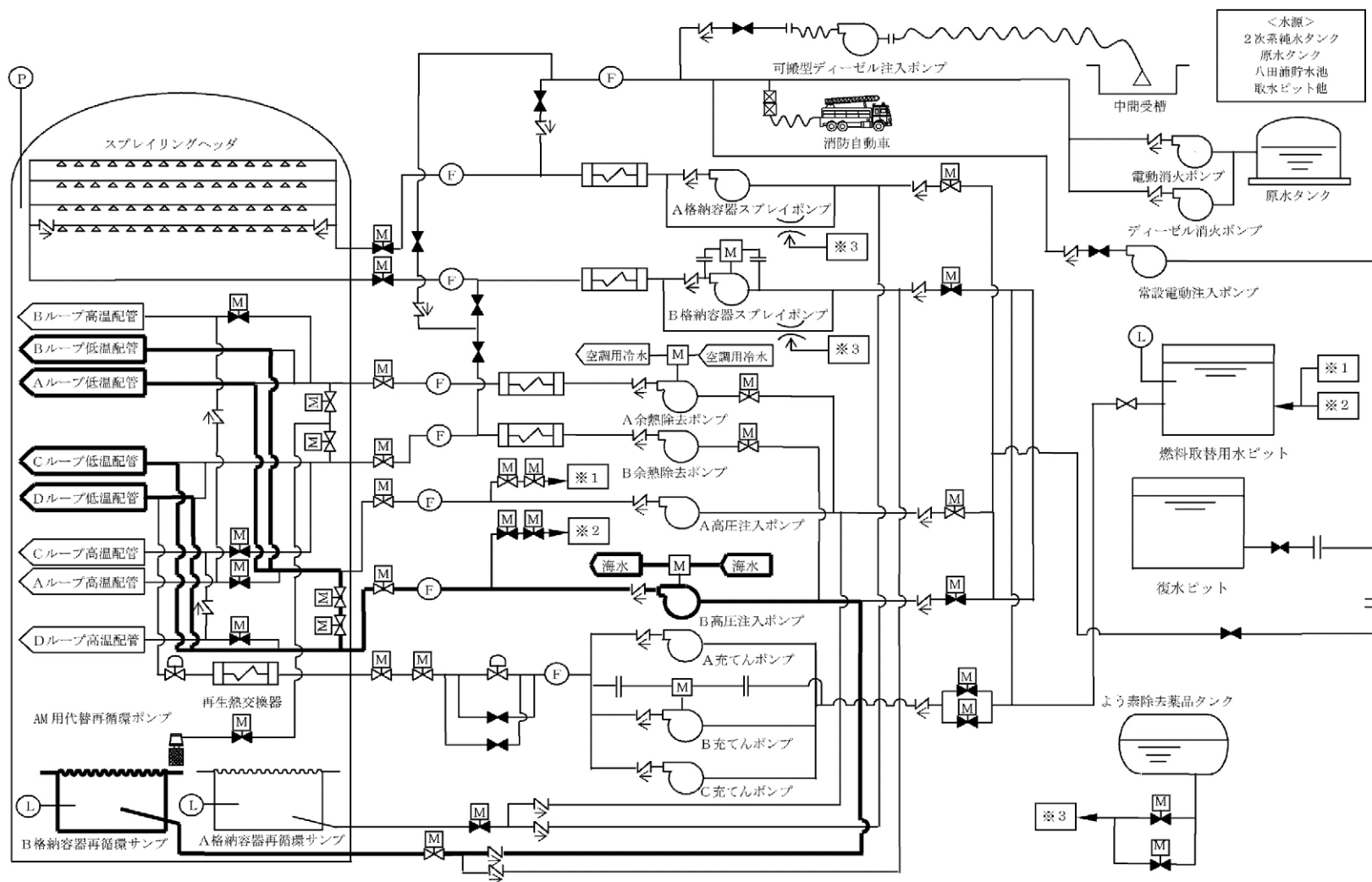
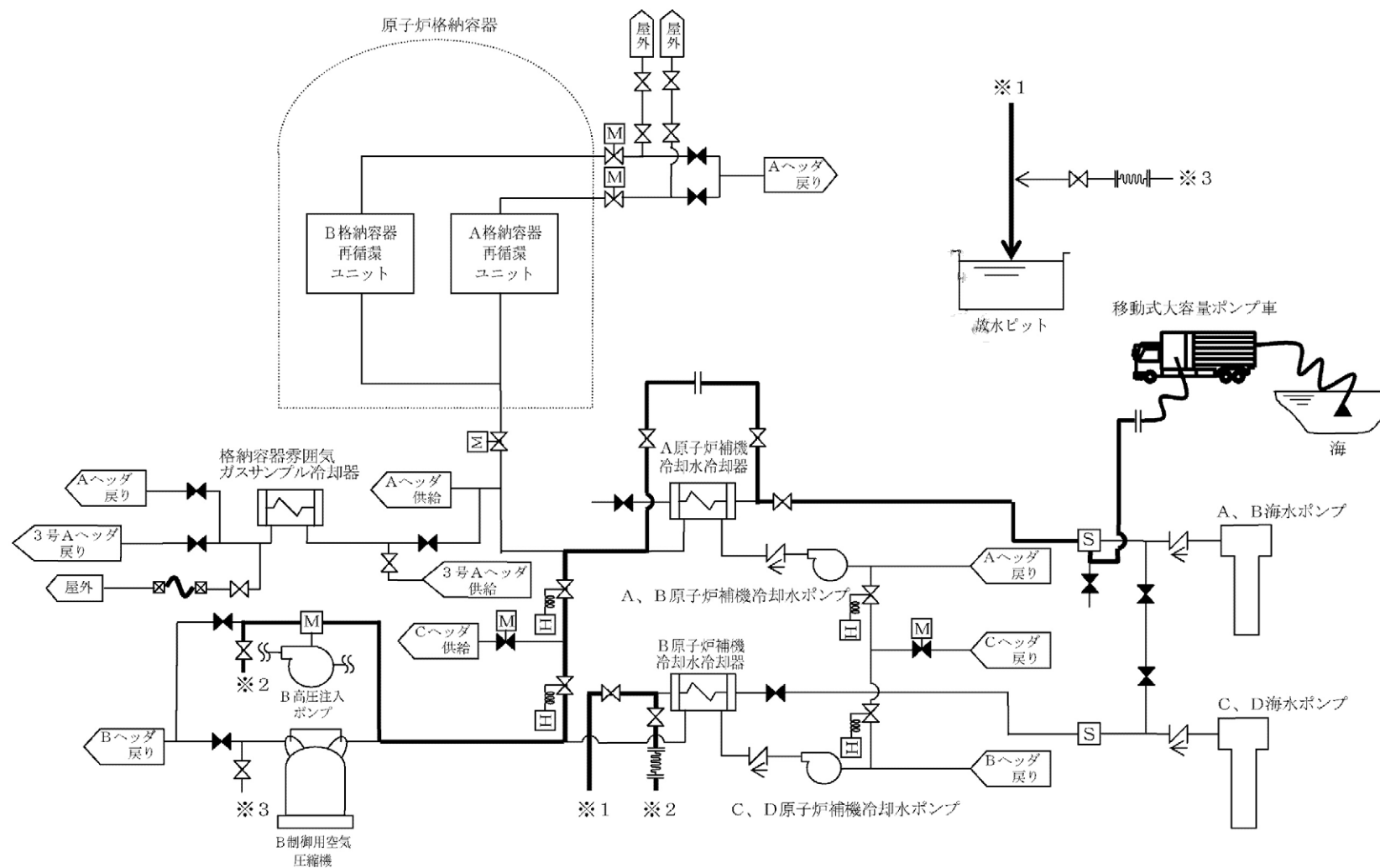


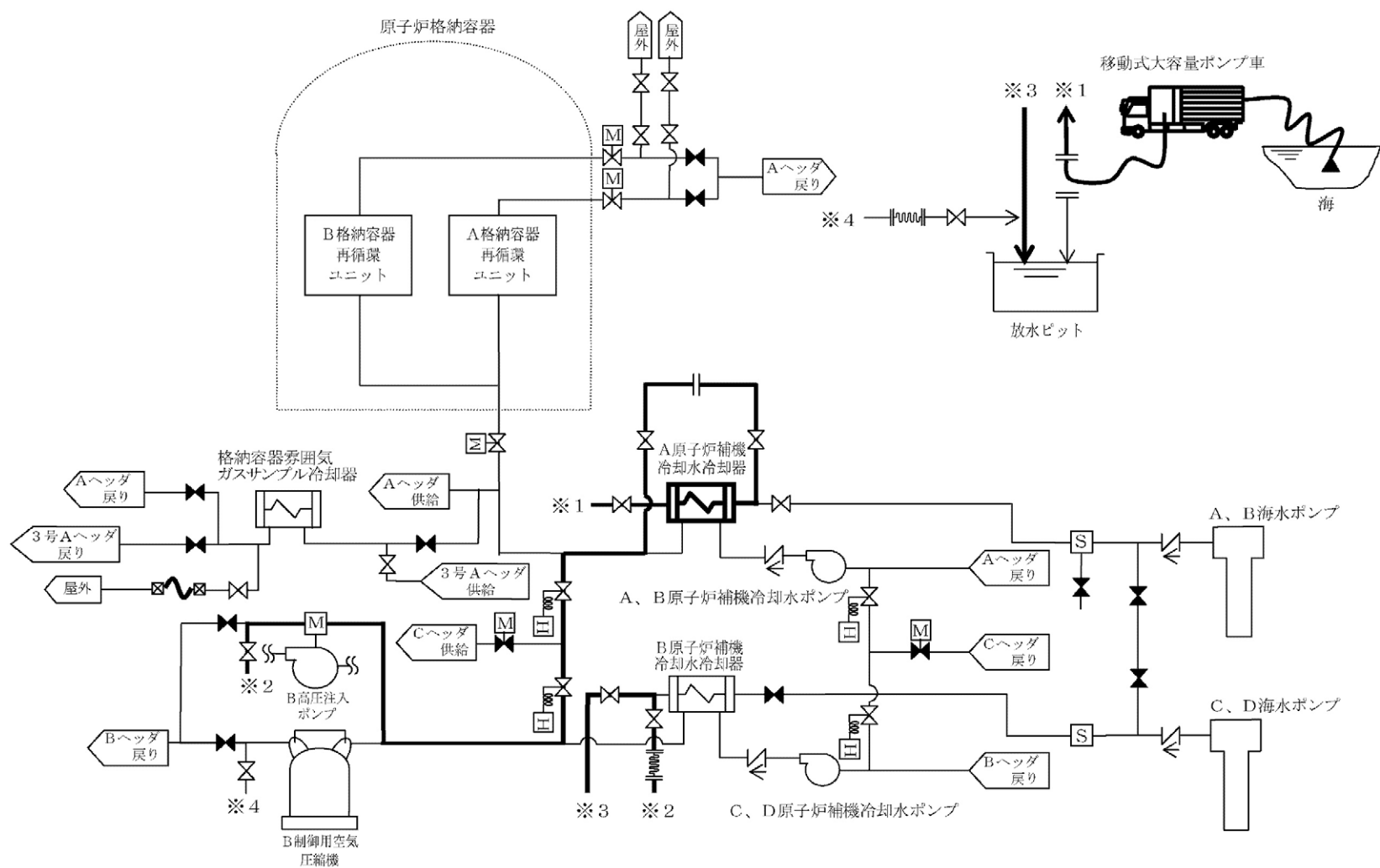
第 5.6.8 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (8)  
(B 充てんポンプによる代替炉心注入)



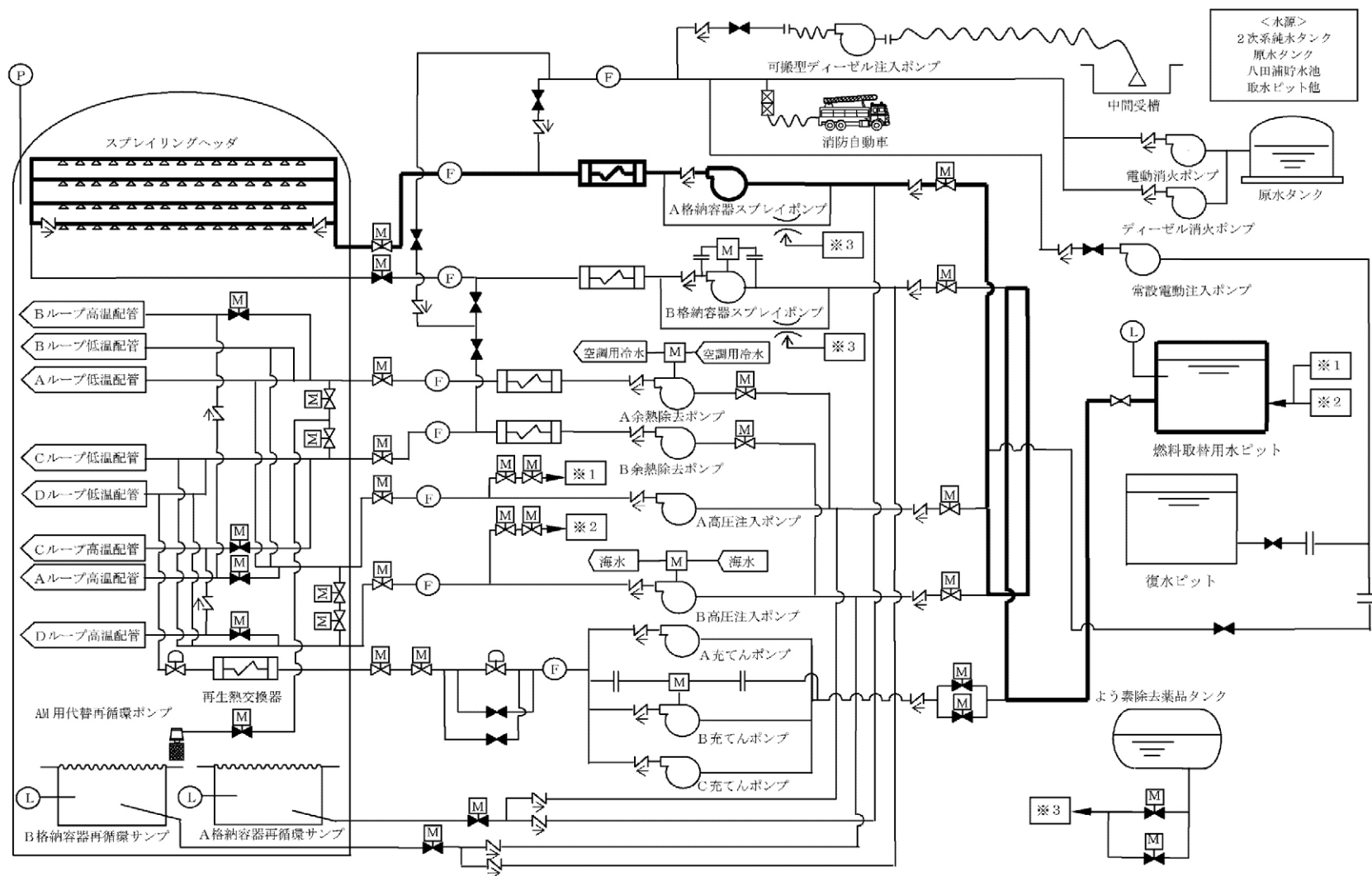
第 5.6.9 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (9)  
(B 高压注入ポンプによる代替再循環)



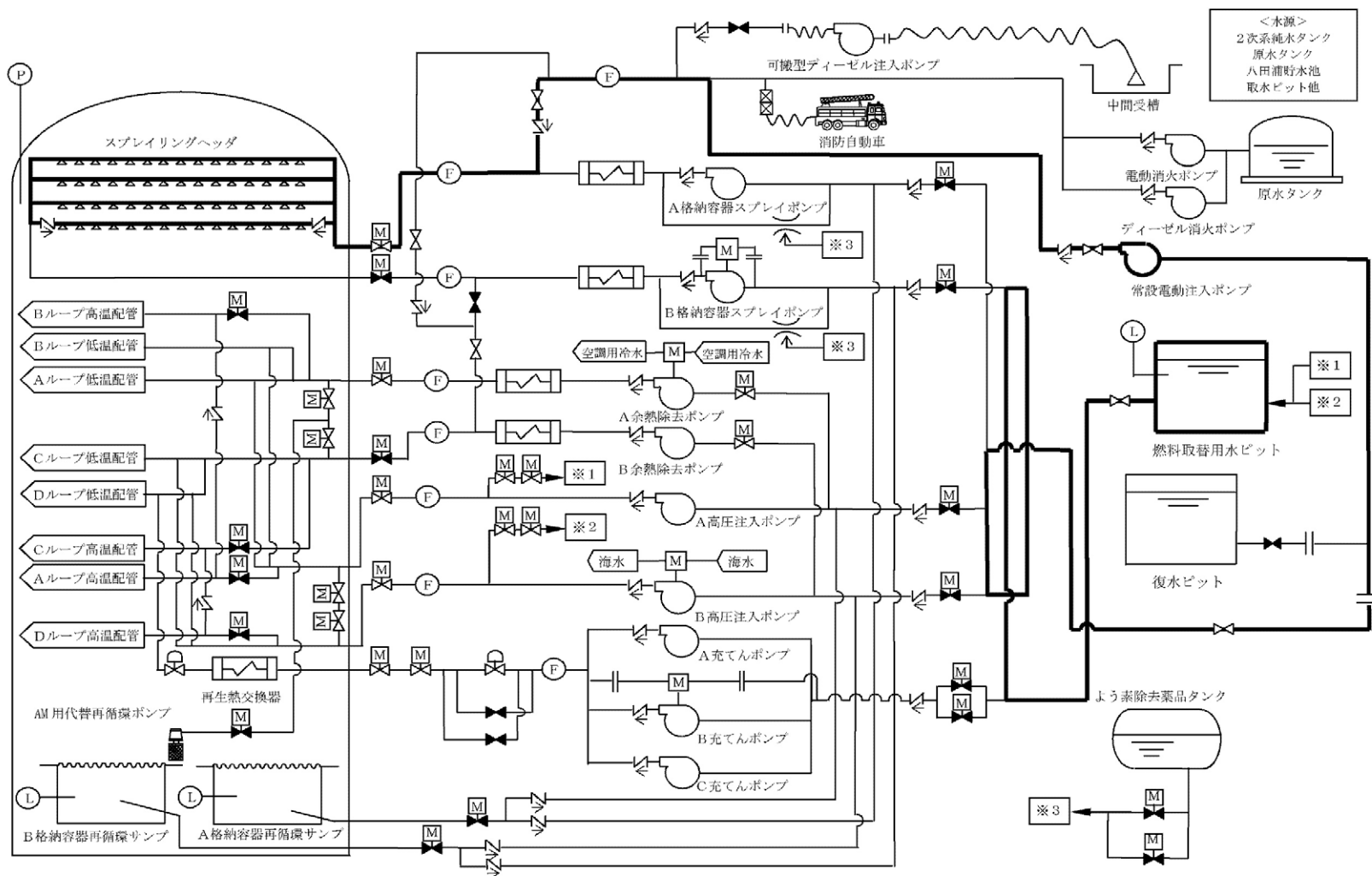
第 5.6.10 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (10)  
(B 高压注入ポンプによる代替再循環)



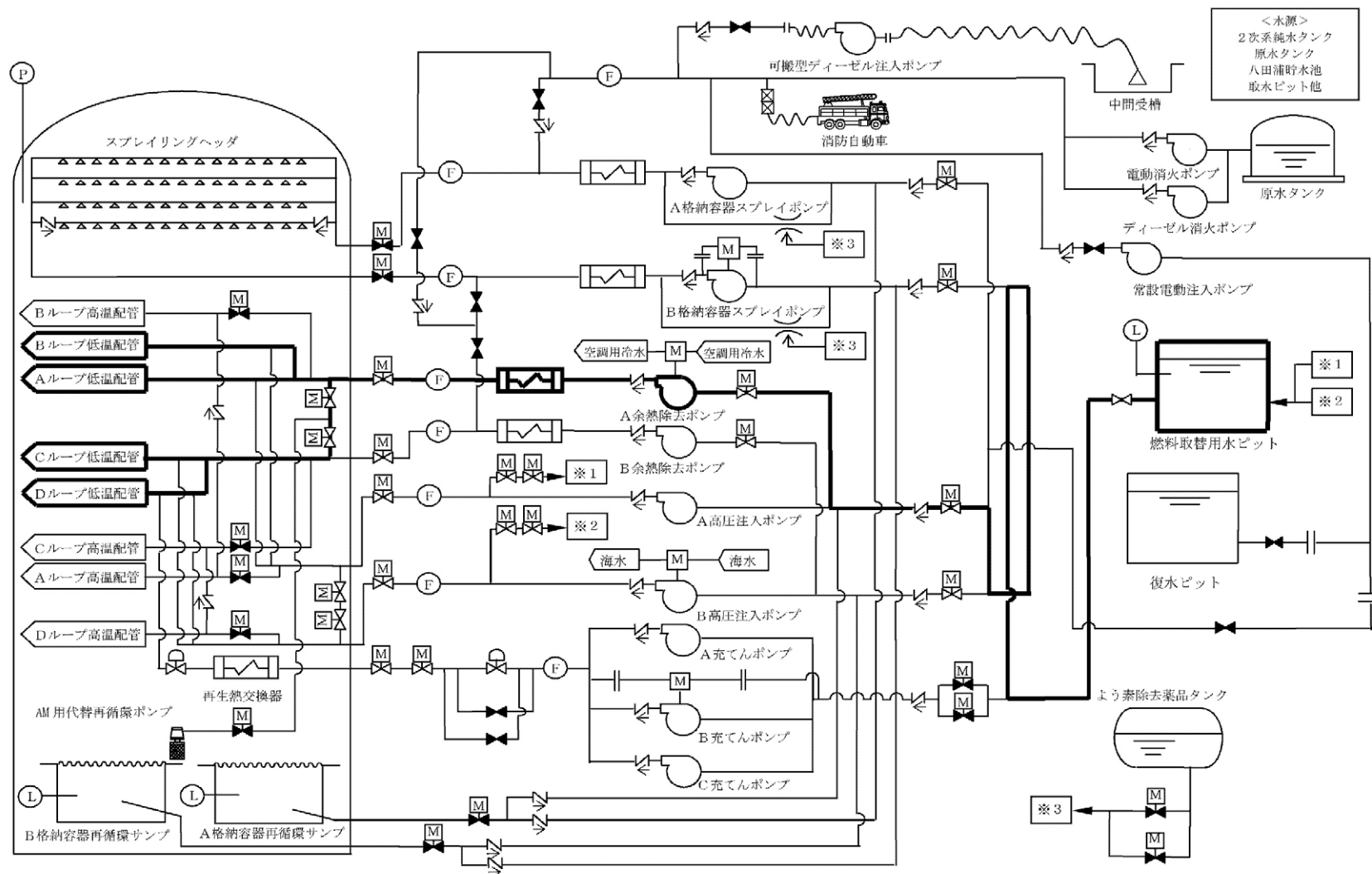
第 5.6.11 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (11)  
(B 高压注入ポンプによる代替再循環)



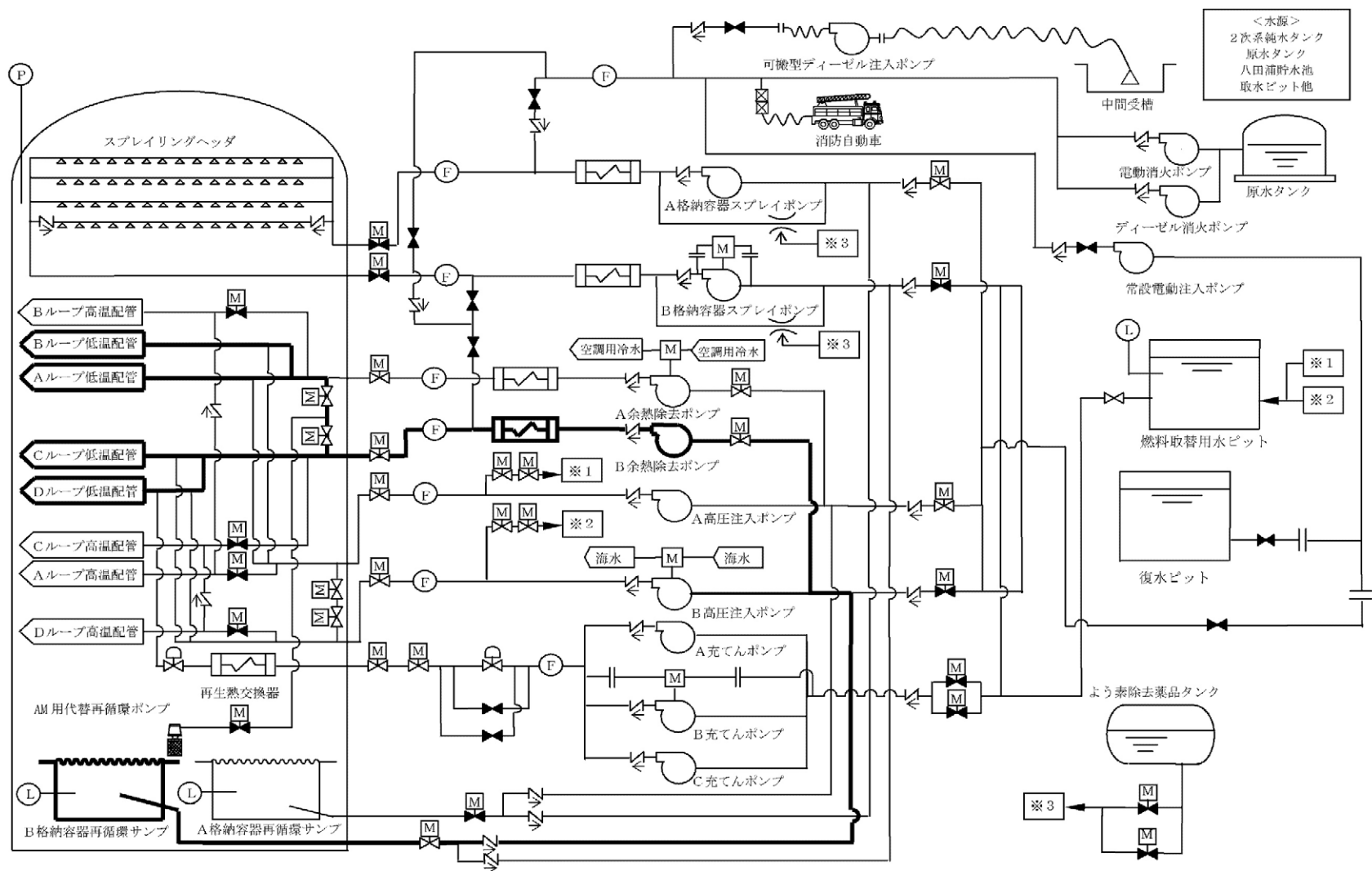
第 5.6.12 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (12)  
(格納容器スプレイ)



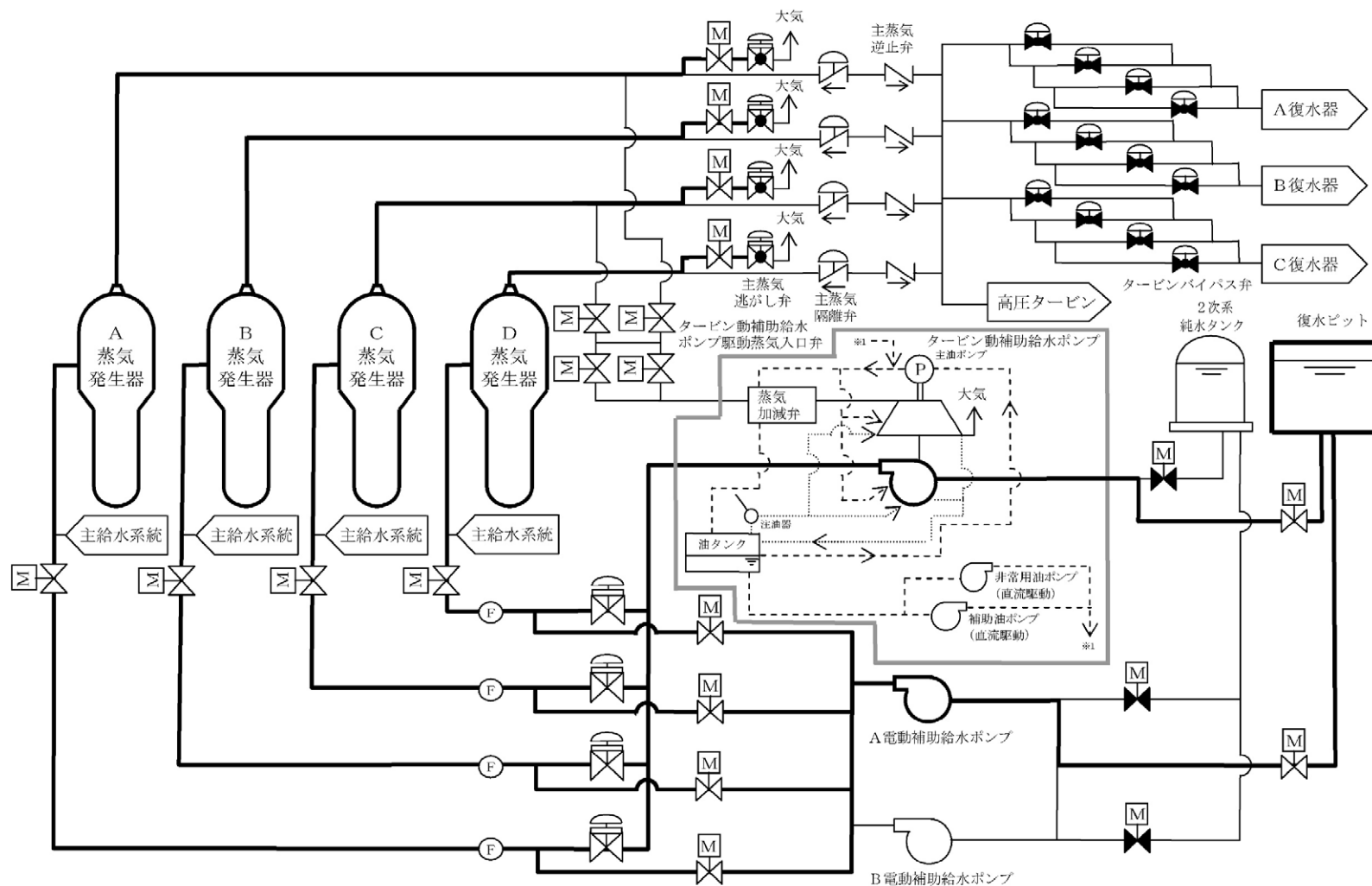
第 5.6.13 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (13)  
(代替格納容器スプレイ)



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)  
(余熱除去ポンプによる炉心注入)

