調設備系統図

凡 例

	より蒸フィルター
	微粒子フィルター
	粗フィルター
	冷却コイル
	蒸気加熱コイル
	蒸気再熱コイル
	電気加熱コイル
	自動ダンパ(空動作動)
	自動バタフライ弁 (電動無残型)
	自動バタフライ弁 (空動作動無残型)

凡例

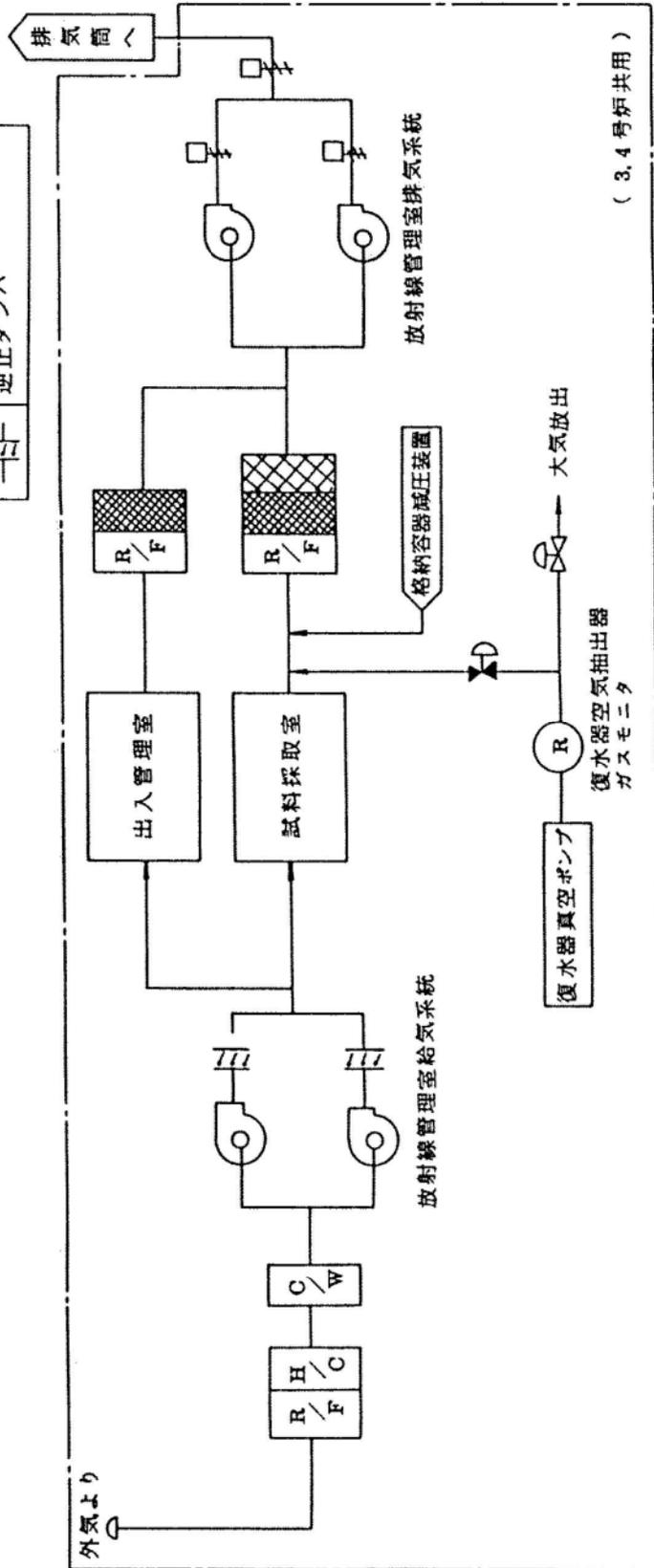
	微粒子フィルタ
	粗フィルタ
	蒸気加熱コイル
	蒸気再熱コイル
	自動ダンパ(空気作動)
	逆止ダンパ



第8.2.2図 補助建屋換気空調設備系統図 (燃料取扱室、一般補機室及び安全補機室)