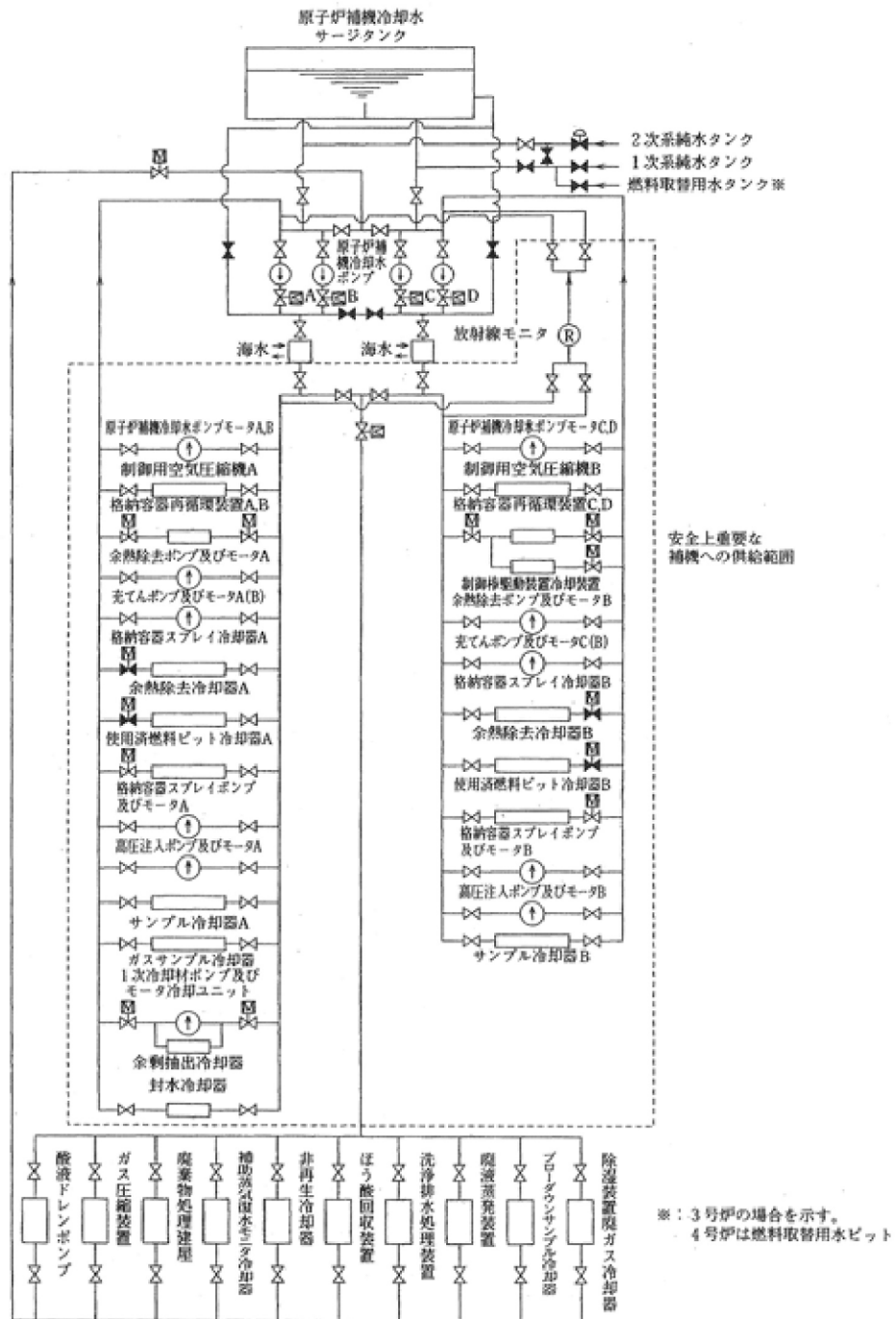


第 5.6.15 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (15)  
(余熱除去ポンプによる低圧再循環)

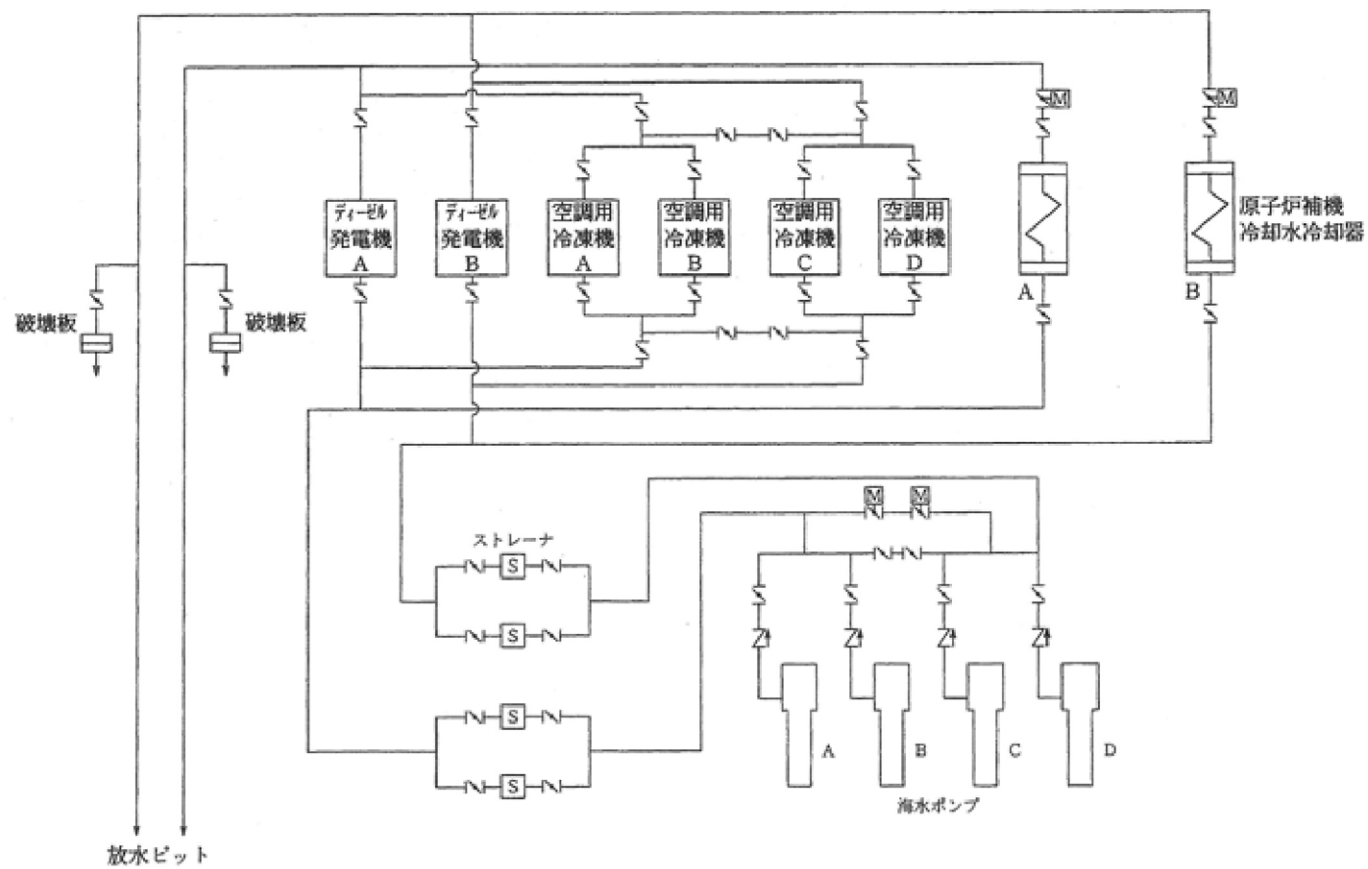


第 5.6.16 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (16)  
 (蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水)、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (蒸気放出)、蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード)

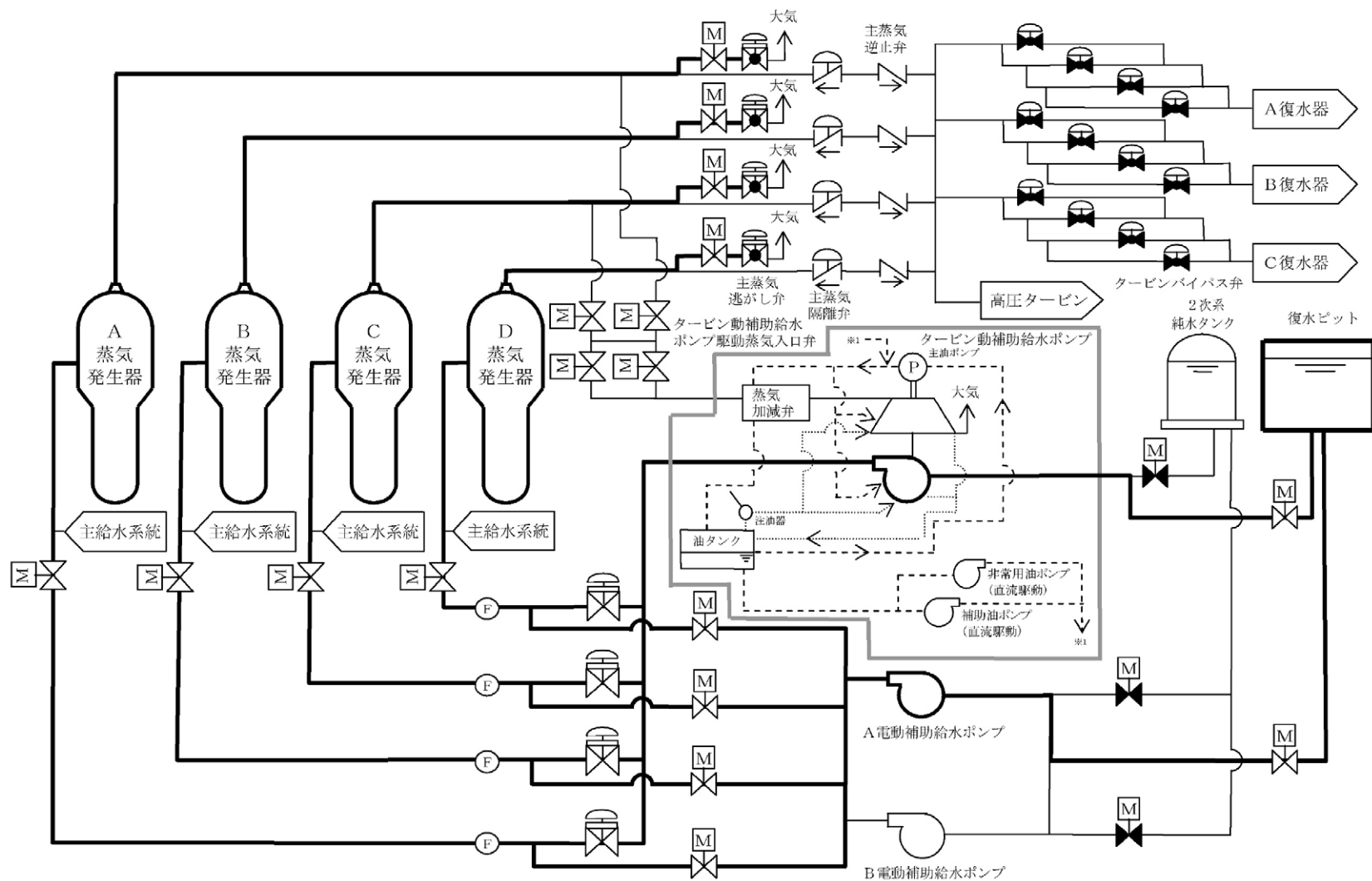




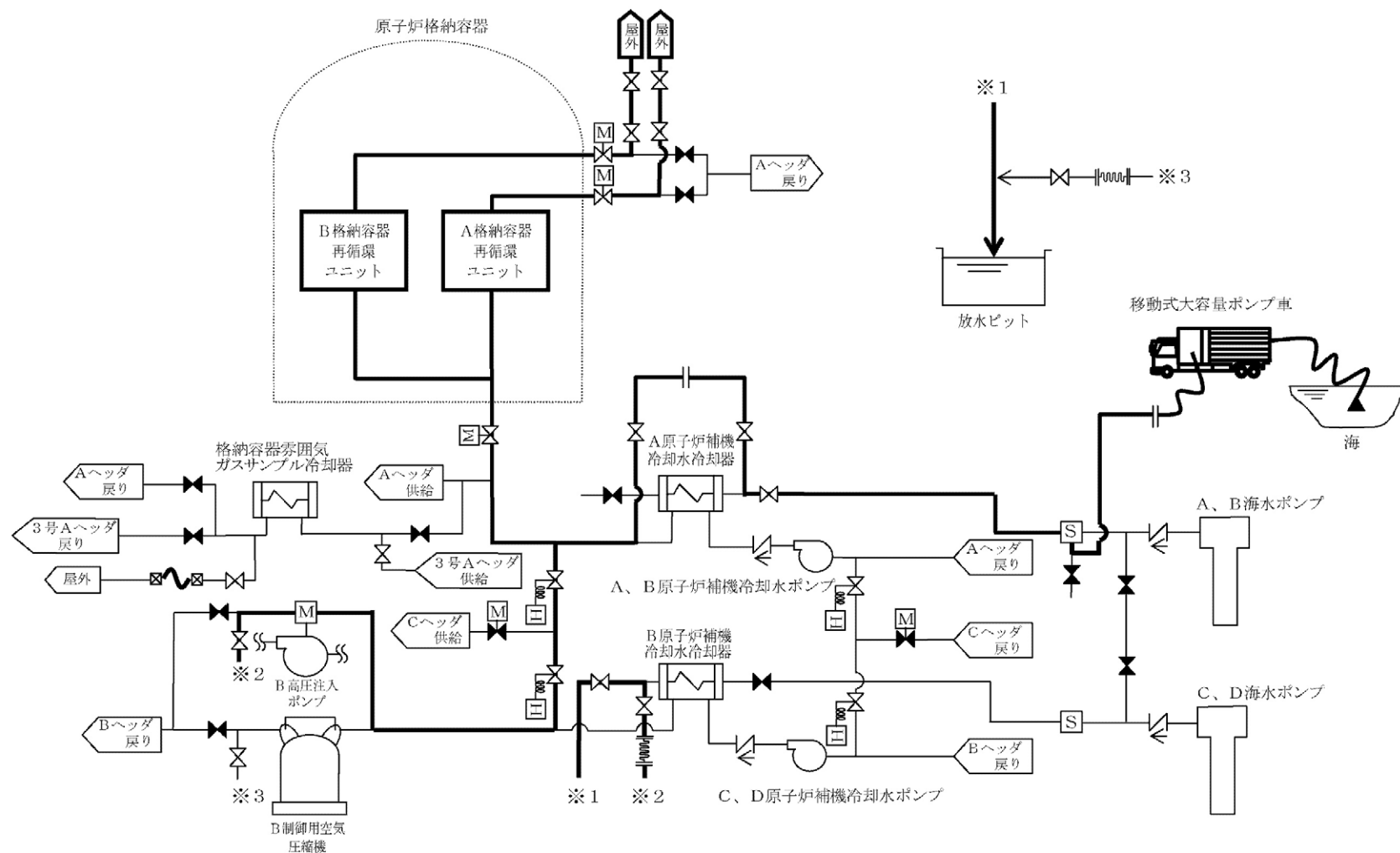
第 5.9.1 図 原子炉補機冷却水設備系統説明図



第 5.9.2 図 原子炉補機冷却海水設備系統説明図

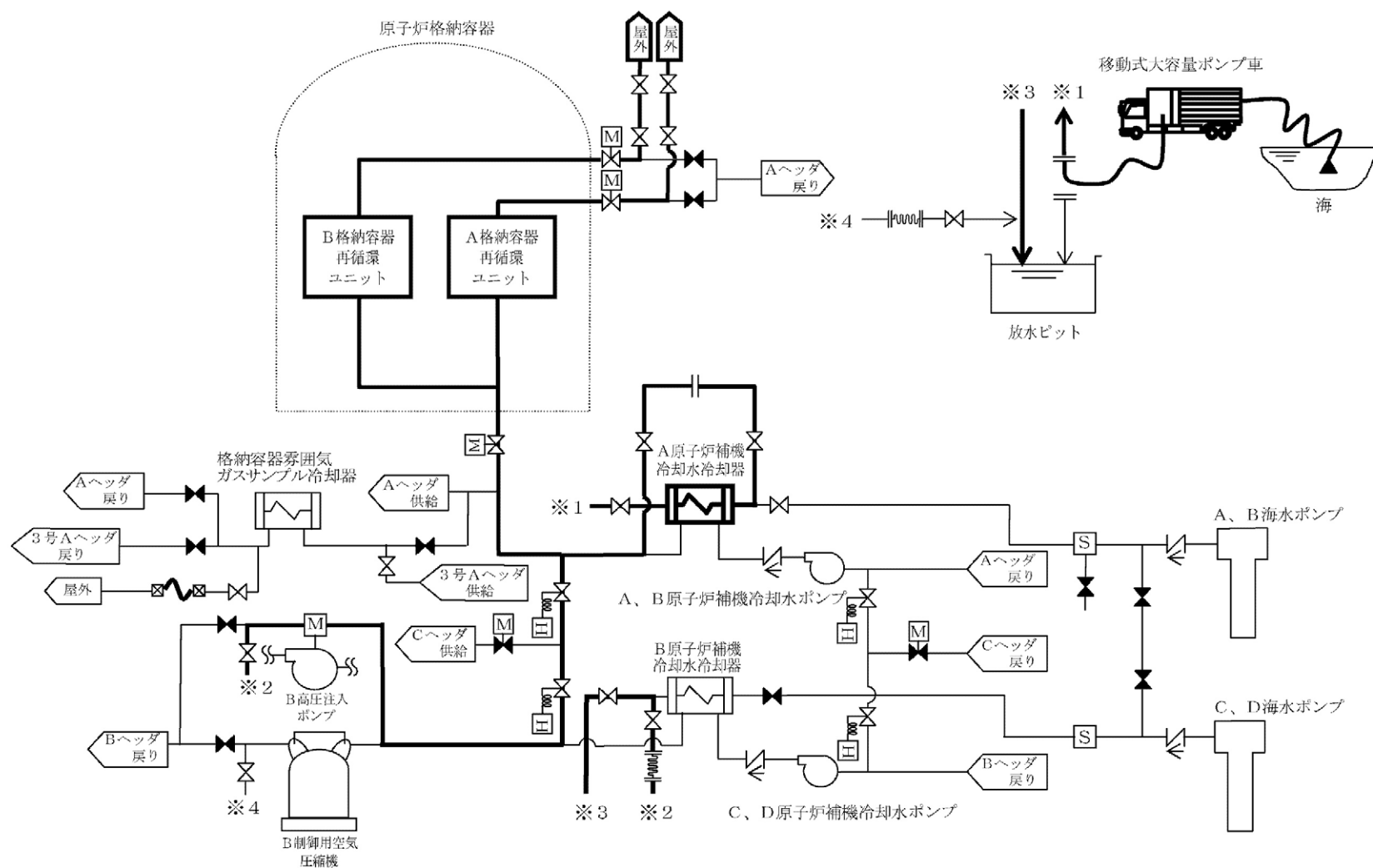


第 5.10.1 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 概略系統図 (1)  
 (蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水)、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (蒸気放出))



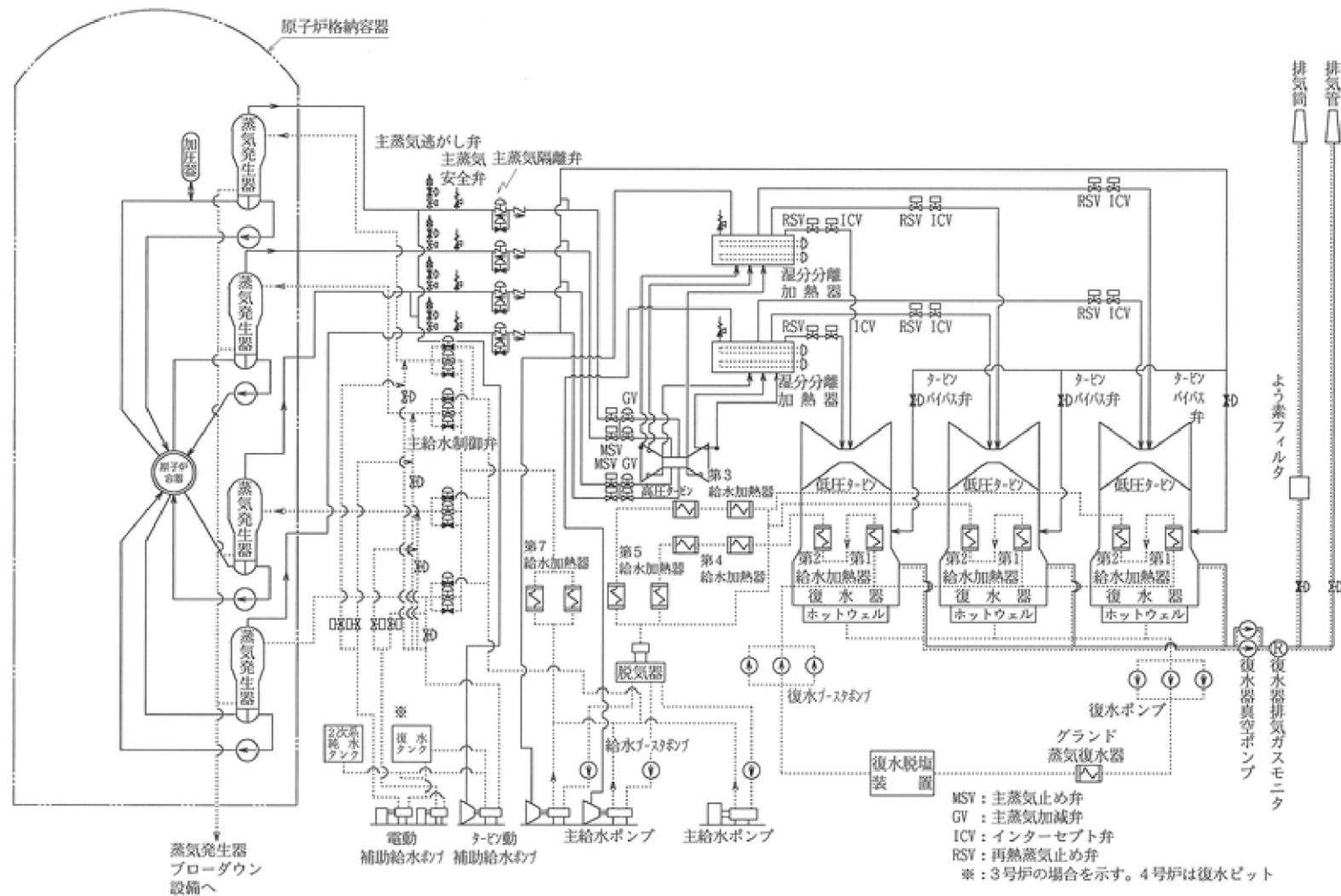
第 5.10.2 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 概略系統図 (2)

(移動式大容量ポンプ車を用いた A、B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却)

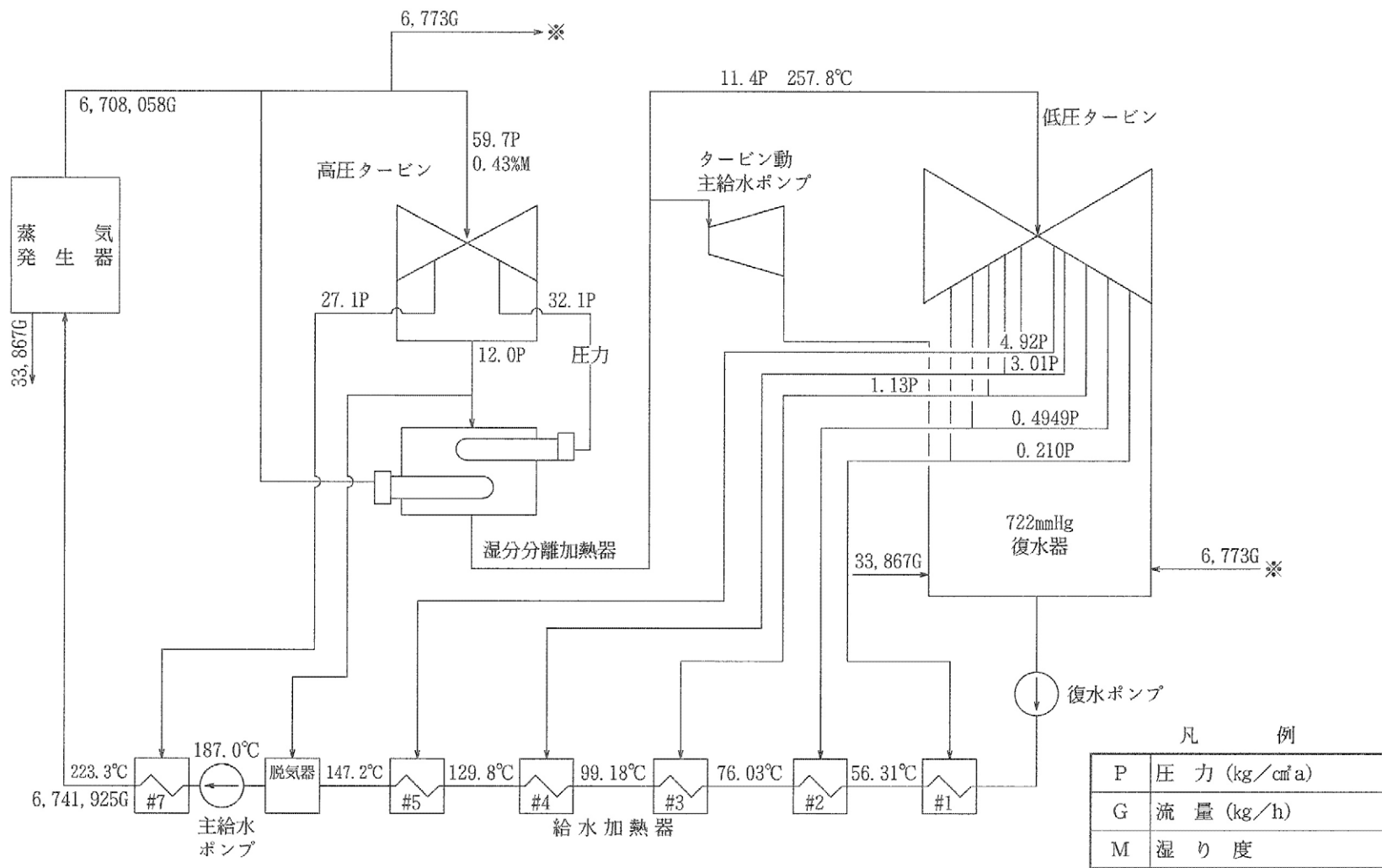


第 5.10.3 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 概略系統図 (3)

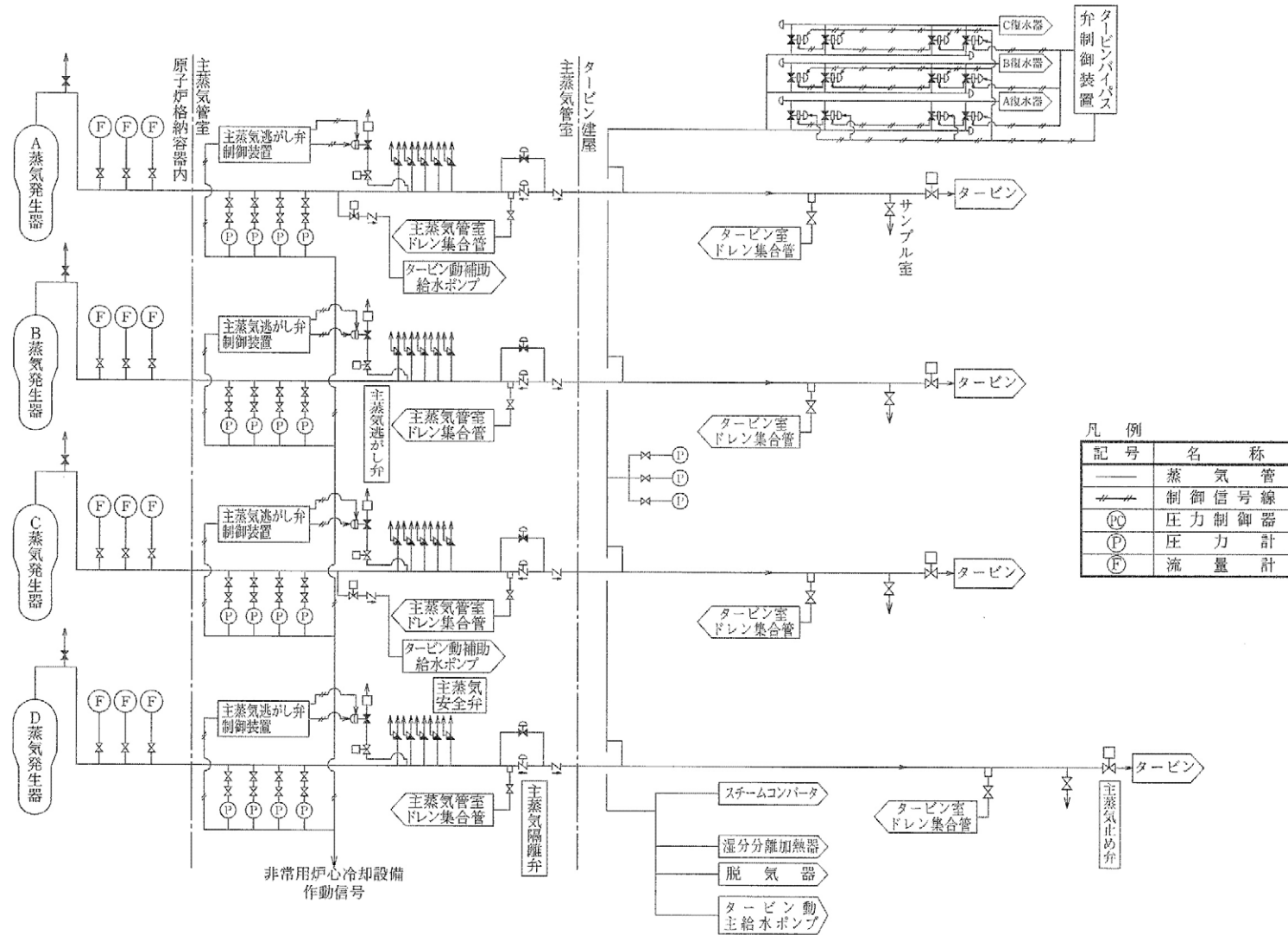
(移動式大容量ポンプ車を用いた A、B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却)



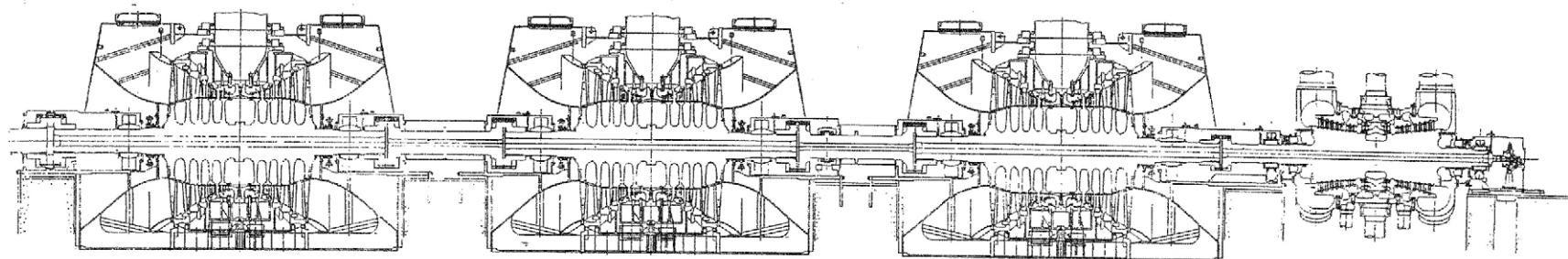
第 5.11.1 図 タービン系統説明図



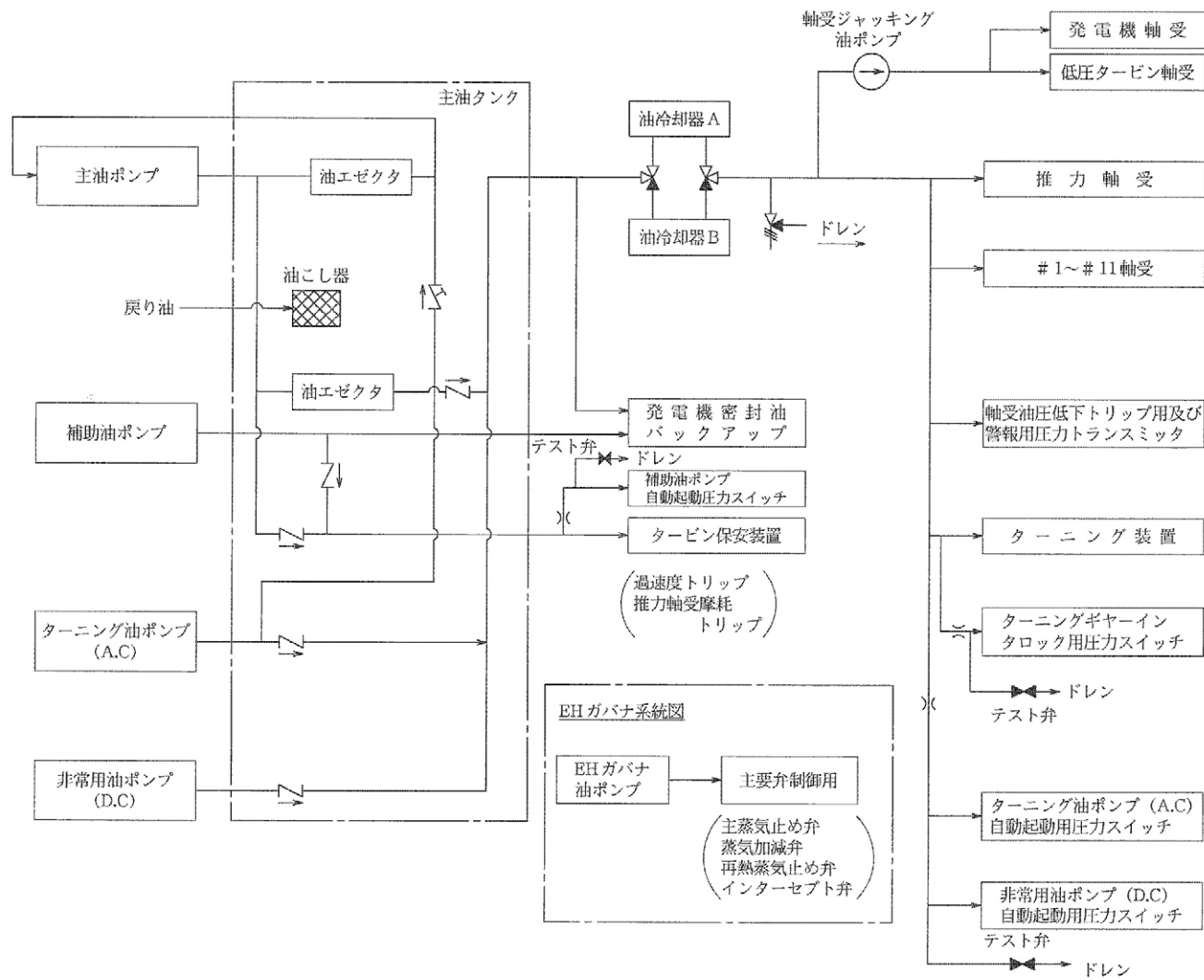
第 5.11.2 図 タービンヒートバランス図



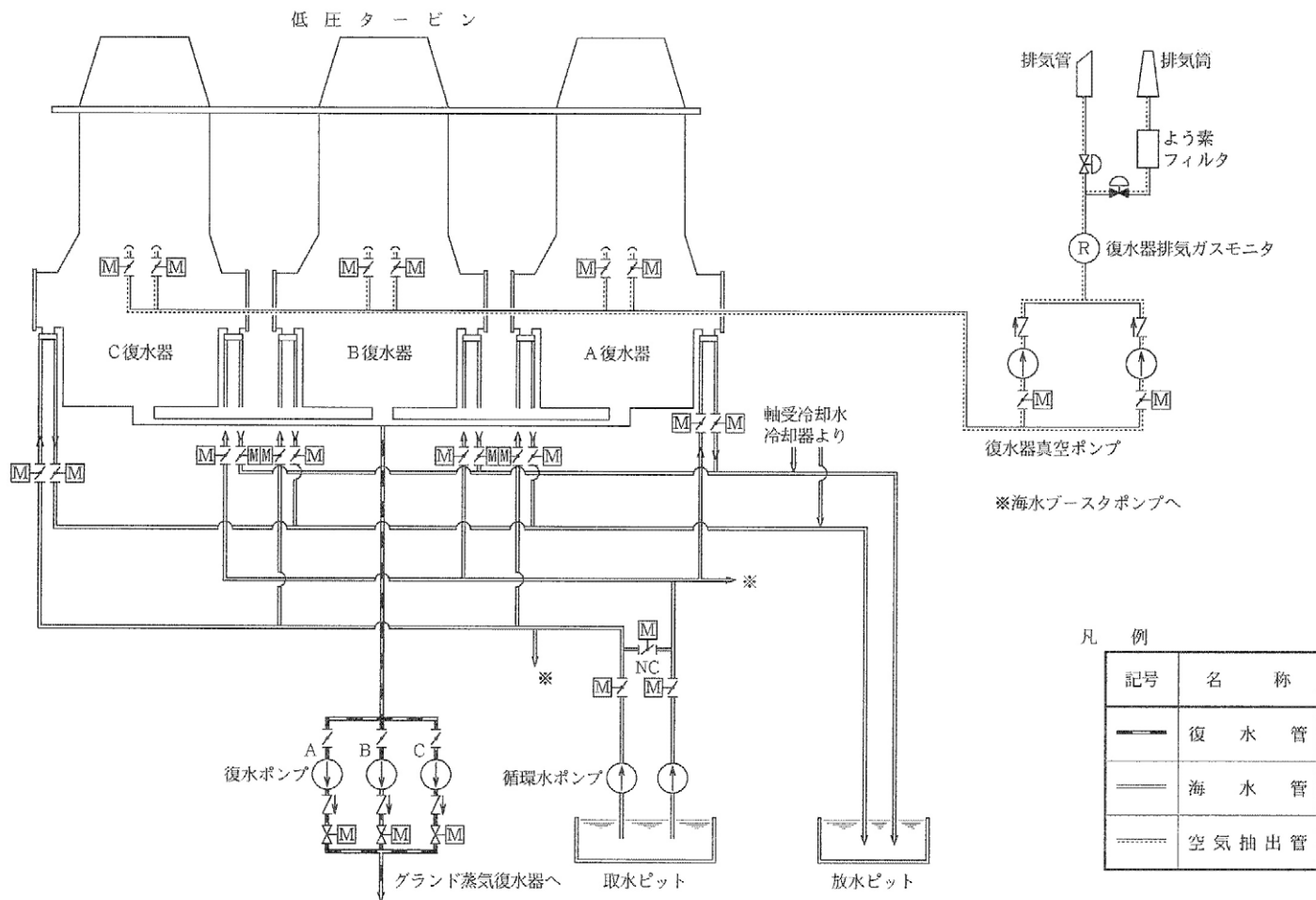
第 5.11.3 図 主蒸気系統説明図



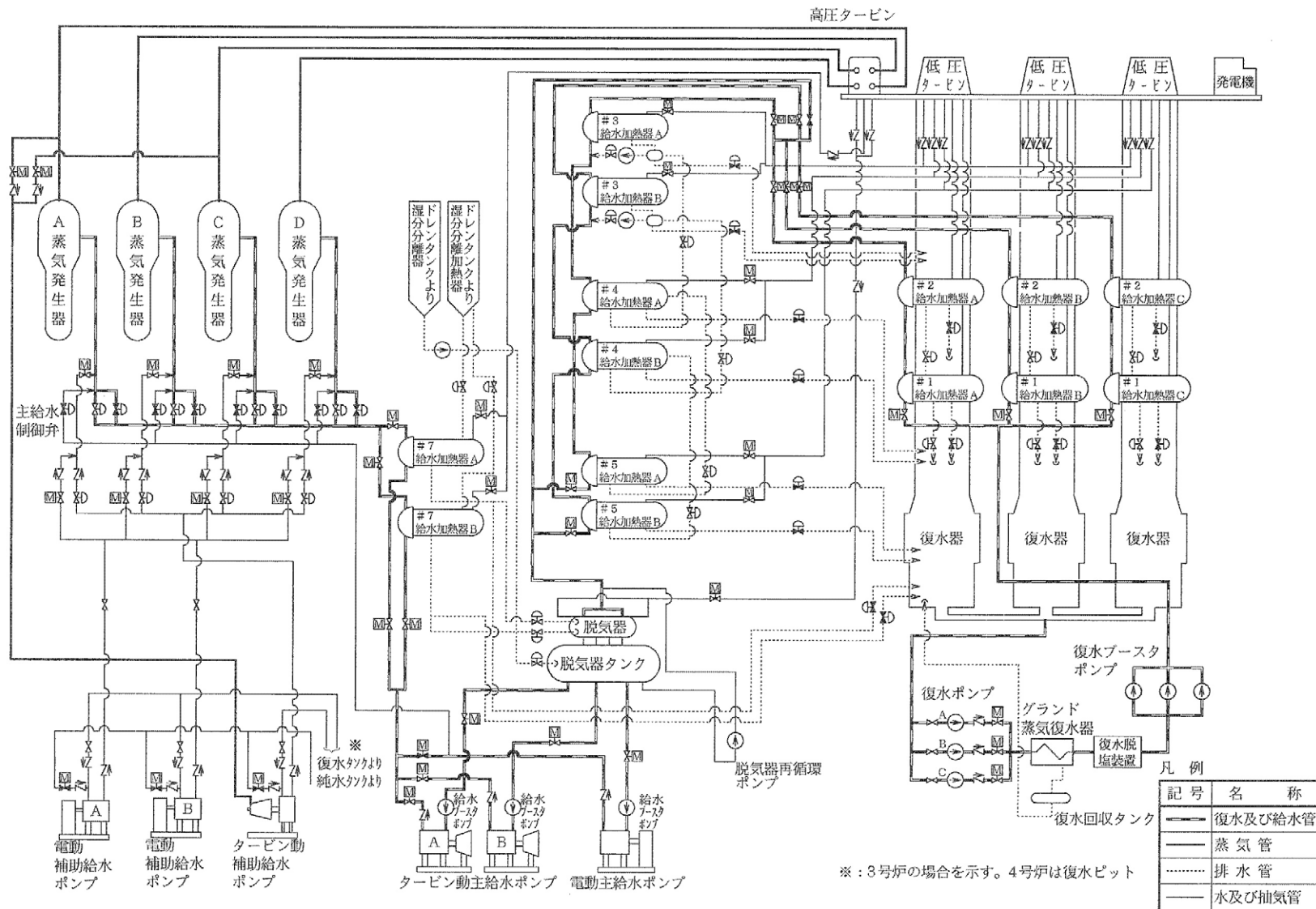
第 5.11.4 図 蒸気タービン断面説明図



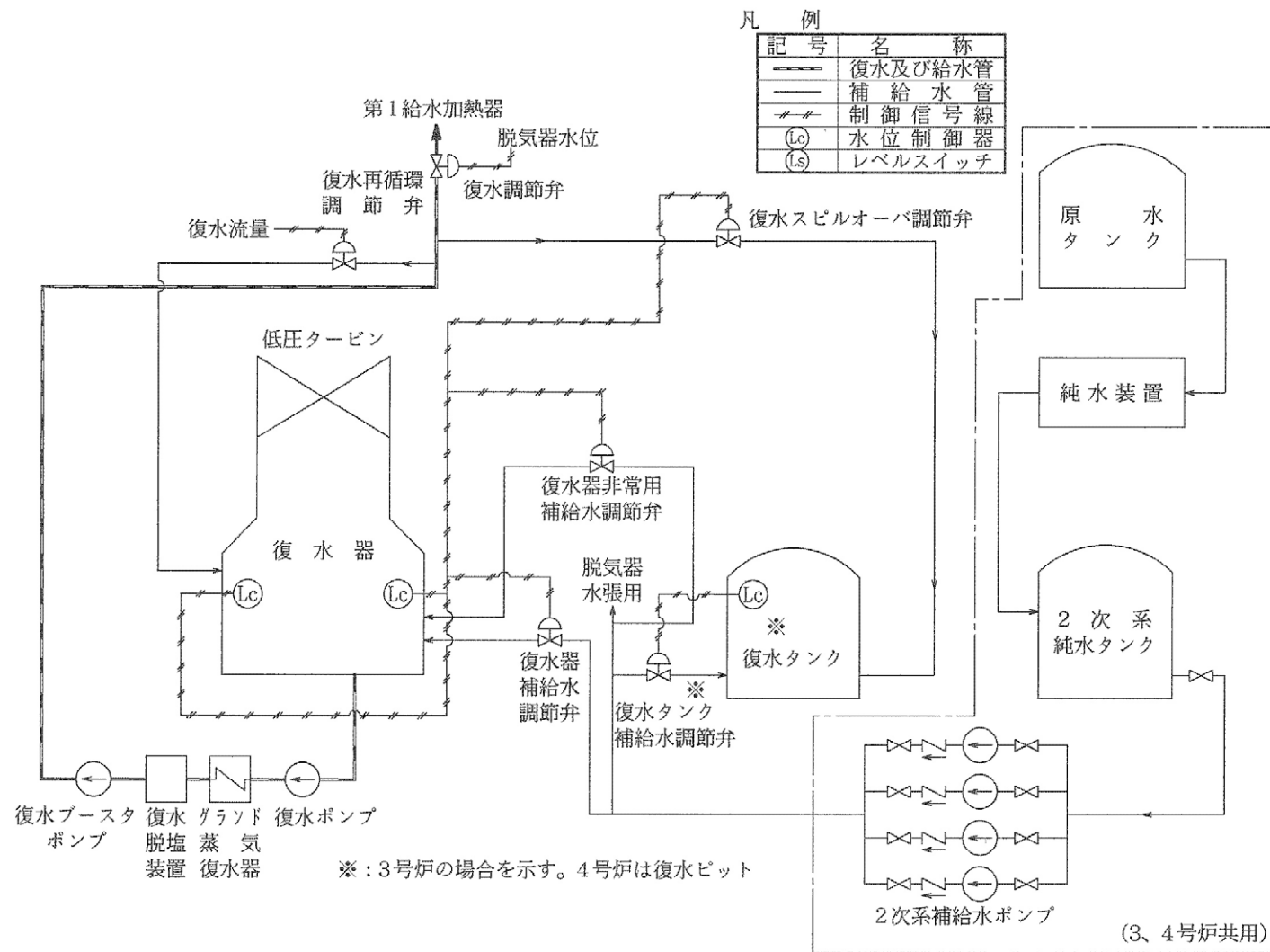
第 5.11.5 図 潤滑油系統説明図



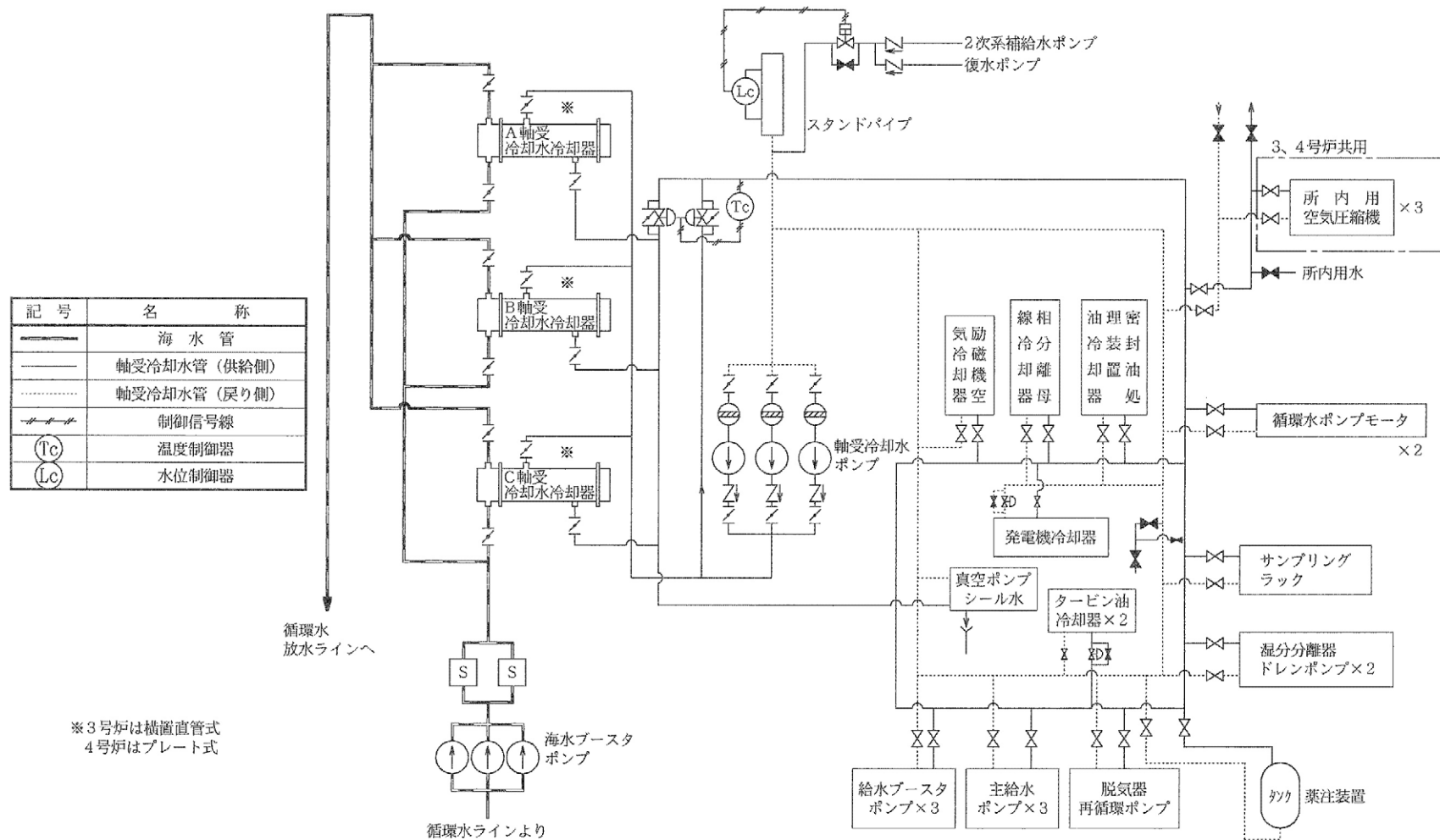
第 5.11.6 図      復水設備系統説明図



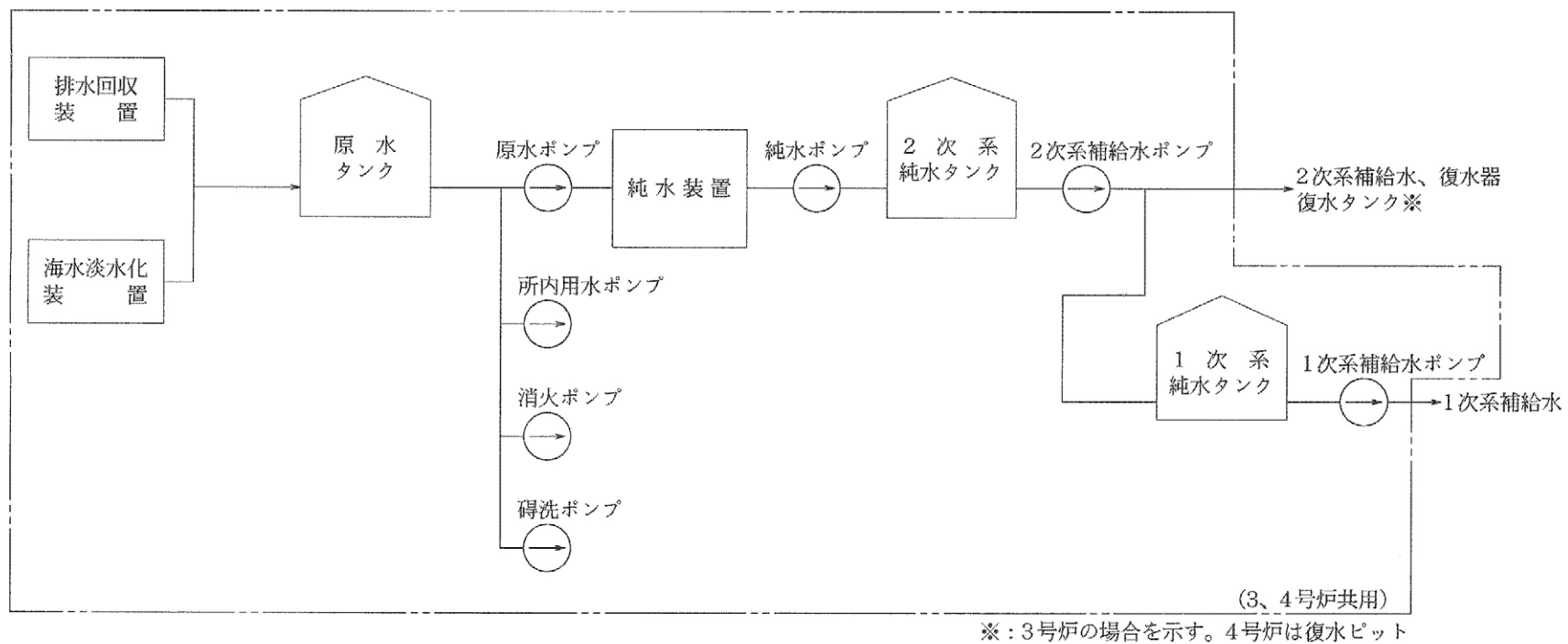
第 5.11.7 図 給水設備系統説明図



第 5.11.8 図 2 次系補給水設備系統説明図



第 5.11.9 図 軸受冷却水設備及び軸受冷却海水設備系統説明図



第 5.12.1 図 給水処理設備系統説明図

## 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発電用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置をとるためのインターロックを作動させる。

原子炉設備はもちろんタービン発電機設備も含めて、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発電用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発電用原子炉の反応度調整によって行う。

発電用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との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発電用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 $\pm 5\%/min$ 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る。また、タービンバイパス制御系(約40%容量)の動作により定格負荷の50%相当までの急激な負荷減少でも原子炉トリップを起

こすことなく対処できる。

原子炉制御設備には下記のものがあり、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

なお、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き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納まり、十分な減衰性をもつ安定な応答をするように設計する。
- (3) 運転員がプラント運転状態を監視でき、必要な場合にはプラントの手動制御ができるように設計する。

#### 6.1.3 主要設備

##### 6.1.3.1 制御棒制御系

本原子炉には、制御棒クラスタ 53 本を使用する。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、発電用原

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 本が、その駆動装置用電源を遮断することにより、自重で炉心に挿入される。

(1) 制御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それぞれ 1 チャンネル合計 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 114 cm/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応答する機能を有する。

(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、発電用原子炉を出力状態から速やかに高温停止させる。

6.1.3.2 ほう素濃度制御系

この制御系は、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ゆる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) 制御棒クラスタ位置とほう素濃度

制御棒クラスタの位置が制御棒クラスタ引抜き限界あるいは、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、発電用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き限界は、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。

制御棒クラスタ位置が、制御棒クラスタ引抜き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、中央制御盤上のモード選択スイッチにより行う。

### 6.1.3.3 加圧器圧力制御系

1 次冷却系の圧力は、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 次冷却系の圧力が一定の値になるように行う。加圧器には、加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及び加圧器ヒータを設ける。

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ーして蒸気の凝縮を行う。このスプレー流量は加圧器圧力信号により比例制御する。また、このスプレー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、常時少量のスプレーを行う。

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。

スプレー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、加圧器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加圧器スプレー弁を全閉し、圧力低下を阻止する。

なお、後備ヒータ、加圧器逃がし弁及び加圧器逃がし弁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。

#### 6.1.3.4 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、抽出水隔離弁を全閉し水位の低下を防止する。

#### 6.1.3.5 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つの信号を取り入れた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。なお、蒸気発生器水位が異常に上昇した場合は、タービンへの湿分のキャリーオーバーを防ぐために、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、タービン動主給水ポンプの速度制御によって給水制御系の制御性を向上させる。

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。

#### 6.1.3.6 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 40%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。

主制御信号としては、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、主蒸気連絡管圧力信号を使用するいわゆる圧力制御に切替える。

1 次冷却材の温度が異常に低下した場合には、発電用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。

#### 6.1.3.7 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。

#### 6.1.3.8 制御棒クラスタ引抜き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、原子炉トリップ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き阻止及びタービンランバックのインターロックを設け、下記の条件で作動させる。この設定値は、各々の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き阻止

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

#### 6.1.4 評価

発電用原子炉は、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 $\pm 5\% / \text{min}$ のランプ状負荷変化と、 $\pm 10\%$ のステップ状負荷変化とに応じることができ、更に、タービンバイパス制御系の作動により急激な負荷減少でも、対処できる。(3.5 動特性参照)

発電所の運転状態を示す主要な諸変数は、中央制御盤上の指示計又は記録計に指示記録すると同時に、設定値に達した場合には、運転員に注意を喚起するよう警報装置及びインターロックを設ける。各制御装置は、必要な場合には運転員の監視のもとに十分安全に手動制御が可能である。

## 6.2 原子炉計装

### 6.2.1 概要

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

#### (1) 炉外核計装

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、発電用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、発電用原子炉の制御保護機能に必要な信号は、原子炉制御設備及び原子炉保護設備に送る。

#### (2) 炉内計装

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。

#### (3) 停止余裕監視装置

安全保護系のプロセス計装及びその他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。

#### (4) 制御棒位置指示計装

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、各制御棒クラスタ位置を中央制御盤に指示する。

## 6.2.2 炉外核計装

### 6.2.2.1 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つの計測領域を設け、更に、各領域の測定範囲に相互に重なりを持たせて、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り外しを行っても、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わない設計とする。
- (7) 炉外核計装は、発電用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。

### 6.2.2.2 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のち、双安定回路出力を原子炉保護設備及び警報装置へ、また、絶縁増幅器を介して指示計、記録計等へ送る。

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（第6.6.2表にパーミッシブ信号一覧表を示す）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。

発電用原子炉の停止時に、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のち、双安定回路出力を原子炉保護設備及び警報装置へ、また、絶縁増幅器を介して指示計、記録計等へ送る。

### (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2分の1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のち、双安定回路出力を原子炉保護設備及び警報装置へ、また、絶縁増幅器を介して指示計、記録計等へ送る。上部と下部の差信号についても原子炉保護設備へ、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。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。

#### 6.2.2.3 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。検出器は相互に距離をへだ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、装置を収納する。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なっている。
- (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原子炉保護系の機能に影響を与えない設計となっている。

- (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なっている。

検出器については、チャンネル相互の信号を比較することによって、その健全性を確認することができる。

- (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。

### 6.2.3 原子炉計装

#### 6.2.3.1 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。

#### 6.2.3.2 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、必要に応じて取替えることができるように、ステンレス鋼のシースでおおい、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とることができる。

##### (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、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8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、及び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つ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、8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、炉内核計装盤に送り、指示、記録する。

### 6.2.3.3 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。

## 6.2.4 停止余裕監視装置

### 6.2.4.1 設計方針

- (1) 通常運転時に、必要な反応度停止余裕を確保するために、制御棒クラスタの挿入限界を監視する設計とする。

- (2) 零出力から全出力までの制御棒クラスタ挿入限界を設定することにより制御棒クラスタの挿入を制限して、制御棒クラスタが飛出した場合でも過大な反応度が添加されないような設計とする。

#### 6.2.4.2 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。

第6.2.7図に示すように、原子炉出入口の1次冷却材温度差及び1次冷却材平均温度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。

#### 6.2.4.3 評価

本停止余裕監視装置は、以下に示すように設計方針を十分満足している。

制御棒クラスタの挿入限界を設定し、設定値に制御棒位置が達した場合に警報を出すことにより、制御棒クラスタの挿入を制限する。

## 6.2.5 制御棒位置指示計装

### 6.2.5.1 設計方針

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、予想変動範囲での制御棒位置の監視が可能な設計とする。

### 6.2.5.2 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、中央制御盤上に表示する。

とくに全挿入時には、制御棒下限表示灯を点灯し警報を出す。

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出す。この他、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。

制御棒位置指示系統説明図を第 6.2.8 図に示す。

### 6.2.5.3 評価

本設備により予想変動範囲での制御棒位置の監視が可能である。

## 6.3 プロセス計装設備

### 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、演算処理装置等を収納する原子炉安全保護計装盤等から構成し、主要なパラメータは、中央制御盤に指示又は記録し、必要なものは警報を発信する。

発電用原子炉の停止、炉心冷却及び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) 安全保護系のプロセス計装は、以下の方針で設計する。

- a. 安全保護系のプロセス計装は、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安全保護機能を喪失しないよう多重性を有する設計とする。
- b. 安全保護系のプロセス計装は、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。
- c. 安全保護系のプロセス計装は、計測制御系と分離した設計とし、安全保護系の一部から計測制御系への信号を取り出す場合には、計測制御系の故障で安全保護系の機能を失わない設計とする。
- d. 安全保護系のプロセス計装は、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。

- e. 安全保護系のプロセス計装の電源は、無停電電源より給電する設計とする。
- f. 安全保護系のプロセス計装は、発電用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。
- g. 安全保護系のプロセス計装は、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。
- 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材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. 安全保護系のプロセス計装は、2基以上の発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続しない設計とする。

(2) 安全保護系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できるようにする。

### 6.3.3 主要設備

#### 6.3.3.1 安全保護系のプロセス計装

原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備に信号を供給する安全保護系のプロセス計装は、検出器のほかに演算処理装置、絶縁増幅器等を収納する原子炉安全保護計装盤から構成される。安全保護系のプロセス計装を第 6.3.1 表に示す。