凡例

	よう素フィルタ
	微粒子フィルタ
	粗フィルタ
	冷水冷却コイル
	蒸気加熱コイル
	自動ダンパ(空気作動)
	逆止ダンパ

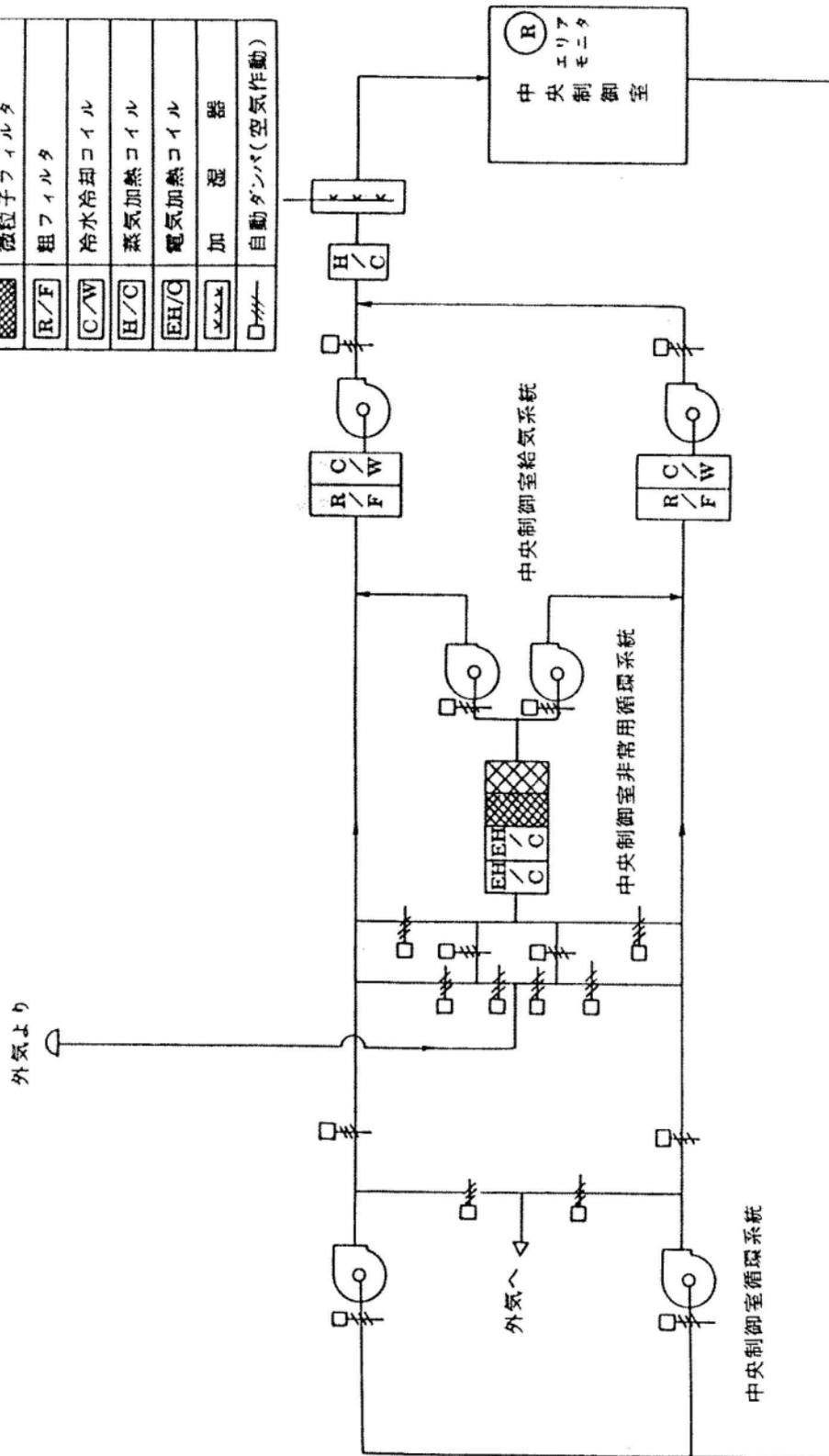


( 3.4号炉共用 )

第8.2.3図 補助建屋換気空調設備系統図 (放射線管理室)

凡例

	よう素フィルタ
	微粒子フィルタ
	粗フィルタ
	冷水冷却コイル
	蒸気加熱コイル
	電気加熱コイル
	加湿器
	自動ダンパ(空気作動)



第8.2.4図 補助建屋換気空調設備系統図 (中央制御室)