ここにも示されるとおり、これらの計装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その機能を喪失することのないよう多重化されており、それぞれのチャンネルは、独立した原子炉安全保護計装盤に収納することにより物理的に分離されている。

また、これらの計装に必要な電源は、4 台の無停電電源装置からそれぞれ独立に給電するとともに、検出器と計器ラック間等の関連する配線もチャンネル相互に分離し電氣的にも独立性を保つようにする。

原子炉安全保護計装盤及び配線は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する設計としている。

安全保護系のプロセス計装の信号を制御系に使用する場合には、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系に影響を与えることのないようにする。

これらの計装の機能をテストする場合には、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、多重化された検出器は、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、安全保護系のプロセス計装の計測信号はすべて中央制御盤上に指示又は記録し、発電用原子炉施設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。

#### 6.3.3.2 安全保護系以外のプロセス計装

安全保護系以外のプロセス計装は、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ため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信する。

なお、炉心冷却状態監視を補助するものとして原子炉容器水

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。

(3) 主蒸気及び給水、補助給水計装

主蒸気及び給水の圧力、温度、流量、補助給水流量、復水タンク水位（3号炉）、復水ピット水位（4号炉）等を連続指示又は記録し、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

3号炉では燃料取替用水タンク水位等、4号炉では燃料取替用水ピット水位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。

(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。

(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。

(7) 制御用空気系計装

制御用空気圧力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。

(8) 非常用炉心冷却系計装

高圧及び低圧注入流量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。

(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信する。

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

安全保護系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。

#### 6.3.4 評価

- (1) 安全保護系のプロセス計装は多重化されており、単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても安全保護機能を喪失することはない。
- (2) 多重化された安全保護系のプロセス計装は、チャンネル間の相

互干渉を防止するため、検出器は相互に距離をへだてて設置し、それぞれのチャンネルは、独立した原子炉安全保護計装盤に収納している。

電源、配線についてもチャンネル毎に独立な構成としている。また、原子炉安全保護計装盤、配線は、実用上可能な限り、不燃性又は難燃性材料を使用している。

- (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、光変換カード又は絶縁増幅器により絶縁し、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、系の遮断に対して発電用原子炉の保護動作をとる方向に作動するので安全保護機能を喪失することはない。
- (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をすることを確認できる。

また、検出器は、多重化されたチャンネル間の信号を相互比較することにより、原子炉運転中にも健全性が確認できる。

- (6) 安全保護系のプロセス計装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次冷却系の圧力、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、発電用原子炉の停止状態は中性子束の測定及び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。

#### 6.3.5 手 順 等

安全保護系に関して、以下の内容を含む手順等を定める。

- (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る。
- (2) 発電所の出入管理方法については、「1.1 安全設計の方針 1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3) 手順等」に示す。
- (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。

## 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を計測する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（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発電用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」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために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」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び常用代替監視パラメータ）とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用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。

計装設備（重大事故等対処用設備）概略系統図を第 6.4.1 図から第 6.4.4 図に示す。

## 6.4.2 設計方針

### (1) 監視機能喪失時に使用する設備

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

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉容器、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」の計器故障又は計器故障が疑われる場合の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障又は計器故障が疑われる場合に、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、他チャンネル又は他ループの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要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。

現場の操作時に監視が必要なパラメータ及び常設の重大事故等対処設備の代替の機能を有するパラメータは、可搬型の重大事故等対処設備により計測できる設計とする。

具体的なパラメータは、以下のとおりとする。

- ・ 格納容器水素濃度
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）

- ・格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）

## (2) 計器電源喪失時に使用する設備

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、重要監視パラメータ及び重要代替監視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（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）及び可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可搬型計測器」という。）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計測においては、計測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つの適切なチャンネルを選定し計測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計測又は監視するものとする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型計測器（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）（3号及び4号炉共用）
- ・可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（3号及び4号炉共用）

全交流動力電源が喪失した場合、又は直流電源の喪失が想定

される場合において、計測設備への代替電源設備として大容量空冷式発電機、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（3系統目）、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・大容量空冷式発電機（10.2 代替電源設備）
- ・蓄電池（重大事故等対処用）（10.2 代替電源設備）
- ・蓄電池（3系統目）（10.2 代替電源設備）
- ・直流電源用発電機（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型直流変換器（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

大容量空冷式発電機、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（3系統目）、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

### (3) パラメータ記録時に使用する設備

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、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監視パラメータ及び重要代替監視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。

- ・緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（3号及び4号炉共用）
- ・SPDSデータ表示装置（3号及び4号炉共用）
- ・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）（3号及び4号炉共用）

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

ディーゼル発電機は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散等の設計方針は適用しない。

ディーゼル発電機については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

#### 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。

常設及び可搬型の重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備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。

重要代替監視パラメータは重要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。

重要監視パラメータの計測、重要監視パラメータの他チャンネルの計測及び重要代替監視パラメータの計測における電源は、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機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。

常設の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置は他の設備から独立して単独で使用可能とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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の計測装置は、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を図るとともに、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互を分離し、独立を図ることで、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。

可搬型の格納容器水素濃度及び原子炉補機冷却水サージタンク圧力(SA)の計測装置並びに格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)の計測装置である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)並びに可搬型計測器は、通常時は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を構

成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 6.4.2.3 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。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置は、号炉の区別なく記録することで、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、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ、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。

これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、3号炉及び4号炉に必要な容量を確保するとともに、号炉の区別なく記録できる設計とする。

#### 6.4.2.4 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のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、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発電用原子炉施設の

状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。

- ・ 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
- ・ 原子炉容器水位
- ・ 高圧注入ポンプ流量
- ・ 余熱除去流量
- ・ 格納容器内温度
- ・ 格納容器圧力
- ・ 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）
- ・ 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
- ・ 蒸気発生器狭域水位
- ・ 蒸気発生器広域水位
- ・ 補助給水流量
- ・ 主蒸気ライン圧力
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位
- ・ 燃料取替用水ピット水位
- ・ ほう酸タンク水位

- ・復水ピット水位

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、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発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

- ・格納容器内温度（SA）
- ・AM用消火水積算流量
- ・B格納容器スプレイ流量積算流量
- ・AM用格納容器圧力
- ・原子炉格納容器水位
- ・原子炉下部キャビティ水位
- ・アニュラス水素濃度

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発電用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。

可搬型の格納容器水素濃度の計測装置は、3号炉及び4号炉で同時に被災した場合においても、系統を切替えることにより共用して使用可能であるため、3号炉及び4号炉で1セット1個使用する。保有数は、3号炉及び4号炉で1セット1個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個の合計3個（3号及び4号炉共用）を保管する。

可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）の計測装置は、3号炉及び4号炉それぞれで1セット1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1個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個の合計4個（3号及び4号炉共用）を保管する。

格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）の計測装置である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）は、3号炉及び4号炉それぞれで1セット4個（測定時の故障を想定した3号炉及び4号炉それぞれ1個含む）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4個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として4個の合計12個（3号及び4号炉共用）を保管する。

可搬型計測器（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）は、3号炉及び4号炉それぞれで1セット9個（測定時の故障を想定した3号炉及び4号炉それぞれ1個含む）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9個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として9個の合計27個（3号及び4号炉共用）を保管する。

可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）は、3号炉及び4号炉それぞれで1セット32個（測定時の故障を想定した3号炉及び4号炉それぞれ1個含む）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32個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として32個の合計96個（3号及び4号炉共用）を保管する。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置は、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と必要なデータ量を伝送できる設計とする。

#### 6.4.2.5 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。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時における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
- ・ 原子炉容器水位
- ・ 格納容器内温度
- ・ 格納容器内温度（SA）
- ・ 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
- ・ 蒸気発生器狭域水位
- ・ 蒸気発生器広域水位

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を計測する設備は、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 高圧注入ポンプ流量
- ・ 余熱除去流量

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時に使用する設備であるため、その環境影響を受けない原子炉周辺建屋内の区画に設置する設計とする。

- ・ 補助給水流量
- ・ 主蒸気ライン圧力

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉周辺建屋内に設置し、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 格納容器スプレイ流量積算流量
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位
- ・ 燃料取替用水ピット水位
- ・ ほう酸タンク水位
- ・ AM 用消火水積算流量
- ・ 格納容器圧力

- ・ AM 用格納容器圧力
- ・ 復水ピット水位
- ・ アニュラス水素濃度

可搬型の格納容器水素濃度の計測装置は、原子炉補助建屋内に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所（計測場所）で可能な設計とする。

可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）の計測装置は、原子炉補助建屋内、4号炉の原子炉周辺建屋内、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に保管し、3号炉の重大事故等時は原子炉補助建屋内に設置し、4号炉の重大事故等時は4号炉の原子炉周辺建屋内に設置するため、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所（計測場所）で可能な設計とする。

格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）の計測装置である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）は、原子炉補助建屋内、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に保管し、3号炉の重大事故等時は原子炉補助建屋及び3号炉の原子炉周辺建屋内に設置し、4号炉の重大事故等時は4号炉の原子炉周辺建屋内に設置するため、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所（計測場所）で可能な設計とする。

可搬型計測器（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）は、原子炉補助建屋内、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に

保管し、3号炉及び4号炉の重大事故等時は原子炉補助建屋内に設置するため、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所（計測場所）で可能な設計とする。

可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）は、原子炉補助建屋内、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に保管し、3号炉及び4号炉の重大事故等時は原子炉補助建屋内に設置するため、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所（計測場所）で可能な設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）は、原子炉補助建屋及び4号炉の原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

SPDSデータ表示装置は、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に設置し、重大事故等時における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。

#### 6.4.2.6 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・検査性について」に示す。

可搬型の格納容器水素濃度の計測装置に使用する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、現場で確実に接続できる設計とする。格納容器水素濃度の指示値は、中央制御室にて確認できる設計とする。

格納容器水素濃度の計測装置は、台車により運搬、移動がで

きる設計とするとともに、一般的に使用される工具を用いて、設置場所にて固定できる設計とする。

格納容器水素濃度の計測装置を使用した原子炉格納容器内の水素濃度の監視を行う系統は、設計基準対象施設と兼用せず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替える設計とする。

また、切替えに伴う配管の接続作業は、簡便な接続規格とし、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圧力（SA）の計測装置の接続は、簡便な接続規格による接続とし、現場で確実に接続できる設計とする。また、設計基準対象施設と兼用せず、弁操作等にて速やかに切替える設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一規格の接続を行う設計とする。

格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）の計測装置である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）は、検出器と温度計本体の接続はプラグ接続とし、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。また、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とし、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一規格の接続を行う設計とする。

可搬型計測器（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）の計装ケーブルの接続は、プラグ接続とし、現場で確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。

また、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一規格の接続を行う設計とする。

可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）の計装ケーブルの接続はプラグ接続とし、現場で確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。また、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一規格の接続を行う設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を使用したパラメータ記録を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。

SPDSデータ表示装置は、記録時においては、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。

常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。

- ・ 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
- ・ 原子炉容器水位
- ・ 高圧注入ポンプ流量
- ・ 余熱除去流量
- ・ 格納容器内温度
- ・ 格納容器圧力
- ・ 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）
- ・ 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
- ・ 蒸気発生器狭域水位
- ・ 蒸気発生器広域水位
- ・ 補助給水流量
- ・ 主蒸気ライン圧力
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位
- ・ 燃料取替用水ピット水位
- ・ ほう酸タンク水位
- ・ 復水ピット水位

常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

- ・ 格納容器内温度（SA）

- ・ AM 用消火水積算流量
- ・ B 格納容器スプレイ流量積算流量
- ・ AM 用格納容器圧力
- ・ 原子炉格納容器水位
- ・ 原子炉下部キャビティ水位
- ・ アニュラス水素濃度

#### 6.4.3 主要設備及び仕様

計装設備の主要設備及び仕様を第 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・検査性について」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。

可搬型計測器及び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）は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置は、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。

## 6.5 試料採取設備

### 6.5.1 概 要

試料採取設備は、第6.5.1図に概要を示すように発電用原子炉施設の主要各所からの試料を採取するための各機器、配管、弁類等から構成され、下記の機能を有する。

1次冷却設備及び原子炉補助施設等の主要各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

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

1次冷却設備内の水素濃度の調整

### 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ように設計する。

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）
- ・体積制御タンク気相部

なお、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、放射性物質濃度及びほう素濃度を監視できる設計とする。

- (3) 試料採取設備のうち、放射能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ずるほど損なうことがない設計とする。
- (6) 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り失われる場合であっても、格納容器再循環サンプル水位の確認により、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把握でき、事故時の原子炉の停止状態の把握機能の代替が可能とする設計とする。

### 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試料採取室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) 格納容器雰囲気ガス試料採取設備

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サンプル冷却器、格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置及び試料採取管を設ける。格納容器雰囲気ガス試

料採取設備系統概要図を第6.5.2図に示す。

## 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、設計基準事故時に、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格納容器バウンダリを保護するため原子炉停止系を作動させ、発電用原子炉を自動停止させる。

原子炉保護設備は、発電用原子炉施設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

- (1) 原子炉保護設備は、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、安全保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。
- (2) 原子炉保護設備は、トレイン相互を分離し、トレイン間の独立性を有する設計とする。
- (3) 原子炉保護設備は、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) 原子炉保護設備は、発電用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) 原子炉保護設備は、自動的に作動し、また、必要な場合には手

動でも作動できる設計とする。

(6) 原子炉保護設備は、作動状況が確認できる設計とする。

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

### 6.6.3 主要設備

#### 6.6.3.1 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 図に示すように安全保護系ロジック・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M-Gセットの3相交流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挿入される。

各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、運転員がトリップ遮断器をリセットするまで引抜きはできない。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（2台）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、原子炉周辺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。

#### 6.6.3.2 原子炉トリップ信号

原子炉トリップ信号としては、下記のものがあり、これらをまとめて第 6.6.1 表及び第 6.6.2 図に示す。なお、発電用原子炉の保護機能を損うことなく出力条件によって原子炉トリップ信号のブロック等を行い運転の継続が可能ない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”信号で発電用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、手動ブロックできる。さらに、出力領域中性子束がP-10の設定値を超えると自動でブロックされる。

(2) 中間領域中性子束高

原子炉停止及び起動時の保護のため、中間領域中性子束高の“1 out of 2”信号で発電用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、通常の出力行状態では、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行状態では、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、発電用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及び、制御棒クラスタの落下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”信号又は出力領域中性子束減少率高の“2 out of 4”信号によって発電用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、発電用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 $\Delta T$ 高の設定点は以下の通りで“2 out of 4”信号で発電用原子炉をトリップさせる。

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

ここで、 $s$  : ラプラス演算子

$T$  : 1次冷却材平均温度

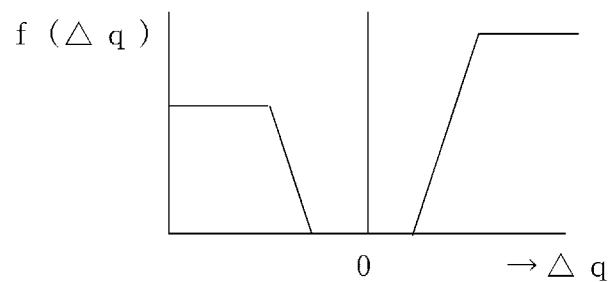
$T_0$  : 定格出力時の1次冷却材平均温度

$P$  : 原子炉圧力

$P_0$  : 定格運転圧力

$K_1 \sim K_2, \tau_1, \tau_2$  : 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、炉心の過出力を防止する。

過大出力 $\Delta T$ 高の設定値は以下の通りで“2 out of 4”信号で発電用原子炉をトリップさせる。

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

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。

ここで、 $s$  : 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次冷却系の過圧保護のために、加圧器圧力高の“2 out of 4”信号によって発電用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”信号によって発電用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の設定値以下の場合には自動的にブロックされる。

(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”信号で発電用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、発電用原子炉をトリップさせる。

(11) 1次冷却材ポンプ電源電圧低

1次冷却材ポンプの電源電圧が低下した場合の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次冷却材ポンプ電源の電圧低の“2 out of 4”信号で発電用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的にブロックされる。

(12) 1次冷却材ポンプ電源周波数低

1次冷却材ポンプの電源周波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次冷却材ポンプ電源の周波数低の“2 out of 4”信号で発電用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、自動的にブロックされる。

(13) タービントリップ

タービンがトリップした場合は、1次冷却系の温度、圧力の過度の上昇を避けるため、発電用原子炉をトリップさせる。

検出信号は、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を使用する。

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的にブロックされる。

(14) 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、発電用原子炉をトリップさせる。

(15) 加圧器水位高

(8)項の後備として、加圧器水位高の“2 out of 4”信号で発電用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的にブロックされる。

(16) 地震加速度高

水平方向加速度高の“2 out of 4”信号又は、鉛直方向加速度高の“2 out of 4”信号で発電用原子炉をトリップさせる。

(17) 手 動

中央制御盤上の原子炉トリップスイッチ2個のうちいずれか1個を操作すれば、発電用原子炉はトリップする。

#### 6.6.3.3 原子炉トリップ時のインターロック

発電用原子炉がトリップした場合は、タービンをトリップさせる。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”信号とが一致した場合は、主給水制御弁を全閉させる。

#### 6.6.3.4 監視装置

原子炉保護設備の作動状況の確認をするため、次のような監視装置を設ける。

なお、原子炉トリップの確認は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」を出す。

## (2) 表示灯

多重チャンネル構成を有する原子炉トリップ信号は、1チャンネルでも動作すれば、中央制御盤上に設けられた表示灯にトリップ状態を表示する。

## 6.6.4 評価

### (1) 単一故障

原子炉保護設備を構成する論理回路、トリップ遮断器には多重性をもたせている。すなわち、“2 out of 4”あるいは“1 out of 2”の論理回路は、連絡ケーブルをも含めて4重トレイン構成としている。これらのトレインは、電氣的、物理的に分離しているので、単一のトレインの故障で保護機能を失うことはない。

### (2) 独立性

原子炉保護設備は、相互干渉が起こらないように、物理的、電氣的独立性を持たせている。すなわち、論理回路、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) フェイルセイフ

原子炉保護設備を構成する出力回路、原子炉トリップ遮断器の不足電圧コイル等は常時励磁状態とし、駆動電源の喪失、系の遮断などに対して原子炉保護動作をとる方向に作動するよう設計している。

#### (4) 運転中試験

原子炉保護設備は、プラント運転中にも論理回路及び原子炉トリップ遮断器に関し下記の試験ができる。

すなわち、テストスイッチを操作して、各チャンネルの演算処理装置の出力をトリップ状態にする等の方法により、論理回路が正常に動作したことを確認できる。

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、中央制御盤上に原子炉トリップスイッチを2個設け、いずれか1個のスイッチ操作により原子炉トリップ信号を発することができる。

#### (6) 作動状況の確認

原子炉保護設備の作動状況は、警報、表示灯、炉外核計装等により確認することができる。

### 6.6.5 手順等

安全保護系に関して、以下の内容を含む手順等を定める。

- (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る。

- (2) 発電所の出入管理方法については、「1.1 安全設計の方針  
1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3) 手順等」に示す。
- (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。

## 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、あるいは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起動するものである。

工学的安全施設作動設備は、安全保護系のプロセス計装から信号を受けて、工学的安全施設を作動させる2重トレインの論理回路で構成する。

### 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、発電用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運転員の手動操作を期待するものは容易に操作可能な設計とする。

なお、手動操作に必要な指示、及び操作が正しく行われたことを示す指示が明確に表示できるようにする。

(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。

### 6.7.3 主要設備

#### 6.7.3.1 作動信号

工学的安全施設作動信号としては下記のものがあり、これらをまとめて第6.7.1表及び第6.7.1図に示す。なお、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

下記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次の動作を行う。

高压注入系起動、低压注入系起動、原子炉格納容器隔離、アンユラス空気浄化ファン起動、安全補機室空気浄化ファン起動、給水隔離、ディーゼル発電機起動、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次冷却材喪失あるいは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

中央制御盤上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、下記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、中央制御盤上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。

(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御な

蒸気放出を防止し、炉心の過冷却を防止するため、下記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全閉する。

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)の非常用炉心冷却設備作動信号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、中央制御盤上に操作スイッチを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。

(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、原子炉格納容器の隔離弁を次の信号により閉止する。

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、中央制御盤上に操作スイッチを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。

#### 6.7.3.2 監視装置

工学的安全施設作動設備の作動状況を確認するため、プロセス計装の他に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」を出す。

##### (2) 表 示 灯

多重チャンネル構成を有する工学的安全施設作動信号は、1チャンネルでも動作すれば中央制御盤上に設けられた表示灯にトリップ状態を表示する。

#### 6.7.4 評 価

##### (1) 単一故障

工学的安全施設作動回路を構成する論理回路には、多重性をも

たせている。すなわち、“2 out of 4”あるいは“1 out of 2”の論理回路は、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、中央制御盤上に操作スイッチを設け、下記の作動信号をそれぞれ発することができる。

- 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、表示灯によって確認することができる。

## 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

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象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、発電用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 6.8.5 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移行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、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）及びほう酸水注入）を設ける。

#### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

##### a. 手動による原子炉緊急停止

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、設計基準事故対処設備である反応度制御設備の制御棒クラスタ、原子炉保護設備の原子炉トリップ遮断器を重大事故等対処設備として使用する。

b. 原子炉出力抑制（自動）

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又は原子炉トリップ遮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（自動））として、多様化自動作動設備、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、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、2次系補給水設備の復水ピット並びに1次冷却設備の蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

多様化自動作動設備は、発信する作動信号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次系から2次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉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、多様化自動作動設備は、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作動により1次冷却系統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。

- ・ 多様化自動作動設備
- ・ 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
- ・ 蒸気発生器
- ・ 主蒸気逃がし弁
- ・ 主蒸気安全弁
- ・ 加圧器逃がし弁
- ・ 加圧器安全弁

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。

c. 原子炉出力抑制（手動）

多様化自動作動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作動しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（手動））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、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、2次系補給水設備の復水ピット並びに1次冷却設備の蒸気発生器、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止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作動により 1 次冷却系統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
- ・蒸気発生器
- ・主蒸気逃がし弁
- ・主蒸気安全弁
- ・加圧器逃がし弁
- ・加圧器安全弁

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに 1 次冷却設備の 1 次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。

d. ほう酸水注入

制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器又は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

弁を介して充てんポンプにより炉心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、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。

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、化学体積制御系統により炉心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、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。

制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器及びディーゼル発電機は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散等の設計方針は適用しない。

ディーゼル発電機の詳細については、「10.2 代替電源設備」、1次冷却設備を構成する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器の詳細については、「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。

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。

原子炉トリップスイッチは、原子炉補助建屋内の原子炉安全保護計装盤及び炉外核計装保護盤と異なる区画に設置するこ

とで、位置的分散を図る設計とする。

多様化自動作動設備を使用した原子炉出力抑制（自動）は、原子炉保護設備の作動に必要なプロセス計装と部分的に設備を共用するが、原子炉保護設備から電氣的・物理的に分離することで原子炉保護設備と同時に機能喪失しない設計とする。また、原子炉出力抑制（自動）に使用する多様化自動作動設備並びに原子炉出力抑制（自動）及び原子炉出力抑制（手動）に使用する主蒸気隔離弁、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、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護計装盤及び炉外核計装保護盤と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。

多様化自動作動設備は、原子炉保護設備から電氣的・物理的に分離して独立した盤として、原子炉補助建屋内に設置することで位置的分散を図る設計とする。

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、復水ピット、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁は、原子炉周辺建屋内の原子炉トリップ遮断器と異なる区画に設置し、蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、原子炉格納容器内の制御棒クラスタと壁で分離された位置に設置する。これにより、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器並びに原子炉補助建屋内の原子炉安全保護計装盤及び炉外核計装保護盤と位置的分散を図る設計とする。

ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てんポ

ンプ及び燃料取替用水ピットによるほう酸水注入は、制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護計装盤及び炉外核計装保護盤と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。

ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、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遮断器と異なる区画に設置する。これにより、原子炉トリップ遮断器並びに原子炉補助建屋内の原子炉安全保護計装盤及び炉外核計装保護盤並びに原子炉格納容器内の制御棒クラスタと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、原子炉トリップスイッチ、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、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（自動）に使用する多様化自動作動設備は、原子炉トリップ信号が原子炉保護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（自動）に使用する主蒸気隔離弁、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、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、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（手動）に使用する主蒸気隔離弁、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、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、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、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、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。

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多様化自動作動設備は、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。

原子炉出力抑制（自動）及び原子炉出力抑制（手動）において、主蒸気隔離弁の閉止に伴う1次冷却系統の過圧のピークを

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、設計基準事故時の1次冷却システム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弁放出流量が、主蒸気隔離弁の閉止による1次冷却システムの過圧防止に必要な弁放出流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。また、その後の1次冷却システム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、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁は、設計基準事故時の蒸気発生器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ポンプ流量、ピット容量、伝熱容量及び弁放出流量が、主蒸気隔離弁の閉止による1次冷却システムの過圧防止に必要なポンプ流量、ピット容量、伝熱容量及び弁放出流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。

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ポンプ、ほう酸タンク、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ポンプ流量及びタンク・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ポンプ流量及びタンク・ピット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。

#### 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、中央制御室内に設置し、重大事故等時における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、蒸気発生器、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁及び再生熱交換器は、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

原子炉トリップ遮断器、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、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てんポンプ、ほう酸フィルタ及び燃料取替用水ピットは、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件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、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てんポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

多様化自動作動設備は、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

#### 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・検査性について」に示す。

原子炉トリップスイッチ、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器を使用した手動による原子炉緊急停止を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する

る設計とする。原子炉トリップスイッチは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

多様化自動作動設備を使用した原子炉出力抑制（自動）を行う系統は、重大事故等時に多様化自動作動設備から自動で信号を発信する設計とする。

主蒸気隔離弁を使用した原子炉出力抑制（自動）を行う系統及び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、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用した1次冷却系統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、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

主蒸気隔離弁を使用した原子炉出力抑制（手動）を行う系統及び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、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用した1次冷却系統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、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。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の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てんポンプ、ほう酸フィルタ及び再生熱交換器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、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処

設備として使用する設計とする。ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てんポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

充てんポンプ、燃料取替用水ピット及び再生熱交換器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、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

### 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を第 6.8.1 表に示す。

### 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・検査性について」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遮断器の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遮断器は、機能・性能の確認が可能なように、試験装置を接続し動作確認ができる設計とする。

原子炉出力抑制（自動）に使用する多様化自動作動設備は、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

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（自動）に使用する主蒸気隔離弁、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、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

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、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、分解が可能な設計とする。

復水ピットは、内部の確認が可能なように、アクセスドアを設ける設計とする。

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（手動）に使用する主蒸気隔離弁、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、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

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又は通常時の

系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てんポンプは、分解が可能な設計とする。

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。

燃料取替用水ピットは、内部の確認が可能なように、アクセスドアを設ける設計とする。

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。

再生熱交換器は、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。

## 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、原子炉周辺建屋内、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。

制御用空気系統の概略を第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様に設計する。

#### (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。

以下主要なものについて説明する。

##### a. 制御用空気圧縮機

制御用空気圧縮機は、たて置往復動圧縮機で清浄な圧縮空気を供給するため、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。

##### b. 制御用空気乾燥器

制御用空気乾燥器は、制御用圧縮空気を乾燥するために制御用空気だめ出口に設置する。

## 6.9.2 所内用空気設備

### (1) 概 要

所内用空気設備は、原子炉格納容器内、原子炉周辺建屋内、原子炉補助建屋内、タービン建屋内及びその他の必要機器に所内用圧縮空気を供給する。空気圧縮機出口には空気だめを設置する。

### (2) 設計方針

- a. 所内用空気圧縮機は、無給油式とする。
- b. 所内用空気設備は、制御用圧縮空気の後備ができるように設計する。
- c. 所内用圧縮空気が必要な場所には、ホース接続端を設ける。

### (3) 主要設備の仕様

所内用空気設備の設備仕様の概略を第6.9.2表に示す。

## 6.10 制御室

### 6.10.1 通常運転時等

#### 6.10.1.1 概要

計測制御系統施設のうち、プラント主系統（発電用原子炉及びタービン発電機）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（3、4号炉共用）を設け、同室内に中央制御盤等を設置する。

また、何らかの原因で中央制御室にとどまることができない場合にも発電用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 中央制御室

##### 6.10.1.2.1 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) 発電用原子炉施設の通常運転、安全停止及び事故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、制御及び必要な手動操作を行うことができる設計とする。
- (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、外部火災に伴う燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による操作雰囲気悪化並びに有毒ガス）を想定しても安全施設を容易に操作することができる設計とする。

- (3) 昼夜にわたり、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を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次冷却系統に係る発電用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にするとともに、運転員が過度の放射線被ばくを受けないように考慮し、運転員その他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設計とするとともに、同一スペースを共用化し、プラント状況や運転員の対応状況等の情報を共用しつつ、総合的な運転管理を図ることができる設計とする。また、運転員の相互融通などを考慮して、居住性にも配慮するなど、安全性が向上する設計とする。
- (6) 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発電用原子炉を安全に停止できる設計とする。
- (7) 中央制御室には、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。

- (8) 中央制御室は、共用することにより、プラントの状況に応じた運転員の相互融通を図ることや、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることなどで、安全性が向上するため、居住性に配慮した設計とする。

#### 6.10.1.2.2 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、安全停止及び事故の対応に必要な操作器、指示計、記録計、CRT表示装置及び警報装置等を運転員の操作性並びに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）をシステム毎にグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器（コントロールスイッチ）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、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができるものとする。

##### (2) 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次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊

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、想定される有毒ガスの発生において、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」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及び可動源を特定し、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、通信連絡設備による連絡、中央制御

室空調装置の隔離、防護具の着用等の対策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中央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、中央制御室遮へい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 を下回るように遮へいを設ける。換気系統は他と独立して設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、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その他従事者を過度の放射線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、室内の雰囲気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が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。

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を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し、中央制御室で監視できる設計とする。

中央制御室は、当該操作が必要となる理由となった事象が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発電用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、外部火災に伴う燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による操作雰囲気悪化並びに有毒ガス）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ができるものとする。

中央制御室で想定される環境条件とその措置は次のとおり。

#### （地震）

中央制御室及び中央制御盤は、耐震性を有する原子炉補助建屋内に設置し、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ができるものとする。

(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。また、中央制御室周りの火災のための消火栓による溢水についても、運転操作に影響を与えず容易に操作ができるものとする。

(外部電源喪失)

中央制御室における運転操作に必要な照明は、地震、風(台風)、竜巻、積雪、落雷、森林火災、火山の影響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、容易に操作ができるものとする。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、専用の無停電電源装置から給電される照明により運転操作に必要な照明を確保し、容易に操作ができるものとする。

(ばい煙等による中央制御室内雰囲気悪化)

中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気悪化を想定しても、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ができるものとする。

(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に所要の操作及び措置をとることができる設計とする。

中央制御室において発電用原子炉施設の外の状況を把握するための設備については、「1.1.1.4 外部からの衝撃」で選定した発電所敷地で想定される自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがあるものがあって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある事象や発電所構内の状況を把握できるように、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、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、飛来物（航空機落下等）、近隣工場等の火災、船舶の衝突）の影響について、昼夜にわたり発電所構内の状況（海側、山側）を把握することができる暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

b. 気象観測装置等の設置

風（台風）、竜巻、凍結、降水等による発電所構内の状況を把握するため、風向、風速、温度、雨量等を測定する気象観測装置等を設置する。また、津波及び高潮については、津波監視設備として取水ピット水位計を設置する。

c. 公的機関から気象情報を入手できる設備等の設置

地震、津波、竜巻、雷等の発電用原子炉施設に影響を及

ばす可能性のある事象に関する情報を入手するために、中央制御室にファックス、テレビ、ラジオ等により公的機関から気象情報を入力できる設備を設置する。

#### 6.10.1.2.3 評 価

- (1) 発電用原子炉施設の通常運転、安全停止及び事故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、制御及び必要な手動操作を行うことができる。
- (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、外部火災に伴う燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による操作雰囲気悪化並びに有毒ガス）を想定しても安全施設を容易に操作することができる。
- (3) 昼夜にわたり、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握することができる。
- (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次冷却系統に係る発電用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、有毒ガスが中央制御室の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にするとともに、運転員が過度の放射線被ばくを受けないように考慮し、運転員その他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がなされている。

- (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設計がなされているとともに、同一スペースを共用化し、プラント状況や運転員の対応状況等の情報を共用しつつ、総合的な運転管理を図ることができる設計がなされている。また、運転員の相互融通などを考慮して、居住性にも配慮するなど、安全性が向上する設計がなされている。
- (6) 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発電用原子炉を安全に停止できる。
- (7) 中央制御室には、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している。
- (8) 中央制御室は、共用することにより、プラントの状況に応じた運転員の相互融通を図ることや、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることなどで、安全性が向上するため、居住性に配慮した設計がなされている。

### 6.10.1.3 中央制御室外原子炉停止装置

#### 6.10.1.3.1 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

ない場合において、中央制御室での操作に優先して使用できる中央制御室外原子炉停止装置を設置する。中央制御室外原子炉停止装置は、発電用原子炉を停止し、高温停止状態に直ちに移行し、その後、発電用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機器は、中央制御室での操作に優先する中央制御室外原子炉停止盤から操作を行うことができる設計とする。
- (3) 現場操作を必要とするものについては、作業用照明及び通信連絡設備を設ける。

#### 6.10.1.3.2 主要設備

##### (1) 中央制御室外原子炉停止盤

発電用原子炉を高温停止状態に直ちに移行し、その後、発電用原子炉を低温停止状態に導き維持するため、余熱除去、1次冷却系の温度制御・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発電用原子炉の高温停止時において操作頻度が高い機器又は操作が時間的に急を要する機器の操作は、中央制御室外の適切な部屋に設けた中央制御室外原子炉停止盤から、中央制御室での操作に優先して行えるようにするとともに、必要最小限のパラメータの監視も行えるようにする。

なお、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、必要があれば適当な手順を用いて発電用原子炉を低温停止状態に導くことができるようにする。

中央制御室外原子炉停止盤に設置する主要操作器及び監視計器を第 6.10.1 表に示す。

#### (2) 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、通信設備（発電所内）を設ける。

#### (3) 照明設備

現場操作を行う場所には、作業用照明を設ける。

### 6.10.1.3.3 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おいて、中央制御室での操作に優先して使用できる中央制御室外原子炉停止装置を設置している。中央制御室外原子炉停止装置は、発電用原子炉を停止し、高温停止状態に直ちに移行し、その後、発電用原子炉を低温停止状態に導き維持することができる。

(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機器は、中央制御室での操作に優先する中央制御室外原子炉停止盤から操作を行うことができる。

(3) 現場操作を必要とするものについては、作業用照明及び

通信連絡設備を設けている。

#### 6.10.1.4 手順等

- (1) 手順に基づき、監視カメラ及び気象観測装置等により発電用原子炉施設の外の状況を把握するとともに、公的機関から気象情報を入手できる設備等により必要な情報を入手する。
- (2) 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の居住環境確認を行う。
- (3) 手順に基づき、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。

### 6.10.2 重大事故等時

#### 6.10.2.1 概要

中央制御室には、重大事故等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）の概略系統図を第 6.10.1 図から第 6.10.3 図に示す。

#### 6.10.2.2 設計方針

- (1) 居住性を確保するための設備

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（中央制御室空調装置による居住性の確保並びに中央制御室の照明による居住性

の確保並びに中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定)を設ける。

a. 中央制御室空調装置による居住性の確保

重大事故等対処設備(中央制御室空調装置による居住性の確保)として、中央制御室遮へい並びに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及び中央制御室非常用循環フィルタユニットを使用する。また、代替電源設備として大容量空冷式発電機を使用する。

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、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。中央制御室遮へいは、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を過度の放射線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、中央制御室空調装置及び中央制御室遮へいの機能と併せて、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、室内の雰囲気が悪くなっ

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、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機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。

- ・中央制御室遮へい（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、既設）
- ・中央制御室空調ファン（3号及び4号炉共用、既設）
- ・中央制御室循環ファン（3号及び4号炉共用、既設）
- ・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、既設）
- ・大容量空冷式発電機（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である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非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

b. 中央制御室の照明による居住性の確保

重大事故等対処設備（中央制御室の照明による居住性の確保）として、可搬型照明（SA）を使用する。また、代替電源設備として大容量空冷式発電機を使用する。

重大事故等時において、中央制御室の照明は、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。可搬型照明（SA）

は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機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（SA）（3号及び4号炉共用）
- ・大容量空冷式発電機（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

c. 中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定

重大事故等対処設備（中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定）として、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。

重大事故等時において、可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御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。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・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）

(2) 汚染の持ち込みを防止するための設備

a. 汚染の持ち込み防止

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とともに、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（SA）を使用する。また、代替電源設備として大容量空冷式発電機を使用する。

照明については、可搬型照明（SA）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（SA）は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機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（SA）（3号及び4号炉共用）
- ・大容量空冷式発電機（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

### (3) 放射性物質の濃度を低減するための設備

#### a. 放射性物質の濃度低減

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及びアニュラス空気浄化フィルタユニット並びに窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）を使用する。また、代替電源設備

として大容量空冷式発電機を使用する。

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気体を吸引し、アニュラス空気浄化フィルタユニットにて放射性物質を低減して排出することにより、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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。また、アニュラス空気浄化系弁（B系）は、窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）により代替空気を供給し、大容量空冷式発電機によりアニュラス空気浄化系弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで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（アニュラス空気浄化ファン弁用）
- ・大容量空冷式発電機（10.2 代替電源設備）

換気空調設備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、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

ディーゼル発電機、中央制御室遮へい、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、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散等の設計方針は適用しない。

ディーゼル発電機及び大容量空冷式発電機については、「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、多重性を持ったディーゼル発電機から給電できる設計とする。また、3号炉及び4号炉で共用することにより、号炉間において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（SA）及び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大容量空冷式発電機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。

中央制御室空調装置による居住性の確保に使用する中央制御室遮へいは、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。設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。中央制御室空調装置による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、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の照明による居住性の確保に使用する可搬型照明（SA）は、他の設備から独立して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。また、可搬型照明（SA）は、設置場所において固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定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。

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。また、可搬型照明（SA）は、

設置場所において固定することで、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、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、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弁の操作に必要な窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）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炉心の著しい損傷時は重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、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（中央制御室遮へい含む）は、プラントの状況に応じた運転員の相互融通などを考慮し、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ため、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。

中央制御室空調装置は、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の共用により自号炉の系統だけでなく他号炉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号炉それぞれの中央制御室空調装置は、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。

中央制御室遮へいは、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を過度の放射線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、中央制御室空調装置及び中央制御室遮へいの機能と併せて、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。

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

中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン及び中央制御室空調ユニットは、設計基準事故対処設備の中央制御室空調装置と兼用しており、重大事故等時に運転員を過度の放射線被ばくから防護するために中央制御室内の換気に必要なファン容量及びフィルタ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。

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重大事故等時に運転員を過度の放射線被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力に対して、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。

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、4号炉それぞれで3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2個使用する。保有数は、3号炉、4号炉の中央制御室用としてそれぞれで1セット3個、重大事故等時に身体サーベイ及び作業服の着替え等を行う区画用として1セット2個、保守点検は目視点検であり、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2個の合計10個（3号及び4号炉共用）を保管する。

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を上回る範囲を測定できるものを、それぞ

れ1個を1セットとし、3号炉及び4号炉で1セット使用する。保有数は、3号炉及び4号炉で1セット、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2セットの合計3セット（3号及び4号炉共用）を保管する。

炉心の著しい損傷が発生した場合において放射性物質の濃度を低減するための設備として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した空気中の放射性物質の濃度を低減するために必要なファン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。

炉心の著しい損傷が発生した場合において放射性物質の濃度を低減するための設備として使用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した空気中の放射性物質の濃度を低減するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力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（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、弁全開に必要な圧力を設定圧力とし、配管容積分の加圧及び弁作動回数を考慮したポンベ容量に対して十分な容量を有したものを1セット1個使用する。保有数は、1セット1個、保守点検は目視点検であり、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個を保管する。

#### 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。

中央制御室遮へいは、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原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における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。

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、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

駆動源（空気）が喪失した場合、又は直流電源が喪失した場合には、空気作動ダンパの操作は、原子炉補助建屋内の設置場所で可能な設計とする。

可搬型照明（SA）は、原子炉補助建屋内に保管するとともに、中央制御室及び原子炉補助建屋内に設置し、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操作可能な設計とする。

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し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室（計測場所）で可能な設計とする。

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、原子炉周辺建屋内に設置し、炉心の著しい損傷時における環境条件を考慮した設計とする。

アニュラス空気浄化ファンの操作は中央制御室で可能な設計とする。

窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、原子炉周辺建屋内に保管及び設置し、炉心の著しい損傷時における環境条件を考慮した設計とする。

窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）の操作は設置場所で可能な設計とする。

排気筒は、屋外に設置し、炉心の著しい損傷時における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・検査性について」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を使用した中央制御室空調装置による居住性の確保を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。運転モード切替は、中央制御室換気系隔離信号による自動作動のほか、中央制御室での操作スイッチによる手動切替操作も可能な設計とする。また、運転モード切替

に使用する空気作動ダンパは、駆動源（空気）が喪失した場合、又は直流電源が喪失した場合にも一般的に使用される工具を用いて現場にて人力で開操作が可能な構造とする。

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の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

可搬型照明（SA）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。また、汎用品を用いる等、付属の操作スイッチにより容易かつ確実に設置場所で操作ができる設計とする。

可搬型照明（SA）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、人力により運搬ができる設計とする。

可搬型照明（SA）は、設置場所において固定できる設計とする。

可搬型照明（SA）の電源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。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一規格の設計とする。

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、窒素ポンペ（アニュラス空気浄化ファン弁用）及び排気筒を使用した放射性物質の濃度を低減するために使用する系統は、炉心の著しい損傷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替えできる設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、中央制御室の制御

盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）の出口配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続規格による接続とし、確実に接続できる設計とする。また、3号炉及び4号炉で同一規格の設計とする。窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）の取付継手は、3号炉及び4号炉の窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用、原子炉補機冷却水サージタンク用及び事故時試料採取設備弁用）と同一形状とし、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を第6.10.2表及び第6.10.3表に示す。

#### 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・検査性について」に示す。

中央制御室空調装置による居住性の確保に使用する中央制御室遮へいは、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。

中央制御室空調装置による居住性の確保に使用する中央制御室（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、非常用ライ

ンにて機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

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、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。

中央制御室非常用循環フィルタユニットは、性能の確認が可能なようフィルタを取り出すことができる設計とする。

中央制御室の照明による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、点灯させることにより機能・性能の確認ができる設計とする。

中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定に使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、機能・性能の確認（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。

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及びアニュラス空気浄化フィルタユニットは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

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し、性能の確認が可能なようフィルタを取り出すこと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。

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（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、アニュラス空気浄化系弁駆動用空気配管への窒素の供給により、弁の開閉試験を行うことで、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、規定圧力及び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 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
タ ー ビ ン 第 1 段 圧 力	4	圧力伝送器
1 次 冷 却 材 流 量	4 / ループ	差圧伝送器
原 子 炉 格 納 容 器 圧 力	4	圧力伝送器

第6.3.2表 事故時監視が必要なプロセス計装

項 目	名 称
1 次 冷 却 系 計 装	1 次冷却材温度（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、給水及び 補助給水計装	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	格納容器内温度 格納容器水位（広域、狭域）
原子炉補機冷却系計装	原子炉補機冷却水サージタンク水位
制御用空気系計装	制御用空気圧力
非常用炉心冷却系計装	高圧注入流量 低圧注入流量

第6.4.1表 計装設備（常設）の設備仕様

(1) 1次冷却材高温側温度（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	4
計測範囲	0～400℃

(2) 1次冷却材低温側温度（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	4
計測範囲	0～400℃

(3) 1次冷却材圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計測範囲	0～21.0MPa [gage]

## (4) 加圧器水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計測範囲	0～100%

## (5) 原子炉容器水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	1
計測範囲	0～100%

## (6) 高圧注入ポンプ流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計測範囲	0～400m <sup>3</sup> /h

## (7) 余熱除去流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・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) AM用消火水積算流量

個 数	1
計測範囲	0 ～ 200m <sup>3</sup> / h（積算：0 ～ 10,000m <sup>3</sup> ）

## (9) B格納容器スプレイ流量積算流量

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。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	1
計測範囲	0 ～ 220℃

## (11) 格納容器内温度（SA）

個 数	1
計測範囲	0 ～ 220℃

## (12) 格納容器圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計測範囲	-50～450kPa [gage]

## (13) AM用格納容器圧力

個 数	1
計測範囲	0～1.5MPa [gage]

## (14) 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。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計測範囲	0～100%

## (15) 格納容器再循環サンプル水位（狭域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計測範囲	0～100%

## (16) 原子炉格納容器水位

個 数	1
計測範囲	ON-OFF

## (17) 原子炉下部キャビティ水位

個 数	1
計測範囲	ON-OFF

## (18) 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。

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

個 数	2
計測範囲	$10^2 \sim 10^7 \mu \text{Sv/h}$

## (19) 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。

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

個 数	2
計測範囲	$10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$

## (20) 出力領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉計装
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 4（上部と下部の中性子束平均値）

計測範囲 0～120%

## (21) 中間領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉計装
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 2

計測範囲  $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$

## (22) 中性子源領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉計装
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 2

計測範囲  $1 \sim 10^6 \text{ cps}$

## (23) 蒸気発生器狭域水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	8
計測範囲	0～100%

## (24) 蒸気発生器広域水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	4
計測範囲	0～100%

## (25) 補助給水流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・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

## (26) 主蒸気ライン圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	8
計測範囲	0～9.5MPa [gage]

## (27) 原子炉補機冷却水サージタンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計測範囲	0～100%

## (28) 燃料取替用水ピット水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計測範囲	0～100%

## (29) ほう酸タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計測範囲	0～100%

## (30) 復水ピット水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計測範囲	0～100%

## (31) アニュラス水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・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	2
計測範囲	0～20vol%

(32) 緊急時運転パラメータ伝送システム (SPDS) (3号及び4号炉  
共用)

兼用する設備は以下のとおり。

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

個 数 一式

(33) SPDSデータ表示装置 (3号及び4号炉共用)

兼用する設備は以下のとおり。

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

個 数 一式

## 第6.4.2表 計装設備（可搬型）の設備仕様

## (1) 格納容器水素濃度（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・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

個 数 1（予備2）

計測範囲 0～20vol%

## (2) 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）（3号及び4号炉共用）

個 数 2（予備2）

計測範囲 0～1MPa [gage]

## (3) 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）（3号及び4号炉共用）

個 数 一式\*<sup>1</sup>

\* 1 可搬型温度計測装置のうち可搬型の  
温度計本体は8個（予備4個）、4号炉  
の検出器は3個とする。

## (4) 可搬型計測器（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）（3号及び4号炉共用）

個 数 18（予備9）

- (5) 可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（3号及び4号炉共用）

個 数                    64（予備 32）

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
原子炉容器内の温度	1次冷却材高温側温度 (広域)	4	0 ~ 400℃	最大値:約 344℃	1次系最高使用温度(343℃)及び炉心損傷の判断基準である350℃を超える温度を監視可能。なお、1次冷却材高温側温度(広域)で炉心損傷を判断する際は、炉心出口温度に比べ1次冷却材高温側温度(広域)が低い値を示す傾向にあるものの、1次冷却材高温側温度(広域)が350℃以上であれば炉心出口温度は350℃以上と推定できるため、炉心損傷を判断することが可能である。	4
	1次冷却材低温側温度 (広域)	4				
原子炉容器内の圧力	1次冷却材圧力	2	0 ~ 21.0MPa [gage]	最大値:約 17.9MPa [gage]	1次系最高使用圧力(17.16MPa [gage])の1.2倍(事故時の判断基準)である20.59MPa [gage]を監視可能。	1
	1次冷却材高温側温度 (広域) <sup>※2</sup>	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	1次冷却材低温側温度 (広域) <sup>※2</sup>					
原子炉容器内の水位	加圧器水位	2	0 ~ 100%	最大値:約 91% 最小値:0%以下(注1)	原子炉容器上部に位置する加圧器上部胴上端近傍から下部胴下端近傍までの水位を監視可能。通常運転時及び事故時の1次冷却材保有水を制御し、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	原子炉容器水位	1	0 ~ 100%	最大値:100% 最小値:0%	加圧器の下部に位置し、加圧器水位の計測範囲とラップしないが、原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。加圧器水位による監視ができない場合、原子炉容器内の水位及び保有水が監視可能であり、事故対応が可能。	1 ・ 3 補正用
	1次冷却材高温側温度 (広域) <sup>※2</sup>	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	1次冷却材低温側温度 (広域) <sup>※2</sup>					
	1次冷却材圧力 <sup>※2</sup>	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同様				
原子炉容器への注水量	原子炉容器内の注水量を監視するパラメータと同様					
原子炉容器への注水量	高圧注入ポンプ流量 <sup>※1</sup>	2	0 ~ 400m <sup>3</sup> /h	320m <sup>3</sup> /h	高圧注入ポンプの最大流量(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。	2
	余熱除去流量 <sup>※1</sup>	2	0 ~ 1,300m <sup>3</sup> /h	1,250m <sup>3</sup> /h	余熱除去ポンプの最大流量(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。	2
	AM用消火水積算流量 (積算値) <sup>※1</sup>	1	0 ~ 200m <sup>3</sup> /h (0 ~ 10,000m <sup>3</sup> )	—(注2)	重大事故等時において、常設電動注入ポンプによる原子炉容器への注入流量(30m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	1
	1次冷却材高温側温度(広域) <sup>※2</sup>	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	1次冷却材低温側温度(広域) <sup>※2</sup>					
	1次冷却材圧力 <sup>※2</sup>	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同様				
	加圧器水位 <sup>※2</sup>	原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同様				
	原子炉容器水位 <sup>※2</sup>	原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同様				
	格納容器再循環サンプル水位(広域) <sup>※2</sup>	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同様				
燃料取替用水ビット水位 <sup>※2</sup>	水源の確保を監視するパラメータと同様					
復水ビット水位 <sup>※2</sup>						

※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	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	B格納容器スプレイ流量積算流量 (積算値) ※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最大流量 (1,640m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	AM用消火水積算流量 (積算値) ※1	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同様 (計測範囲の考え方は、重大事故時における常設電動注入ポンプによる原子炉格納容器への注水流量 (140m <sup>3</sup> /h) を監視可能。)				
	高圧注入ポンプ流量※1	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同様				
	余熱除去流量※1					
	格納容器内温度※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	格納容器内温度 (SA) ※2					
	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様				
	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様				
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様					
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度※1	1	0～220℃	最大値: 約 133℃	格納容器最高使用温度 (144℃) 及び重大事故等時の格納容器最高温度 (144℃) を超える温度を監視可能。	1
	格納容器内温度 (SA)	1		— (注2)		
	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様				
	AM用格納容器圧力※2					
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力	2	-50～450kPa [gage]	最大値: 約 320kPa [gage]	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力 (392kPa [gage]) を監視可能。重大事故等時の格納容器最高圧力 (444kPa [gage]) を監視可能。	1
	AM用格納容器圧力	1	0～1.5MPa [gage]	— (注2)	重大事故等時の格納容器最高使用圧力 (0.784MPa [gage] 以下) を監視可能。	1
	格納容器内温度※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	格納容器内温度 (SA) ※2					
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)	2	0～100%	100%	再循環可能水位 (65%) を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	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 60% 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。	
	原子炉格納容器水位	1	ON-OFF	— (注2)	重大事故等時において、格納容器内への注入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	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。	
	高圧注入ポンプ流量※2	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同様				
	余熱除去流量※2					
	AM用消火水積算流量 (積算値) ※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様				
	B格納容器スプレイ流量積算流量 (積算値) ※2					
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様					

※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	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	格納容器水素濃度※1	1	0～20vol%	—(注7)	重大事故等時において、変動範囲（0～13vol%）を監視可能。	—	
	格納容器圧力※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同様					
原子炉格納 容器内の放 射線量率	格納容器大高レンジエリアモニタ(低レンジ)	2	$10^2 \sim 10^4 \mu\text{Sv/h}$	$10^5 \text{mSv/h}$ 以下(注3)	格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)は、炉心損傷判断の値である $10^5 \text{mSv/h}$ を超える放射線量率を監視可能。低レンジと高レンジの計測範囲はオーバーラップするように設定。	—	
	格納容器大高レンジエリアモニタ(高レンジ)	2	$10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$			—	
未臨界の維持 又は監視	出力領域中性子束	4 (注5)	0～120% ( $3.3 \times 10^5 \sim 1.2 \times 10^7 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の約41倍 設計基準事故 制御棒飛び出し (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」及び「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。	—	
	中間領域中性子束	2	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-8} \text{A}$ ( $1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^3 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )			通常運転時の変動範囲 $10^{-11} \sim$ 約 $10^{-8} \text{A}$ に対し、 $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-8} \text{A}$ を監視可能。	—
	中性子源領域中性子束	2	1～ $10^6 \text{cps}$ ( $10^{-1} \sim 10^2 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )			通常運転時の変動範囲 1～ $10^5 \text{cps}$ に対し、1～ $10^6 \text{cps}$ を監視可能。	—
	1次冷却材高温側温度(広域)※2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様					
	1次冷却材低温側温度(広域)※2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様					
	ほう酸タンク水位※2	水源の確保を監視するパラメータと同様					
最終ヒート シンクの確保	蒸気発生器狭域水位	8	0～100%	最大値：100%以上(注6) 最小値：0%以下(注7)	湿分離器下端から伝熱管上端まで監視可能。「蒸気発生器広域水位」と相まって、重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。	4	
	蒸気発生器広域水位	4	0～100%	最大値：100%以上(注6) 最小値：0%以下(注7)	湿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8)	—	
	補助給水流量	4	0～210m <sup>3</sup> /h	46.7m <sup>3</sup> /h	補助給水流量(46.7m <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	
	主蒸気ライン圧力	8	0～9.5MPa [gage]	最大値：約8.5MPa [gage]	2次系最高使用圧力(8.17MPa [gage])を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	4	
	原子炉補機冷却水タンク水位※1	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	
	原子炉補機冷却水タンク圧力(SA)※2	1	0～1MPa [gage]	—(注2)	原子炉補機冷却水タンクの加圧目標0.34MPa [gage]を監視可能。	—	
	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)	3 (注5)	0～200℃	—(注2)	格納容器最高使用温度(144℃)及び重大事故等時の格納容器最高温度(144℃)を超える温度を監視可能。	3	
	1次冷却材高温側温度(広域)※2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様					
	1次冷却材低温側温度(広域)※2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様					
	格納容器大温度※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同様					
	格納容器大温度(SA)※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同様					
	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様					
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様						

※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	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	1次冷却材圧力	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同様				
	蒸気発生器狭域水位	最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様				
	蒸気発生器広域水位					
	主蒸気ライン圧力					
	1次冷却材高温側温度 (広域)※2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	1次冷却材低温側温度 (広域)※2					
	加圧器水位※2	原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同様				
	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様				
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様					
水源の確保	燃料取替用水ピット水位※1	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※1	2	0 ~ 100%	100%	変動範囲0~100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2
	復水ピット水位※1	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
	高压注入ポンプ流量※2	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同様				
	余熱除去流量※2					
	AM用消火水積算流量(積算値)※2					
	B格納容器スプレイ流量積算流量 (積算値)※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様				
	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様				
	出力領域中性子束※2	未臨界の維持又は監視を監視するパラメータと同様				
	中間領域中性子束※2					
	中性子源領域中性子束※2					
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様					
アニュラス部の水 素濃度	アニュラス水素濃度	2 (注10)	0 ~ 20vol%	— (注7)	重大事故等時において、変動範囲(0~1vol%)を監視可能。	—
	格納容器水素濃度※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様				
	格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)※2	原子炉格納容器内の放射線量率を監視するパラメータと同様				

※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

(注1) 計測範囲を一時的に超えるが、この場合は原子炉容器水位により水位を監視する。また、1次冷却材圧力と1次冷却材高温側温度(広域)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>5</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上影響はない。

(注5) 上部と下部の中性子束平均値。

(注6) 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7) 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8) 蒸気発生器広域水位下端を一時的に下回る重大事故等時の事象があるが、下回っていることで蒸気発生器がドライアウトしている又はその恐れがあることを監視可能。

(注9) 入口用1個、出口用2個。

(注10) 重要監視パラメータ1個、重要代替監視パラメータ1個。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/13)

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

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※<sup>1</sup>：耐震性、耐環境性が低いパラメータ / ※<sup>2</sup>：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/13)

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

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※<sup>1</sup>：耐震性、耐環境性が低いパラメータ / ※<sup>2</sup>：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	
原子炉容器への注水量	高圧注人ポンプ流量	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位(広域)	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧注入ポンプ流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先する。</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	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位(広域)	<ul style="list-style-type: none"> <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、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先する。</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>	
	AM用消火水積算流量	①B余熱除去流量	②燃料取替用水ピット水位 ③復水ピット水位 ④加圧器水位 ⑤原子炉容器水位 ⑥格納容器再循環サンプ水位(広域)	<ul style="list-style-type: none"> <li>AM用消火水積算流量の計測が困難となった場合は、計測範囲であればB余熱除去流量を優先し推定する。また、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、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。水位変化による推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位及び復水ピット水位を優先する。</li> <li>可搬型の中間受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、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。</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>
	【充てん水流量】※ <sup>2</sup>	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位(広域)	<ul style="list-style-type: none"> <li>【充てん水流量】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、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先する。</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>	
【蓄圧タンク圧力】※ <sup>2</sup> 【蓄圧タンク水位】※ <sup>2</sup>	①1次冷却材圧力 ①1次冷却材低温側温度(広域) ①1次冷却材高温側温度(広域)	<ul style="list-style-type: none"> <li>【蓄圧タンク圧力】及び【蓄圧タンク水位】の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力、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)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>		

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ / ※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	B 格納容器スプレイ流量積算流量	① 燃料取替用水ピット水位 ② 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・ B 格納容器スプレイ流量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、注水先の格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先する。
	AM用消火水積算流量	① 【A 格納容器スプレイ流量】※ <sup>2</sup>	・ AM用消火水積算流量の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば【A 格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、水源である燃料取替用水ピット及び復水ピット水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。水位変化による推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位及び復水ピット水位を優先する。 ・ 可搬型の中間受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、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。
		② 燃料取替用水ピット水位 ② 復水ピット水位 ③ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	
	高圧注入ポンプ流量	① 燃料取替用水ピット水位 ② 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・ 高圧注入ポンプ流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先する。
	余熱除去流量	① 燃料取替用水ピット水位 ② 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・ 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、注水先の格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先する。
	【格納容器スプレイ流量】※ <sup>2</sup>	格納容器スプレイの場合 ① 燃料取替用水ピット水位 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】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、注水先の格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先する。
		再循環運転の場合 ① 格納容器圧力 ② 格納容器内温度 ② 格納容器内温度 (SA)	・ 格納容器スプレイシステムの再循環運転時に、【格納容器スプレイ流量】の計測が困難となった場合は、格納容器圧力、格納容器内温度及び格納容器内温度 (SA) の低下傾向により、格納容器スプレイが確保されているか否かを推定する。
【充てん水流量】※ <sup>2</sup>	① 燃料取替用水ピット水位 ② 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・ 【充てん水流量】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、注水先の格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先する。	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ / ※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	① 格納容器内温度 (SA)	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内温度の計測が困難となった場合は、同じ原子炉格納容器内の温度を計測している格納容器内温度 (SA) を優先し推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度を推定する。推定は、詳細な値を把握でき格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさを生じること</li> </ul>
		② 格納容器圧力 ③ AM用格納容器圧力	
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度 (SA)	① 格納容器内温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内温度 (SA) の計測が困難となった場合は、同じ原子炉格納容器内の温度を計測している格納容器内温度を優先し推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度を推定する。推定は、詳細な値を把握でき格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさを生じること</li> </ul>
		② 格納容器圧力 ③ AM用格納容器圧力	
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力	① AM用格納容器圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力の計測が困難となった場合は、同じ原子炉格納容器内の圧力を計測しているAM用格納容器圧力を優先し推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度及び格納容器内温度 (SA) により、圧力を推定する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさを生じること</li> </ul>
		② 格納容器内温度 ② 格納容器内温度 (SA)	
原子炉格納容器内の圧力	AM用格納容器圧力	① 格納容器圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>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同じ原子炉格納容器内の圧力を計測している格納容器内圧力を優先し推定する。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 (SA) により、圧力を推定する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさを生じること</li> </ul>
		② 格納容器内温度 ② 格納容器内温度 (SA)	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※ 1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ / ※ 2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	① 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) ② 原子炉下部キャビティ水位 ③ 原子炉格納容器水位 ④ B 格納容器スプレイ流量積算流量 ⑤ 【格納容器スプレイ流量】※ <sup>2</sup> ⑥ 高圧注入ポンプ流量 ⑦ 余熱除去流量 ⑧ 【充てん水流量】※ <sup>2</sup> ⑨ AM用消火水積算流量 ⑩ 燃料取替用水ピット水位 ⑪ 復水ピット水位	・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器再循環サンプ水位 (狭域)、原子炉下部キャビティ水位、原子炉格納容器水位、注水量の B 格納容器スプレイ流量積算流量等の積算値、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の水位変化により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、計測範囲内であれば、相関関係があり連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位 (狭域) を優先する。なお、溶融炉心の冷却に必要な水位を確認する場合は、原子炉格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位により確認する。また、注水量による原子炉格納容器内の水位の推定は、炉心注入及び格納容器スプレイでの注水量の積算値と格納容器内水位の相関関係により推定する。
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	① 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) との相関関係により、水位を推定する。
	原子炉格納容器水位	① B 格納容器スプレイ流量積算流量 ② 【格納容器スプレイ流量】※ <sup>2</sup> ③ 高圧注入ポンプ流量 ④ 余熱除去流量 ⑤ 【充てん水流量】※ <sup>2</sup> ⑥ AM用消火水積算流量 ⑦ 燃料取替用水ピット水位 ⑧ 復水ピット水位	・ 原子炉格納容器水位の計測が困難となった場合は、注水量の B 格納容器スプレイ流量積算流量等の積算値、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の水位変化により、原子炉格納容器内の水位を推定する。なお、注水量による原子炉格納容器内の水位の推定は、炉心注入及び格納容器スプレイでの注水量の積算値と格納容器内水位の相関関係により推定する。
	原子炉下部キャビティ水位	① 格納容器再循環サンプ水位 (広域) ② B 格納容器スプレイ流量積算流量 ③ 【格納容器スプレイ流量】※ <sup>2</sup> ④ 高圧注入ポンプ流量 ⑤ 余熱除去流量 ⑥ 【充てん水流量】※ <sup>2</sup> ⑦ AM用消火水積算流量 ⑧ 燃料取替用水ピット水位 ⑨ 復水ピット水位	・ 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)、注水量の B 格納容器スプレイ流量積算流量等の積算値、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の水位変化により、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。なお、注水量による原子炉格納容器内の水位の推定は、炉心注入及び格納容器スプレイでの注水量の積算値と格納容器内水位の相関関係により推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ / ※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	① 主要パラメータの予備	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型格納容器水素濃度計測装置が故障した場合は、予備の可搬型格納容器水素濃度計測装置により、格納容器水素濃度を推定する。</li> <li>・ 格納容器水素濃度の計測が困難となった場合は、静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置動作監視装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により確認し、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを確認する。具体的には、全ての静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度が格納容器内温度と同程度であれば、格納容器水素濃度は低いと推定する。なお、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇による原子炉格納容器内の水素濃度の推定は、知見が少なく信頼性が低いと考えられるため、単独での推定はせず、他の複数の情報と合わせて推定する。</li> <li>・ 格納容器水素濃度の計測が困難となった場合は、格納容器圧力により、あらかじめ評価した原子炉格納容器内の水素濃度と圧力の関係から原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。具体的には、格納容器圧力が最高使用圧力近傍である場合は、格納容器水素濃度は低いと推定する。なお、原子炉格納容器内の水素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため不確かさが生じることを考慮する。</li> <li>・ 使用可能であれば多様性拡張設備であるガス分析計により【ガス分析計による水素濃度】を確認し、水素濃度を推定する。</li> </ul>
		② 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	
		② 電気式水素燃焼装置動作監視装置	
		② 格納容器圧力	
		③ 【ガス分析計による水素濃度】※1	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ / ※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	① 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) ② 【格納容器入口エリアモニタ】※ <sup>2</sup> ② 【炉内計装区域エリアモニタ】※ <sup>2</sup>	・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)、【格納容器入口エリアモニタ】及び【炉内計装区域エリアモニタ】の指示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) の計測範囲より低く、【格納容器入口エリアモニタ】及び【炉内計装区域エリアモニタ】の計測範囲より高い場合は、その間の放射線量率であると推定する。
	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	① 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) ① 【モニタリングポスト】※ <sup>2</sup> ② 【可搬型エリアモニタ】※ <sup>1</sup>	・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) が上限値を超えることにより、炉心損傷のおそれが生じているか否かを推定する。 ・【モニタリングポスト】又は【可搬型エリアモニタ】が数倍から1桁上昇している場合は、炉心損傷が生じていると推定する。但し、【モニタリングポスト】又は【可搬型エリアモニタ】が数倍から1桁上昇していないことをもって炉心が健全であるとの推定はせず、事象の進展状況や他のパラメータを確認し安全側の判断を行う。
	【格納容器入口エリアモニタ】※ <sup>2</sup> 【炉内計装区域エリアモニタ】※ <sup>2</sup> 【格納容器じんあいモニタ】※ <sup>2</sup> 【格納容器ガスモニタ】※ <sup>2</sup>	① 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	・【格納容器入口エリアモニタ】、【炉内計装区域エリアモニタ】、【格納容器じんあいモニタ】及び【格納容器ガスモニタ】の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器内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。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※<sup>1</sup>：耐震性、耐環境性が低いパラメータ / ※<sup>2</sup>：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	
六 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	出力領域中性子束	① 中間領域中性子束	<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次冷却材高温側温度（広域）と1次冷却材低温側温度（広域）の温度差により推定する。推定は、出力領域中性子束の計測範囲をカバーしている中間領域中性子束を優先する。また、1次冷却材ポンプが運転中である場合、1次冷却材高温側温度（広域）と1次冷却材低温側温度（広域）の温度差から推定する。</li> <li>ほう酸タンク水位の水位変化から原子炉へのほう酸水注入量を算出し、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。</li> <li>以上のパラメータによりプラント挙動を総合的に判断することで、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。</li> </ul>	
		② 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）		
	中間領域中性子束	③ ほう酸タンク水位	① 出力領域中性子束 ① 中性子源領域中性子束	<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計測範囲内であれば、出力領域中性子束により推定し、中性子源領域中性子束の計測範囲内であれば、中性子源領域中性子束により推定する。なお、出力領域中性子束の計測範囲下限と中性子源領域中性子束の計測範囲上限の間である場合は、その間に中性子束指示があると推定する。</li> <li>ほう酸タンク水位の水位変化から原子炉へのほう酸水注入量を算出し、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。</li> <li>以上のパラメータによりプラント挙動を総合的に判断することで、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。</li> </ul>
		② ほう酸タンク水位		
	中性子源領域中性子束	① 中間領域中性子束	① 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計測範囲内であれば、中間領域中性子束により推定する。なお、中間領域中性子束の計測範囲下限以下の場合は、計測範囲下限より低い範囲に中性子束指示があると推定する。</li> <li>ほう酸タンク水位の水位変化から原子炉へのほう酸水注入量を算出し、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。</li> <li>以上のパラメータによりプラント挙動を総合的に判断することで、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。</li> </ul>
		② ほう酸タンク水位		
【中間領域起動率】※ <sup>2</sup>	① 中間領域中性子束 ② 中性子源領域中性子束 ② 【中性子源領域起動率】※ <sup>2</sup>	① 中間領域中性子束 ② 中性子源領域中性子束 ② 【中間領域起動率】※ <sup>2</sup>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【中間領域起動率】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計測範囲内の場合、中性子源領域中性子束及び【中性子源領域起動率】により推定する。</li> </ul>	
【中性子源領域起動率】※ <sup>2</sup>	① 中性子源領域中性子束 ② 中間領域中性子束 ② 【中間領域起動率】※ <sup>2</sup>	① 中性子源領域中性子束 ② 中間領域中性子束 ② 【中間領域起動率】※ <sup>2</sup>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【中性子源領域起動率】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計測範囲内の場合、中間領域中性子束及び【中間領域起動率】により推定する。</li> </ul>	
【ほう酸急速注入ライン流量】※ <sup>2</sup>	① ほう酸タンク水位	① ほう酸タンク水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>【ほう酸急速注入ライン流量】の計測が困難となった場合は、水源であるほう酸タンク水位の水位変化により、注水量を推定する。</li> </ul>	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ / ※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	蒸気発生器狭域水位	① 蒸気発生器広域水位	・ 蒸気発生器狭域水位の計測が困難となった場合は、蒸気発生器広域水位との相関関係により蒸気発生器狭域水位を推定する。また、1次冷却材低温側温度(広域)及び1次冷却材高温側温度(広域)の傾向監視により、蒸気発生器2次側の保有水の有無を推定する。推定は蒸気発生器広域水位を優先する。
		② 1次冷却材低温側温度(広域) ② 1次冷却材高温側温度(広域)	
	蒸気発生器広域水位	① 蒸気発生器狭域水位	・ 蒸気発生器広域水位の計測が困難となった場合は、計測範囲内で蒸気発生器狭域水位との相関関係により蒸気発生器広域水位を推定する。また、1次冷却材低温側温度(広域)及び1次冷却材高温側温度(広域)の傾向監視により、蒸気発生器2次側の保有水の有無を推定する。推定は、計測範囲内で蒸気発生器狭域水位を優先する。なお、蒸気発生器がドライアウトした場合は、蒸気発生器2次側の保有水の減少に伴う除熱能力の低下により、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。
		② 1次冷却材低温側温度(広域) ② 1次冷却材高温側温度(広域)	
	補助給水流量	① 復水ピット水位 ② 蒸気発生器広域水位 ③ 蒸気発生器狭域水位	・ 補助給水流量の計測が困難となった場合は、水源である復水ピット水位、注水先の蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器狭域水位の水位変化により、流量を推定する。推定は水源である復水ピット水位を優先する。
主蒸気ライン圧力	① 1次冷却材低温側温度(広域) ② 1次冷却材高温側温度(広域)	・ 主蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態であれば、1次冷却材低温側温度(広域)及び1次冷却材高温側温度(広域)により、圧力を推定する。推定は、1次冷却材低温側温度(広域)と蒸気発生器2次側の器内温度は、ほぼ等しくなるため、1次冷却材低温側温度(広域)を優先する。なお、蒸気発生器2次側が飽和状態になるまでの間(未飽和状態)は不確かさを生じることがある。	
【主蒸気流量】※ <sup>2</sup>	① 主蒸気ライン圧力 ② 蒸気発生器狭域水位 ② 蒸気発生器広域水位 ② 補助給水流量	・ 【主蒸気流量】の計測が困難となった場合は、主蒸気ライン圧力の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器2次側による除熱状況と補助給水流量を監視することにより、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器広域水位の水位変化と補助給水流量を監視することにより、主蒸気流量を推定する。	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ / ※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水サージタンク水位	① 格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度 (SA)	・ 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、格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度 (SA) 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システムが健全かつ最終ヒートシンクが確保されているか否かを推定する。この場合は、可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度 (SA) 用) を接続し推定する。
	【AM 用原子炉補機冷却水サージタンク圧力】※ <sup>1</sup>	① 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA)	・ 【AM 用原子炉補機冷却水サージタンク圧力】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圧力 (SA) により計測する。この場合は、可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA) の計測装置を接続し計測する。
	【A、B 格納容器再循環ユニット冷却水流量】※ <sup>1</sup>	① 格納容器内温度 ① 格納容器内温度 (SA) ① 格納容器圧力	・ 【A、B 格納容器再循環ユニット冷却水流量】、【A、B 格納容器再循環ユニット出口海水排出ライン圧力】及び格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度 (SA) の計測が困難となった場合は、格納容器内温度、格納容器内温度 (SA) 及び格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されているか否かを推定する。
	【A、B 格納容器再循環ユニット出口海水排出ライン圧力】※ <sup>1</sup>	① 格納容器内温度 ① 格納容器内温度 (SA) ① 格納容器圧力	
	格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度 (SA)	① 格納容器内温度 ① 格納容器内温度 (SA) ① 格納容器圧力	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※<sup>1</sup>：耐震性、耐環境性が低いパラメータ / ※<sup>2</sup>：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	1次冷却材圧力	①【加圧器圧力】※ <sup>1</sup>	<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、計測範囲内であれば、【加圧器圧力】により推定する。また、蒸気発生器狭域水位及び主蒸気ライン圧力の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定し、さらに蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇がないことに基づいて、原子炉容器内が飽和状態であり、1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）により、圧力を推定する。この推定は、原子炉容器内が飽和状態でない場合は不確かさを考慮する。この推定は、原子炉容器内の圧力を直接計測している【加圧器圧力】を優先する。</li> </ul>
		②蒸気発生器狭域水位 ②主蒸気ライン圧力 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	
		③1次冷却材高温側温度（広域） ③1次冷却材低温側温度（広域）	
	蒸気発生器狭域水位	①蒸気発生器広域水位 ②主蒸気ライン圧力 ②補助給水流量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・蒸気発生器狭域水位の計測が困難となった場合は、蒸気発生器広域水位の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、主蒸気ライン圧力の上昇及び補助給水流量の低下を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</li> </ul>
		①蒸気発生器狭域水位 ②主蒸気ライン圧力 ②補助給水流量	
	蒸気発生器広域水位	①蒸気発生器狭域水位 ②主蒸気ライン圧力 ②補助給水流量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・蒸気発生器広域水位の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば、蒸気発生器狭域水位の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、主蒸気ライン圧力の上昇及び補助給水流量の低下を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</li> </ul>
		①蒸気発生器広域水位 ①補助給水流量 ①加圧器水位	
主蒸気ライン圧力	①蒸気発生器広域水位 ①補助給水流量 ①加圧器水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、蒸気発生器広域水位の上昇及び補助給水流量の低下を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、蒸気発生器広域水位の上昇及び補助給水流量の低下を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</li> </ul>	
	①蒸気発生器狭域水位 ①主蒸気ライン圧力		
【復水器排気ガスモニタ】※ <sup>2</sup> 【蒸気発生器ブローダウン水モニタ】※ <sup>2</sup> 【高感度型主蒸気管モニタ】※ <sup>2</sup>	①蒸気発生器狭域水位 ①主蒸気ライン圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・【復水器排気ガスモニタ】、【蒸気発生器ブローダウン水モニタ】及び【高感度型主蒸気管モニタ】の計測が困難となった場合は、蒸気発生器狭域水位及び主蒸気ライン圧力の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</li> </ul>	
	①1次冷却材圧力 ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位（広域） ①蒸気発生器狭域水位 ①主蒸気ライン圧力		
【排気筒ガスモニタ】※ <sup>1</sup> 【安全補機室排気ガスモニタ】※ <sup>2</sup> 【補助建屋サンプタンク水位】※ <sup>2</sup> 【余熱除去ポンプ出口圧力】※ <sup>2</sup>	①1次冷却材圧力 ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位（広域） ①蒸気発生器狭域水位 ①主蒸気ライン圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・【排気筒ガスモニタ】、【安全補機室排気ガスモニタ】、【補助建屋サンプタンク水位】及び【余熱除去ポンプ出口圧力】の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇がないことにより、蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</li> </ul>	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※<sup>1</sup>：耐震性、耐環境性が低いパラメータ / ※<sup>2</sup>：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
水源の確保	燃料取替用水ピット水位	① 格納容器再循環サンプ水位 (広域) ② B 格納容器スプレイ流量積算流量 ② 【格納容器スプレイ流量】*2 ② 高圧注入ポンプ流量 ② 余熱除去流量 ② 【充てん水流量】*2 ② AM 用消火水積算流量	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取替用水ピット水位の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化又は B 格納容器スプレイ流量積算流量等の燃料取替用水ピットを水源とするポンプの注水量の積算値から、水位を推定する。推定は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) を優先するが、燃料取替用水ピット以外からの注水がないことを前提とする。</li> </ul>
	ほう酸タンク水位	① 【ほう酸急速注入ライン流量】*2 ② 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	<ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、【ほう酸急速注入ライン流量】により、水位を推定する。また、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束の指示低下により確認し、ほう酸水の使用量を推定する。</li> </ul>
	復水ピット水位	① 補助給水流量 ① AM 用消火水積算流量	<ul style="list-style-type: none"> <li>復水ピット水位の計測が困難となった場合は、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積算値から、水位を推定する。</li> <li>復水ピットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。</li> </ul>
アニユラス部の水素濃度	アニユラス水素濃度	① 主要パラメータの予備  ② 格納容器水素濃度 ② 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) ② 【排気筒高レンジガスモニタ】*1	<ul style="list-style-type: none"> <li>アニユラス水素濃度計測装置が故障した場合は、予備のアニユラス水素濃度計測装置により、アニユラス水素濃度を推定する。</li> <li>アニユ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放射線量率モニタ (高レンジ) 及び【排気筒高レンジガスモニタ】の放射線量率の比により、アニユラスへの漏えい率を求め、可搬型格納容器水素濃度計測装置により計測した格納容器水素濃度をもちきり、あらかじめ評価した格納容器水素濃度とアニユラスへの漏えい率の関係からアニユラス水素濃度を推定する。</li> <li>アニユラス部の水素濃度を推定する場合は、パラメータの相関関係を用いて間接的な情報により推定するため不確かさが生じることを考慮する。</li> </ul>

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※ 1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ / ※ 2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第6.5.1表 試料採取設備の設備仕様

## (1) サンプル冷却器

個	数	2
伝熱容量		約 $5.3 \times 10^4$ (kcal/h) / 個
材	料	
内側管		ステンレス鋼
外側管		ステンレス鋼

## (2) 試料採取管

個	数	2
容	量	約75ml / 個
材	料	ステンレス鋼

## (3) 格納容器雰囲気ガス試料採取設備 (3号及び4号炉共用)

## a. 格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器

個	数	1
伝熱容量		約 $7.5 \times 10^6$ J/h
材	料	
内側管		ステンレス鋼
外側管		ステンレス鋼

## b. 格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置

型	式	往復動型無給油式
個	数	1
容	量	約 $2 \text{ Nm}^3$ / h

## c. 試料採取管

個	数	1
容	量	約10ml
材	料	ステンレス鋼

第6.6.1表 原子炉トリップ信号一覧表

原子炉トリップ信号	検出器	作動ロジック	インターロック
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 $\Delta T$ 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 $\Delta T$ 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	各ループ 2/4	1ループは(P-8) 設定値以下で自動ブロック 2ループ以上は(P-7) 設定値以下で自動ブロック
1次冷却材ポンプ電源電圧低	1次冷却材ポンプ電源低電圧リレー	2/4	(P-7) 設定値以下で自動ブロック
1次冷却材ポンプ電源周波数低	1次冷却材ポンプ電源周波数リレー	2/4	(P-7) 設定値以下で自動ブロック
タービントリップ	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	各凝縮器 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. 鉛直方向加速度高	水平方向加速度検出器 鉛直方向加速度検出器	2/4 2/4	
手動		1/2	

(注) トリップ設定値は詳細設計で決定

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	下記信号による原子炉トリップ許可 a. 2ループ以上の1次冷却材流量低 b. 1次冷却材ポンプ電源電圧低 c. 1次冷却材ポンプ電源周波数低 d. タービントリップ e. 原子炉圧力低 f. 加圧器水位高	出力領域中性子束高の2/4あ るいはタービン第1段圧力高 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	下記の動作を行う 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

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	加圧器圧力低の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) 設定値は詳細設計で決定

第6.7.2表 工学的安全施設作動信号に関連する  
パーミッシブ信号一覧表

パーミッシブ 信号の記号	機 能	入 力 信 号
P-11	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3/4
	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3/4
	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

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

制御棒本数	24 (クラスタ当たり)
被覆管材料	ステンレス鋼
吸収材材料	銀・インジウム・カドミウム (80%、15%、5%) 合金

個 数 53

制御棒有効長さ 約3.6m

吸収材直径 約8.7mm

被覆管厚さ 約0.5mm

## (3) 原子炉トリップ遮断器

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	低圧気中遮断器
台 数	8
定格使用電圧	460V
定 格 電 流	1,600A

## (4) 多様化自動作動設備

個 数	1
-----	---

工学的安全施設等の作動信号の種類

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

## (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℃
本 体 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。

- ・ 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
- ・ 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

型	式	うず巻式
台	数	2
容	量	約140m <sup>3</sup> /h (1台当たり)
揚	程	約950m
電	動	機
電	機	約650kW (1台当たり)
本	体	材
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。

- ・ 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
- ・ 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

型	式	うず巻式（蒸気加減弁付）
台	数	1
容	量	約250m <sup>3</sup> ／h
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。

- ・ 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
- ・ 2次系補給水設備
- ・ 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溶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

基 数	1
容 量	約1,200m <sup>3</sup>
ライニング材料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	EL. +10.8m
距 離	約40m (4号炉心より)

## (9) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 1次冷却設備（通常運転時等）
- ・ 1次冷却設備（重大事故等時）
- ・ 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
- ・ 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U字管式熱交換器型
基 数	4
胴側最高使用圧力	8.17MPa [gage] 約8.8MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）
管側最高使用圧力	17.16MPa [gage] 約18.9MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）
1次冷却材流量	約15,000t/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1,690t/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 (1基当たり)
外 径	約22.2mm
厚 さ	約1.3mm
胴 部 外 径	
上 部	約4.5m
下 部	約3.4m
全 高	約21m
材 料	
本 体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

## (10) 主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 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	空気作動式
個 数	4
口 径	6 B
容 量	約177t/h (1個当たり)
最高使用圧力	8.17MPa [gage] 約8.8MPa [gage] (重大事故等時における使用時の値)
最高使用温度	298℃ 約346℃ (重大事故等時における使用時の値)
本 体 材 料	炭素鋼

## (11) 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	6 B
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℃
本 体 材 料	炭素鋼

## (12) 加圧器逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 1次冷却設備（通常運転時等）
- ・ 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
- ・ 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	空気作動式
個 数	2
最高使用圧力	17.16MPa [gage] 約18.9MPa [gage]（重大事故等 時における使用時の値）
最高使用温度	360℃ 約362℃（重大事故等時における 使用時の値）
吹 出 容 量	約95t/h（1個当たり）
材 料	ステンレス鋼

## (13) 加圧器安全弁

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	ばね式（背圧補償型）
個 数	3
最高使用圧力	17.16MPa [gage]
最高使用温度	360℃
吹 出 容 量	約190t/h（1個当たり）
材 料	ステンレス鋼

## (14) ほう酸ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	うず巻式
台 数	2
容 量	約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

## (15) 緊急ほう酸注入弁

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	電気交流作動式
個 数	1
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) 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120m <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7,000ppm
本 体 材 料	ステンレス鋼

## (17) 充てんポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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
- ・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	3
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
運 転 温 度	約54℃
接液部材料	ステンレス鋼

## (18) ほう酸フィルタ

兼用する設備は以下のとおり。

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

基 数	1
設 計 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

## (19) 再生熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 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	横置 3 胴 U 字管式
基 数	1
伝 熱 容 量	約 3.14MW
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

## (20) 燃料取替用水ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入系
- ・ 低圧注入系
- ・ 原子炉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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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溶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

基 数	1
容 量	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	3,100ppm以上
ライニング材料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	EL. - 0.8m
距 離	約50m (4号炉心より)

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21(N m <sup>3</sup> /min)/個
	吐 出 圧 力		約7kg/cm <sup>2</sup> G
(2)	制御用空気だめ		
	個 数		2
	容 量		約11m <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21(N m <sup>3</sup> /min)/個

第6.9.2表 所内用空気設備の設備仕様（3、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10(N m <sup>3</sup> /min)/個
	吐 出 圧 力		約7kg/cm <sup>2</sup> G
(2)	所内用空気だめ		
	個 数		2
	容 量		約2.5m <sup>3</sup> /個

第6.10.1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表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備仕様

- (1) 中央制御室遮へい（3号及び4号炉共用） 1式

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（通常運転時等）
- ・中央制御室（重大事故等時）
- ・遮へい設備

- (2) 中央制御室非常用循環ファン（3号及び4号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（通常運転時等）
- ・中央制御室（重大事故等時）
- ・中央制御室空調装置（通常運転時等）
- ・中央制御室空調装置（重大事故等時）

台	数	4
容	量	約110m <sup>3</sup> /min（1台当たり）

- (3) 中央制御室空調ファン（3号及び4号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（通常運転時等）
- ・中央制御室（重大事故等時）
- ・中央制御室空調装置（通常運転時等）
- ・中央制御室空調装置（重大事故等時）

台	数	4
容	量	約500m <sup>3</sup> /min（1台当たり）

## (4) 中央制御室循環ファン（3号及び4号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（通常運転時等）
- ・中央制御室（重大事故等時）
- ・中央制御室空調装置（通常運転時等）
- ・中央制御室空調装置（重大事故等時）

台	数	4
容	量	約500m <sup>3</sup> /min（1台当たり）

## (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、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（通常運転時等）
- ・中央制御室（重大事故等時）
- ・中央制御室空調装置（通常運転時等）
- ・中央制御室空調装置（重大事故等時）

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110m <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（0.7μm粒子）

## (6) 中央制御室空調ユニット（3号及び4号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（通常運転時等）
- ・中央制御室（重大事故等時）
- ・中央制御室空調装置（通常運転時等）
- ・中央制御室空調装置（重大事故等時）

型	式	粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵型
基	数	4
容	量	約500m <sup>3</sup> / min（1基当たり）

## (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（重大事故等時）
- ・アニュラス空気浄化設備（設計基準事故時）
- ・アニュラス空気浄化設備（重大事故等時）
- ・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100m <sup>3</sup> / min（1台当たり）

## (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（重大事故等時）
- ・アニュラス空気浄化設備（設計基準事故時）
- ・アニュラス空気浄化設備（重大事故等時）
- ・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
基	数	2
容	量	約100m <sup>3</sup> / min（1基当たり）
チャコール層厚さ		約50mm
よう素除去効率		95%以上
粒子除去効率		99%以上（0.7μm粒子）

## (9) 排気筒

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 格納容器換気空調設備
- ・ アニユラス空気浄化設備（重大事故等時）
- ・ 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
寸	法	約2.0m×約2.0m（角形） 約2.3m（丸形）
地 上 高 さ		約55m
標	高	約66m

第6.10.3表 中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様

(1) 可搬型照明（SA）（3号及び4号炉共用）

個 数 8（予備2）

(2) 酸素濃度計（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（通常運転時等）
- ・中央制御室（重大事故等時）

個 数 1（予備2）

測定範囲 0～100%

(3) 二酸化炭素濃度計（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（通常運転時等）
- ・中央制御室（重大事故等時）

個 数 1（予備2）

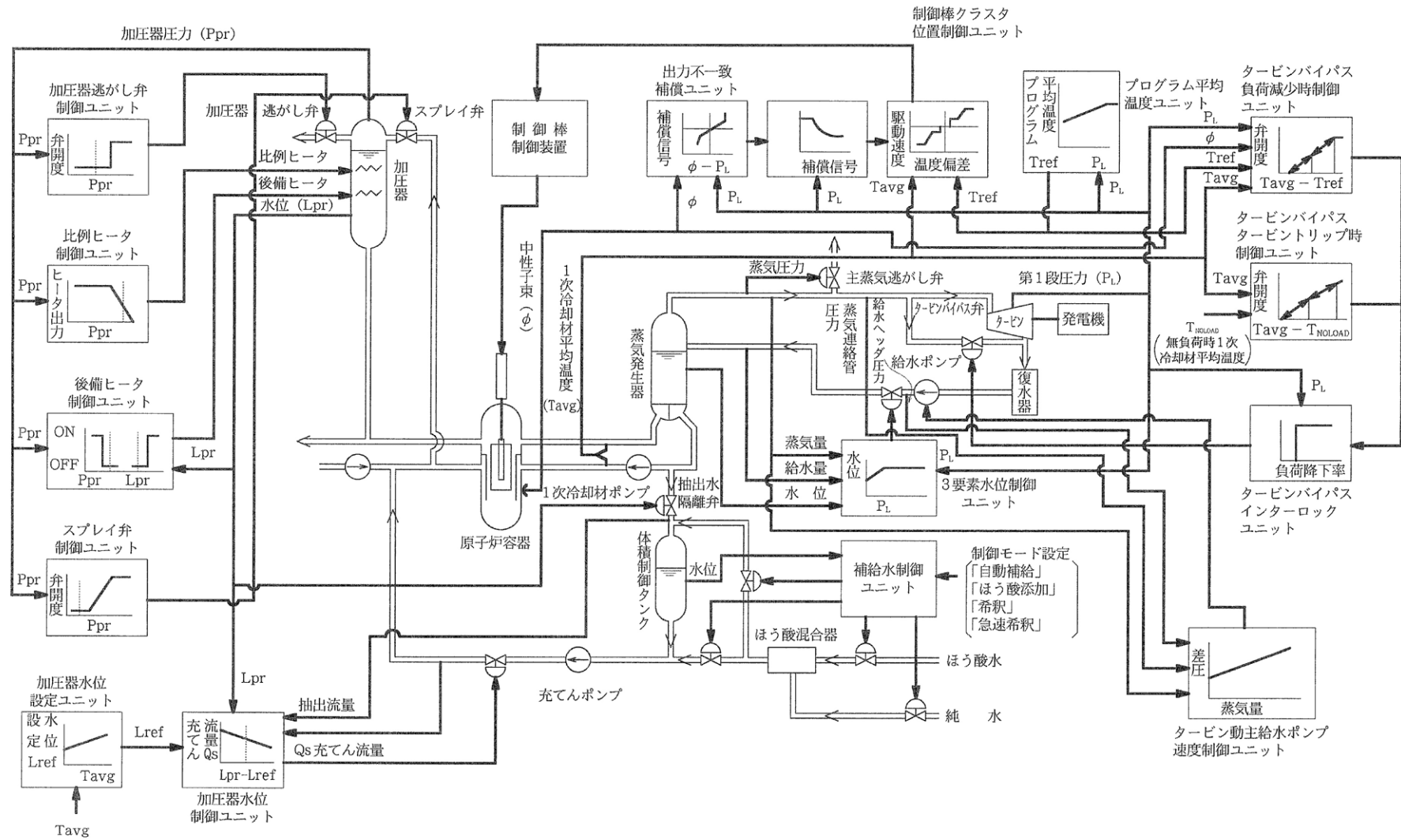
測定範囲 0～2%

## (4) 窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）

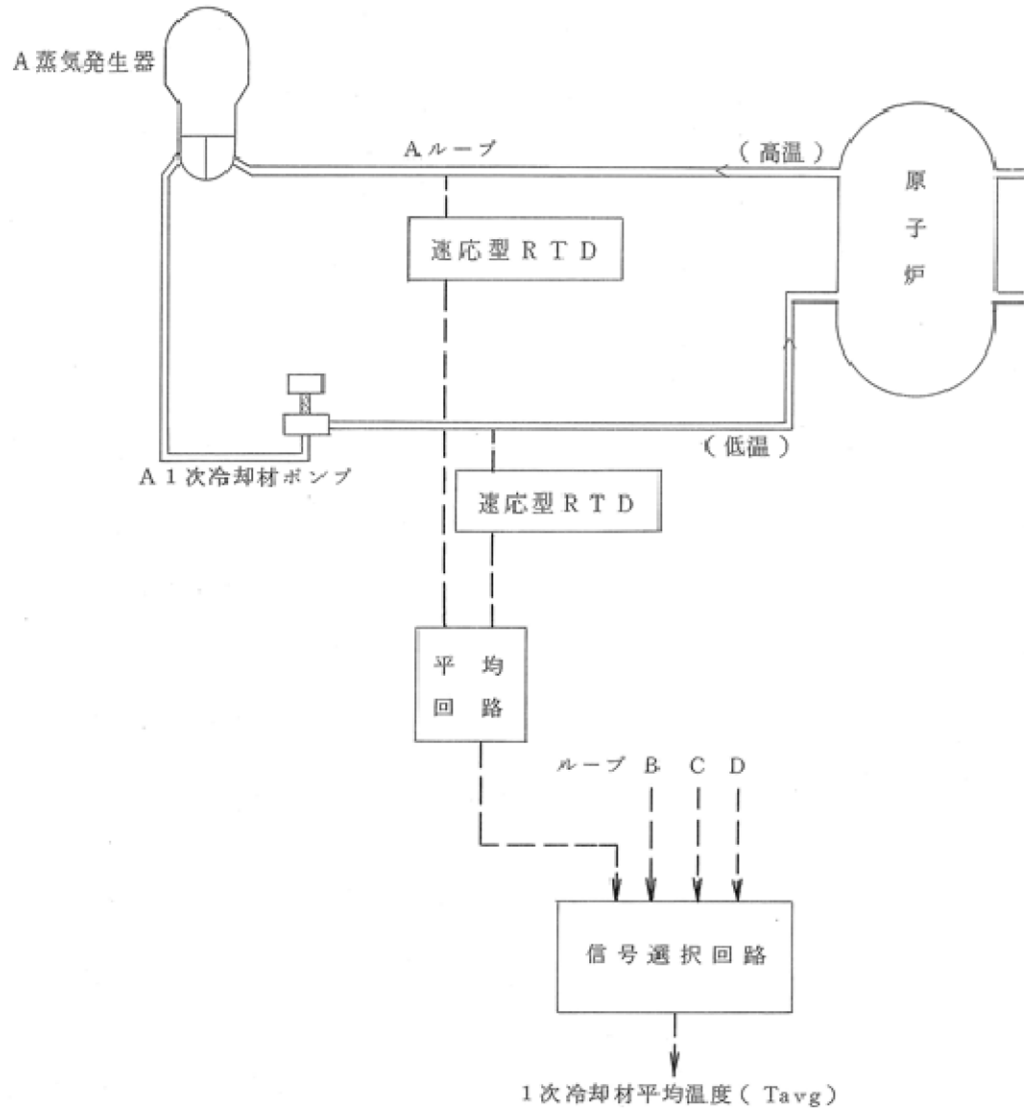
兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）
- ・アニュラス空気浄化設備（重大事故等時）
- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

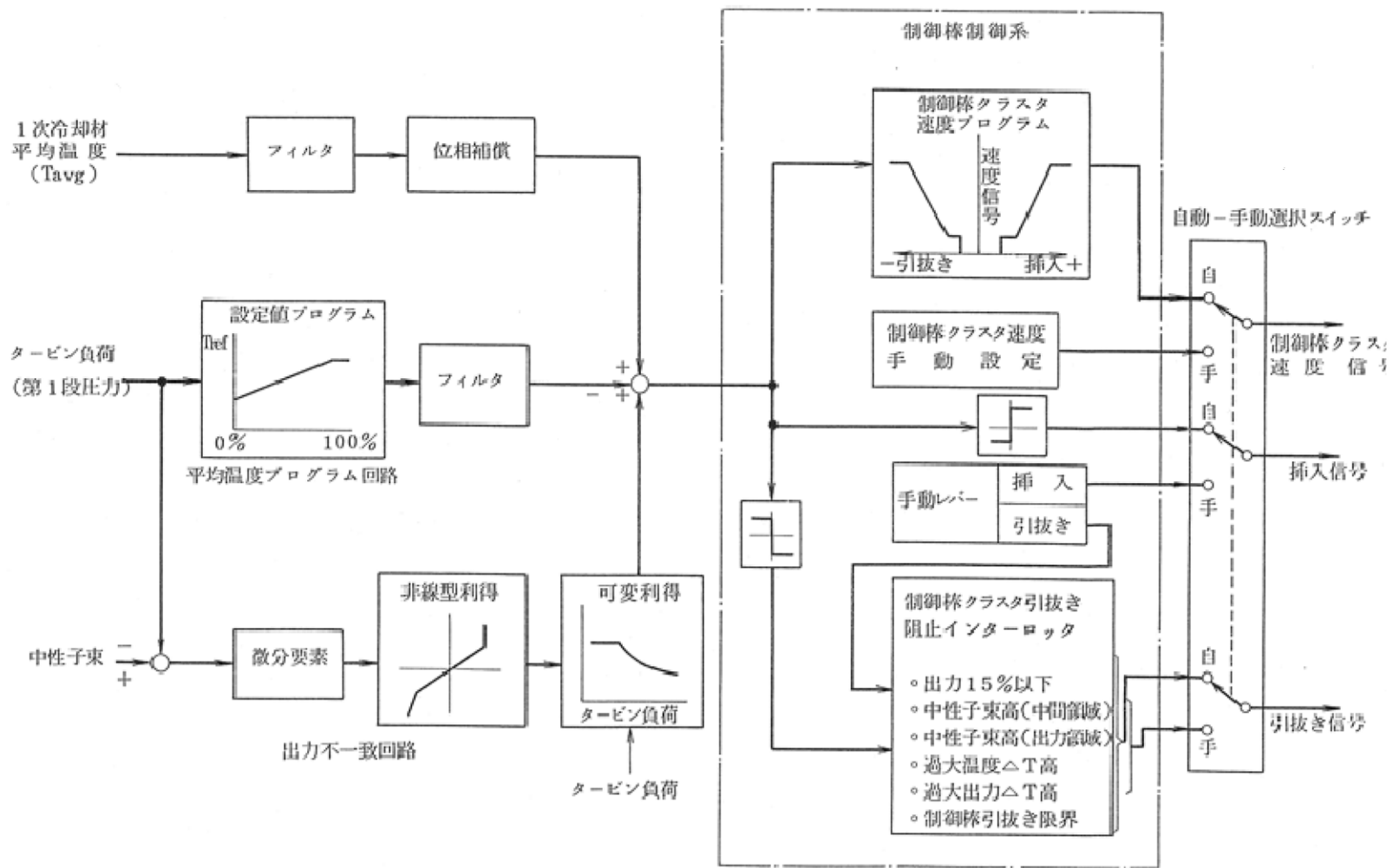
種	類	鋼製容器
個	数	1（予備1）
容	量	約46.7ℓ（1個当たり）
最高使用圧力		14.7MPa [gage]
供給圧力		0.59MPa [gage]（減圧後圧力）



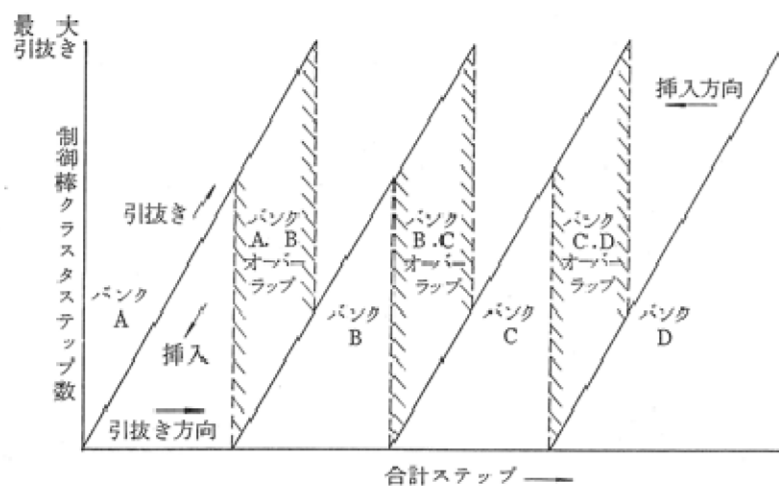
第 6.1.1 図 原子炉制御系統説明図



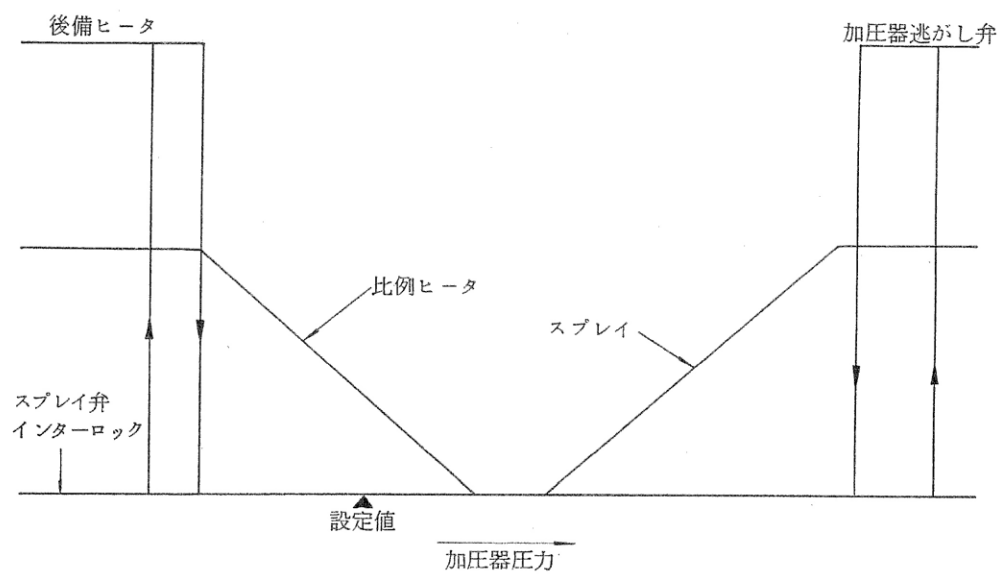
第 6. 1. 2 図 1 次冷却材平均温度測定説明図



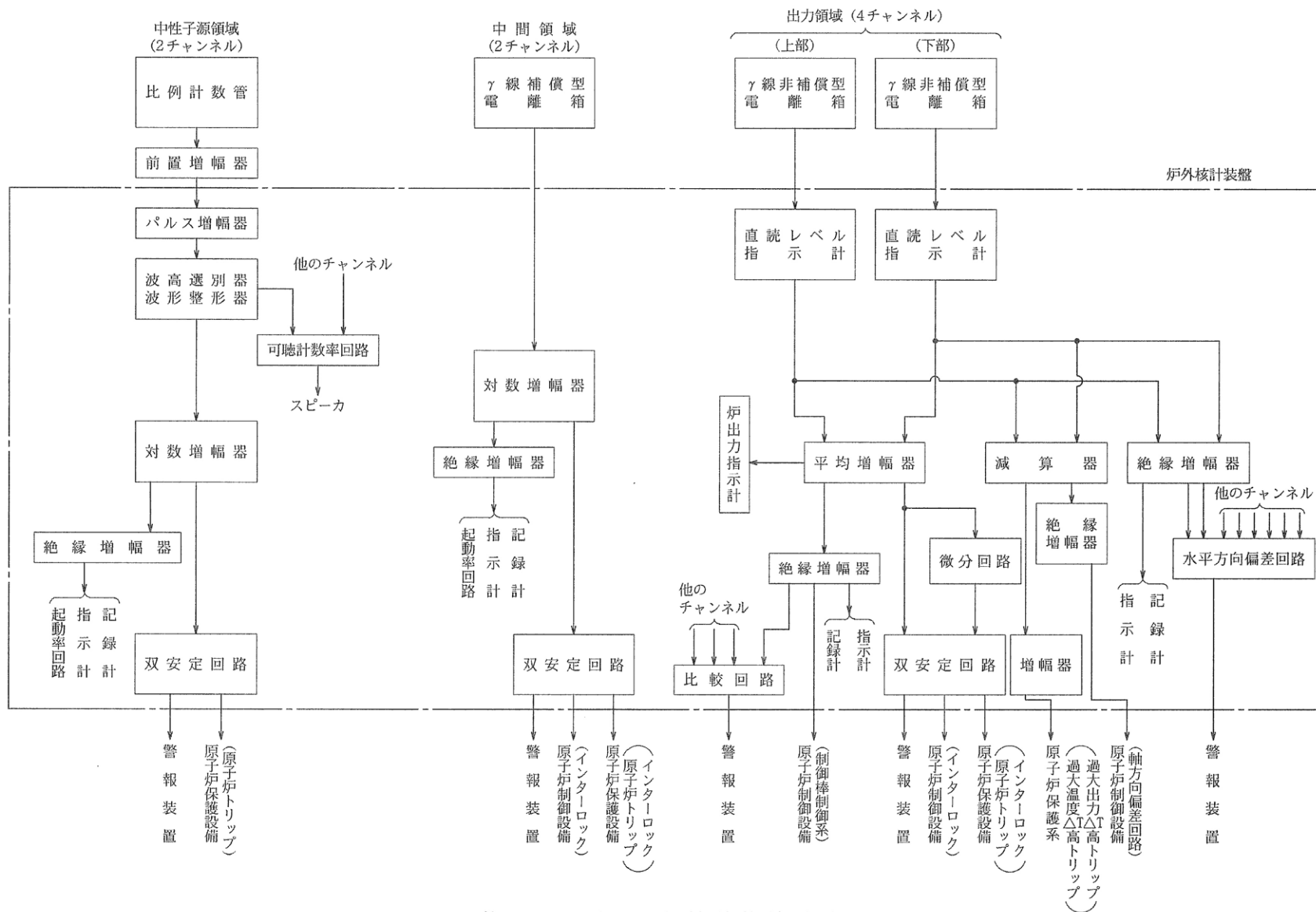
第 6.1.3 図 制御棒制御系説明図



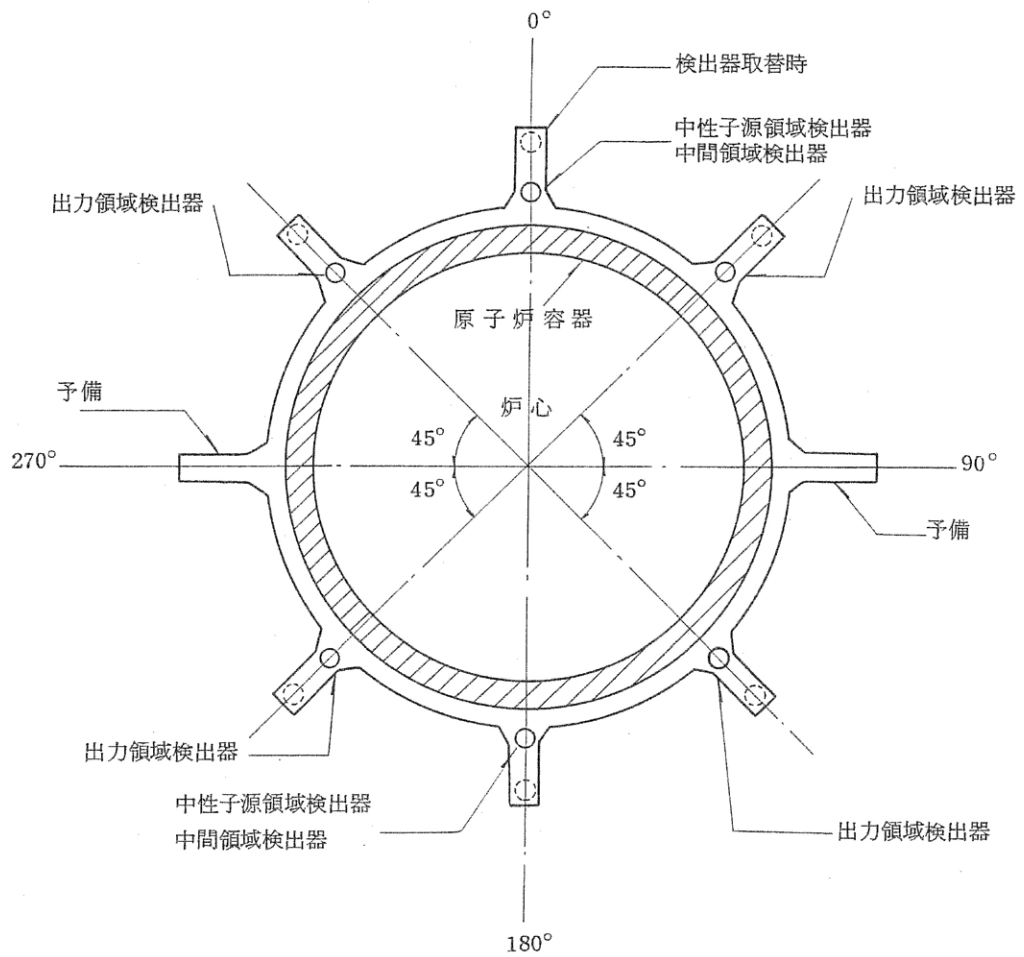
第 6.1.4 図 制御棒クラスタオーバーラップ説明図



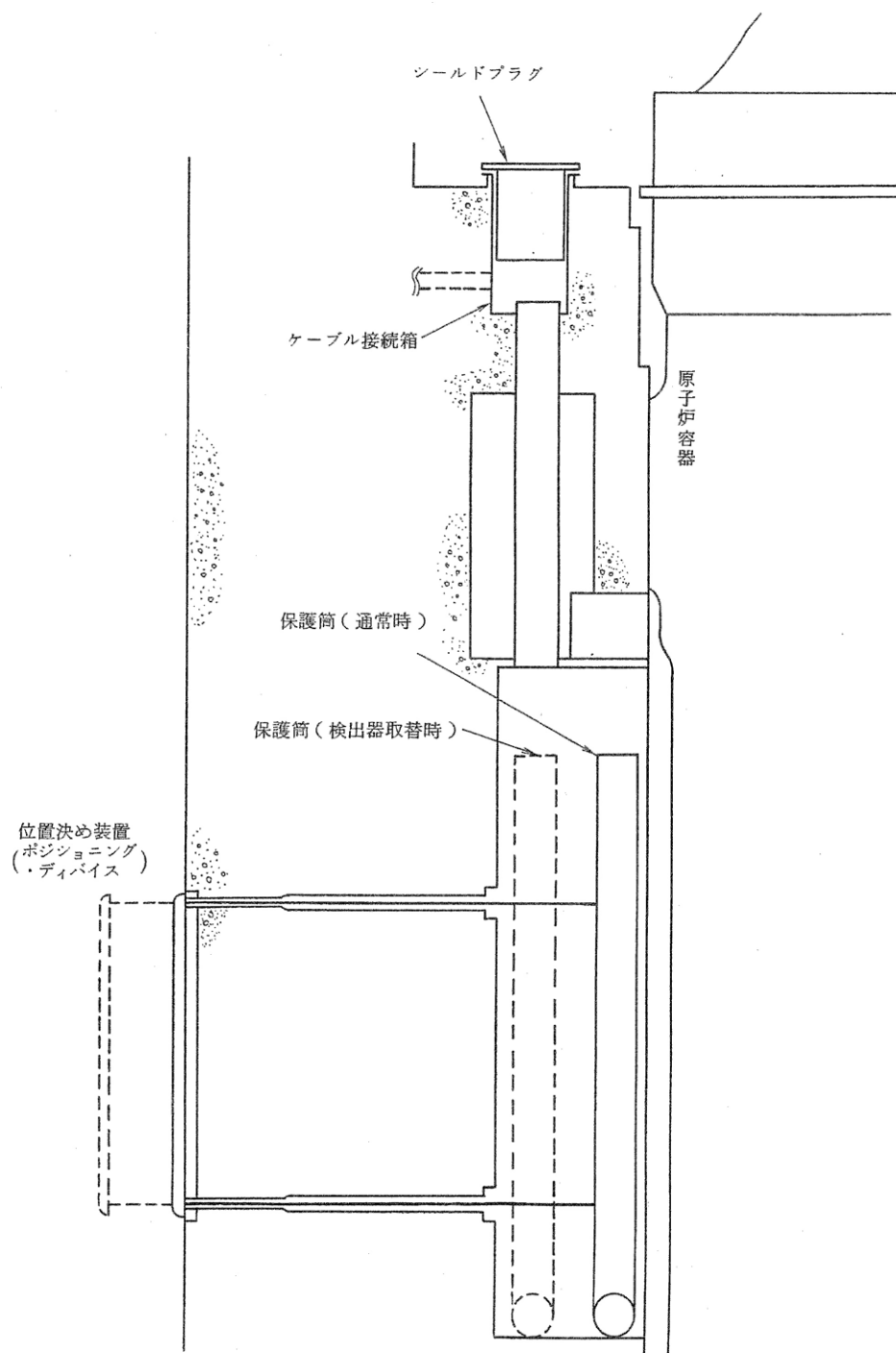
第 6.1.5 図 加圧器圧力制御説明図



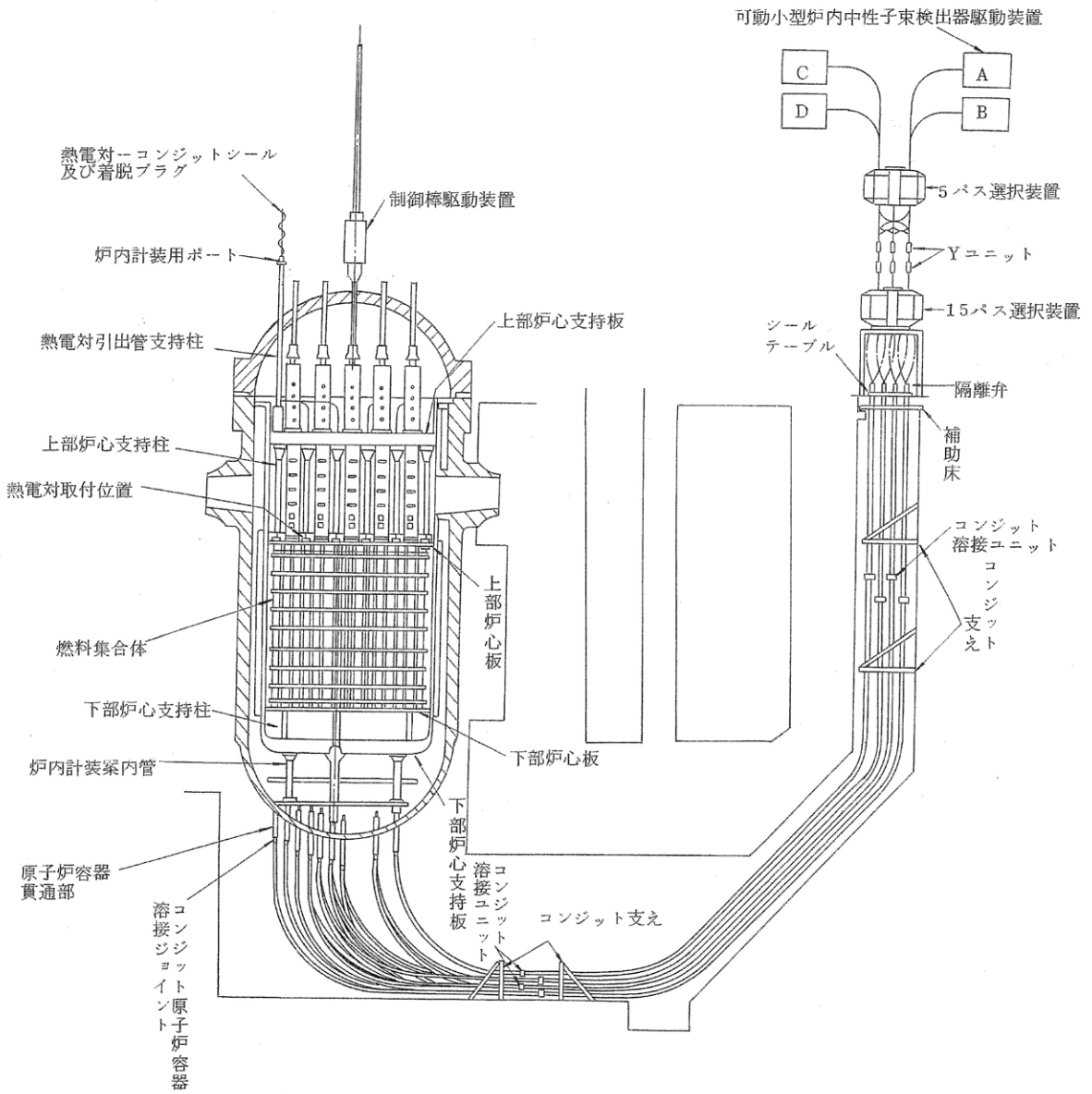
第 6.2.1 図 炉外核計装説明図



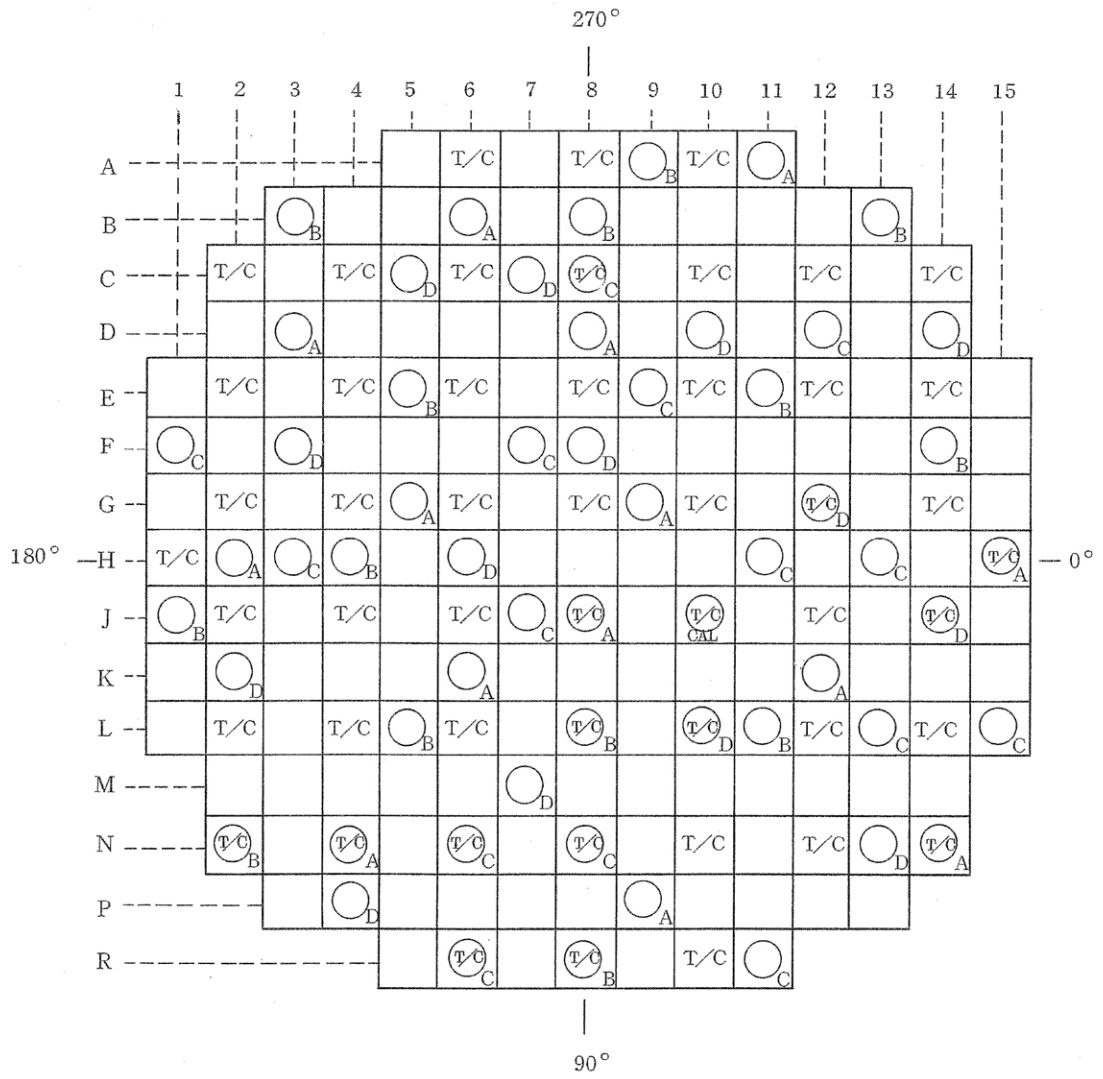
第 6. 2. 2 図 中性子束検出器配置説明図（平面図）



第 6.2.3 図 中性子束検出器配置説明図 (断面図)

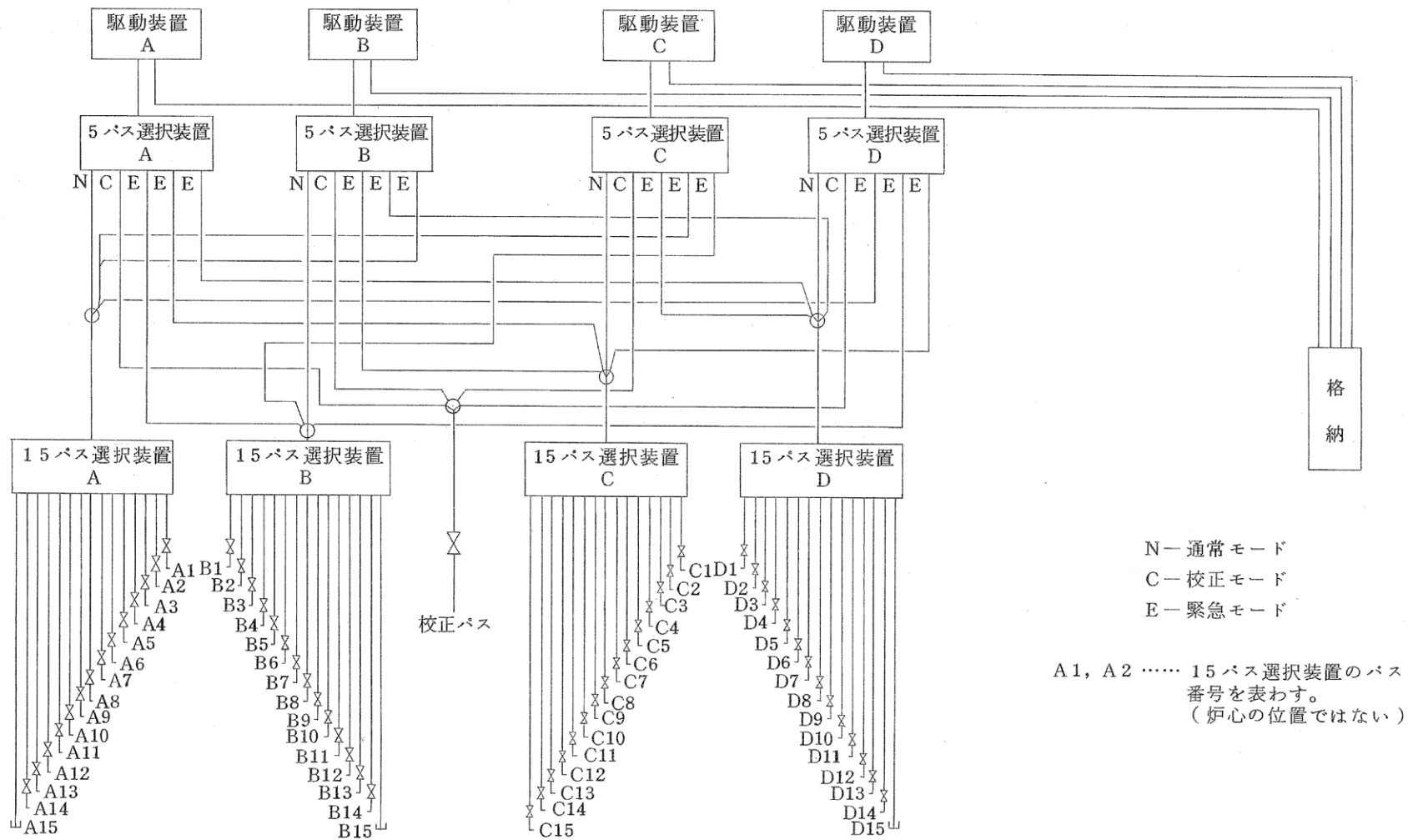


第 6.2.4 図 炉内計装説明図

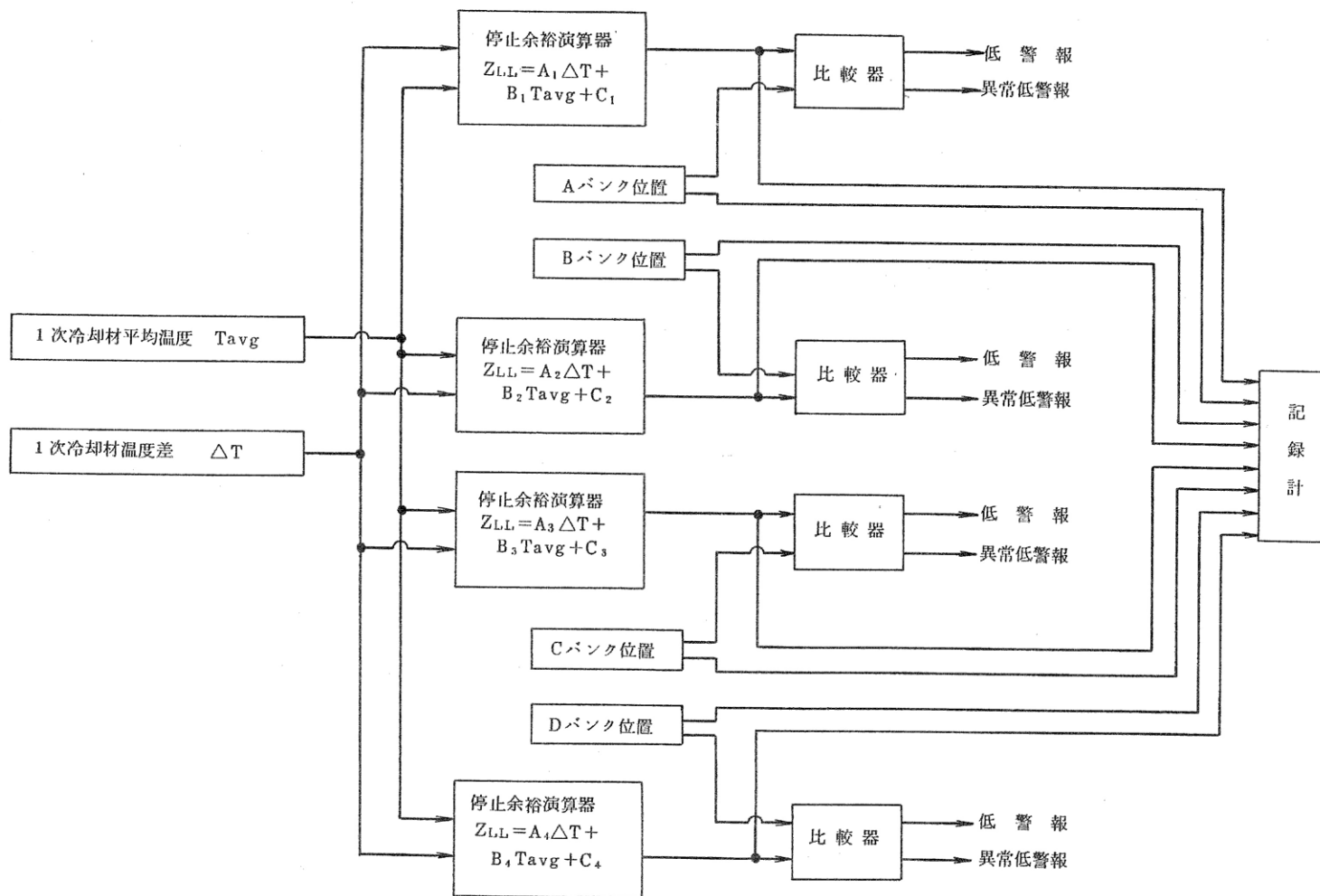


- T/C : 炉内熱電対 50 点
- :
- A, B, C, D : 炉内中性子束検出器 A、B、C、D 57 点
- CAL : 炉内中性子束検出器校正用 1 点

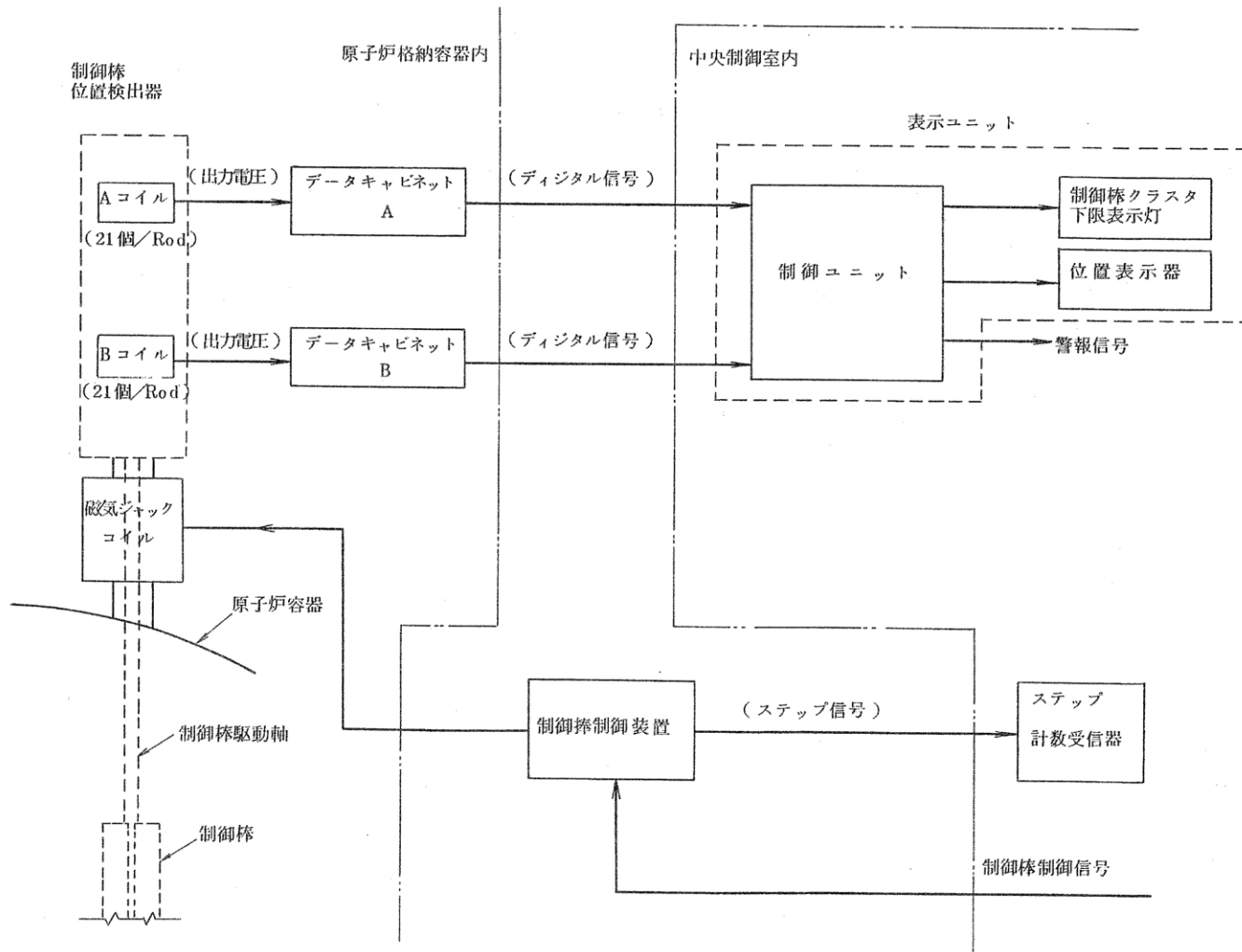
第 6.2.5 図 炉内計装配置説明図



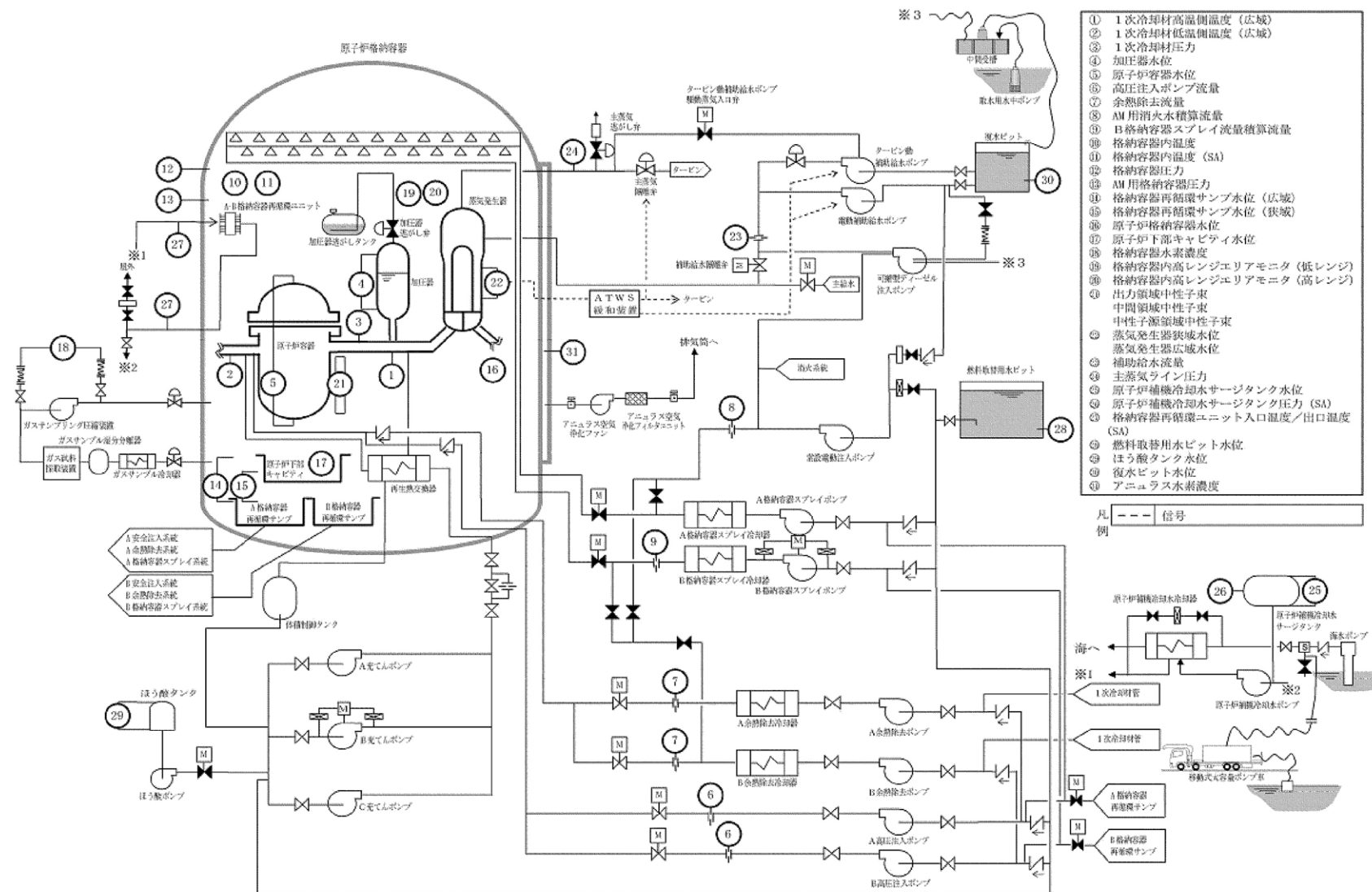
第 6.2.6 図 炉内核計装検出器駆動系統説明図



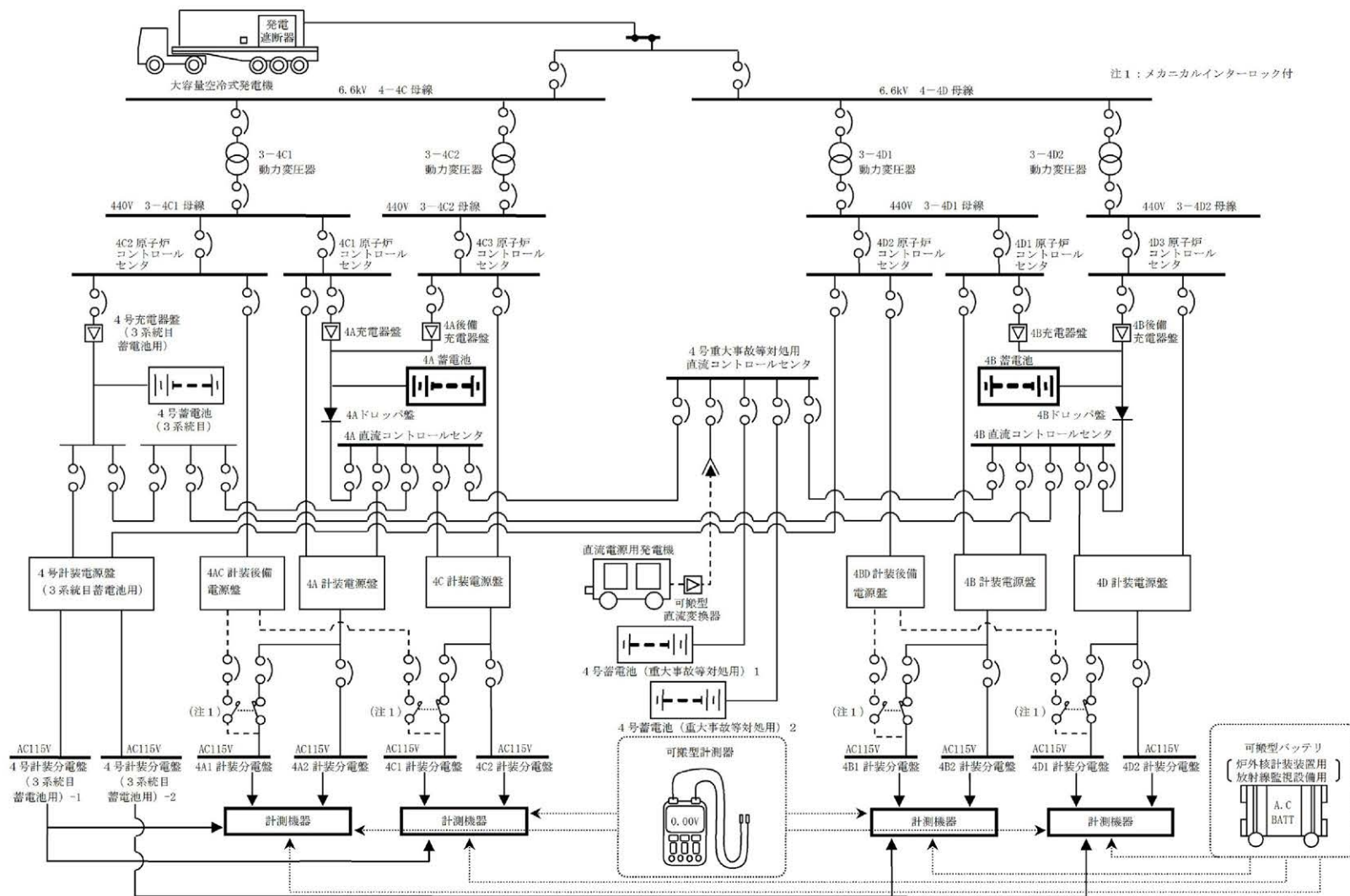
第 6.2.7 図 停止余裕監視装置説明図

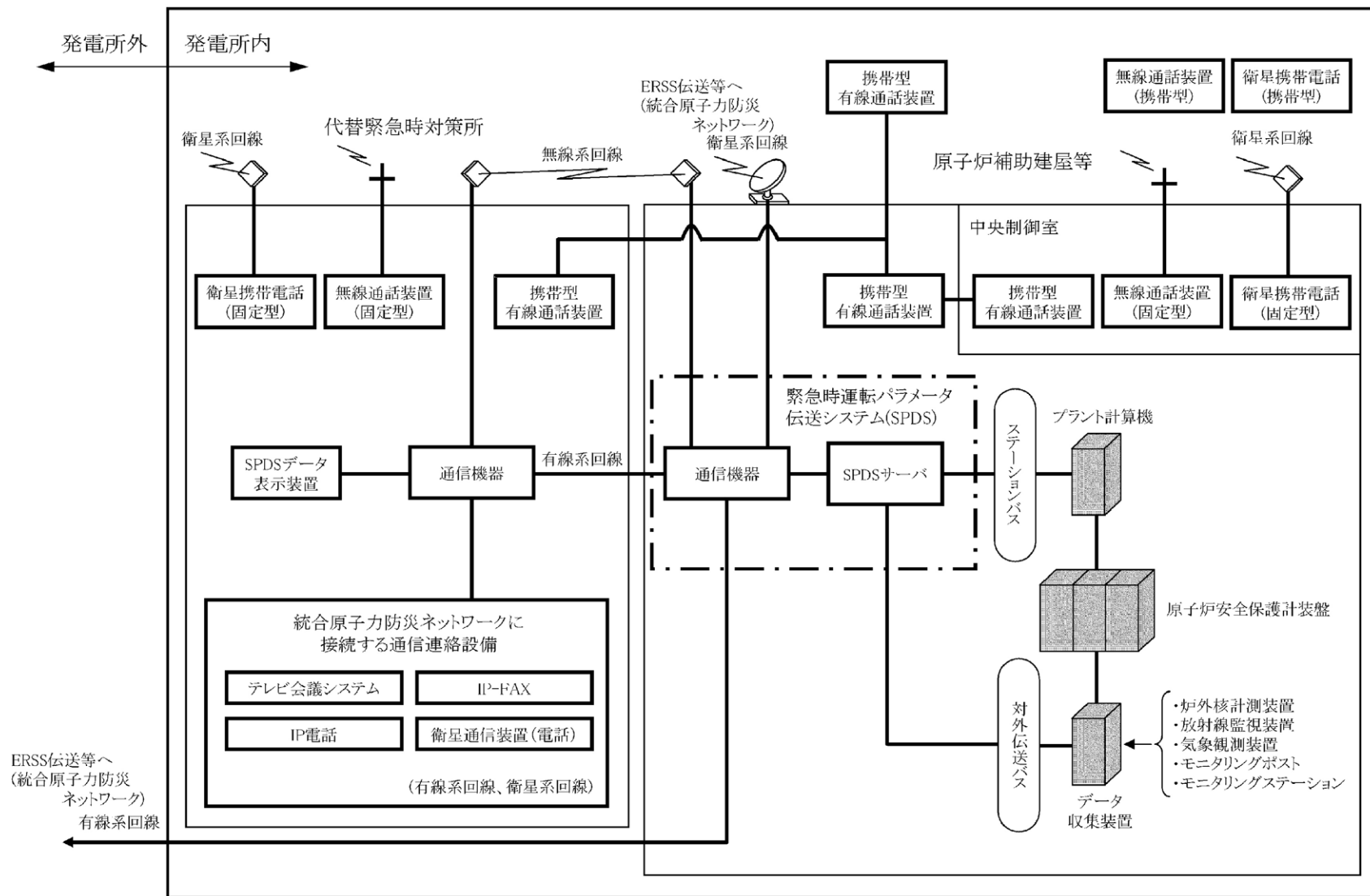


第 6.2.8 図 制御棒位置指示系統説明図

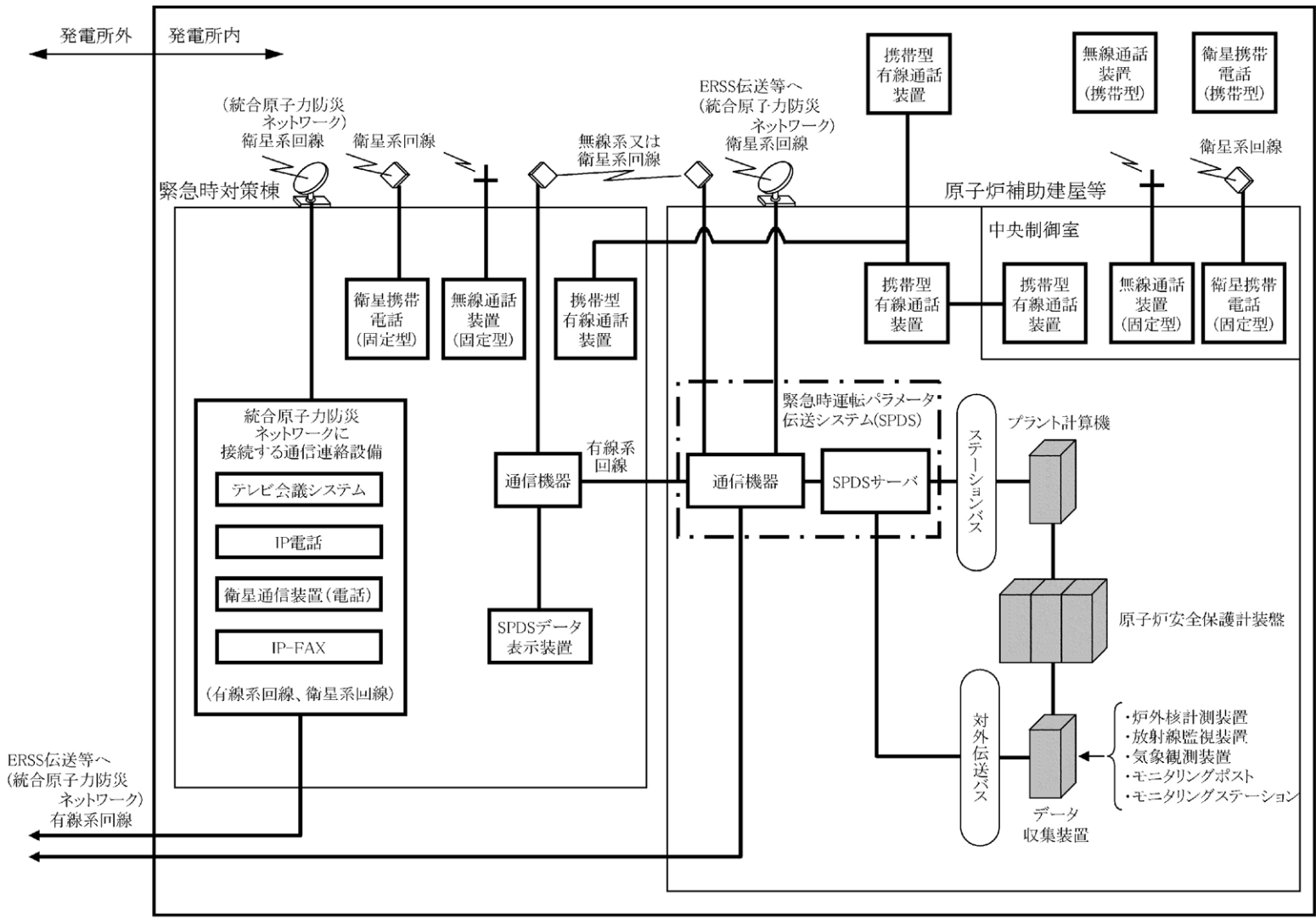


第 6.4.1 図 計装設備 (重大事故等対処用設備) 概略系統図 (1)  
(監視機能喪失時に使用する設備)

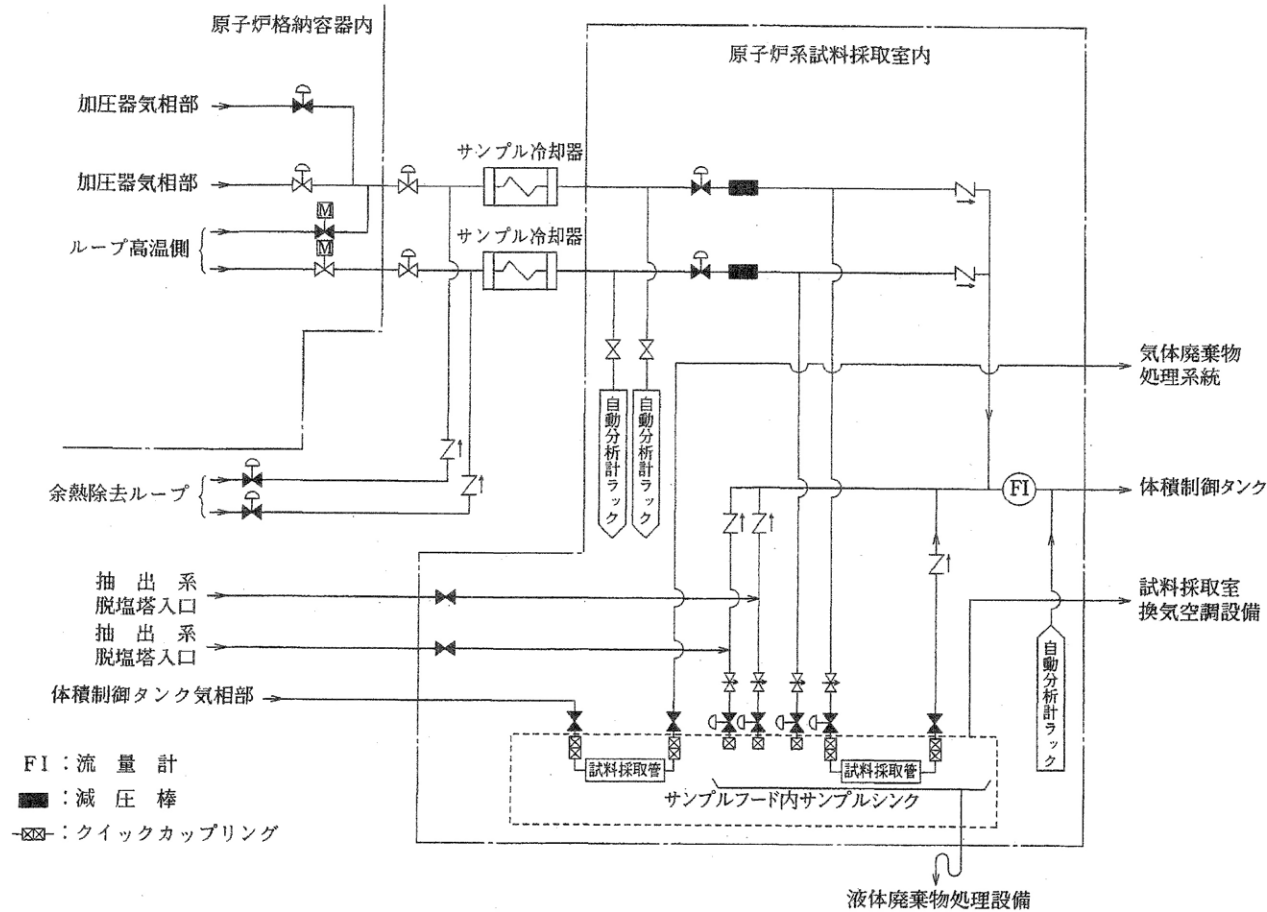




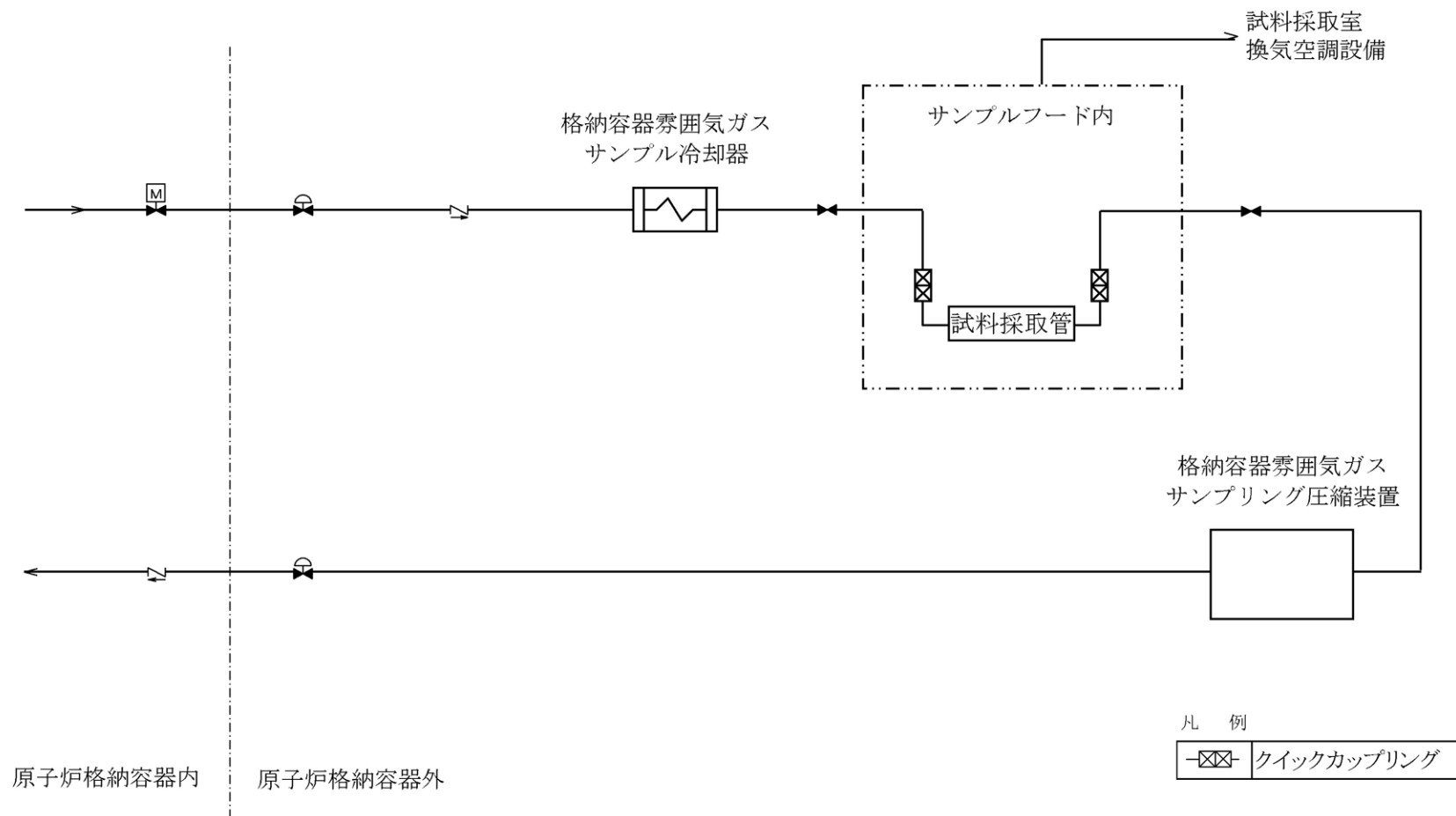
第 6.4.3 図 計装設備（重大事故等対処用設備）概略系統図（3）  
（パラメータ記録時に使用する設備）



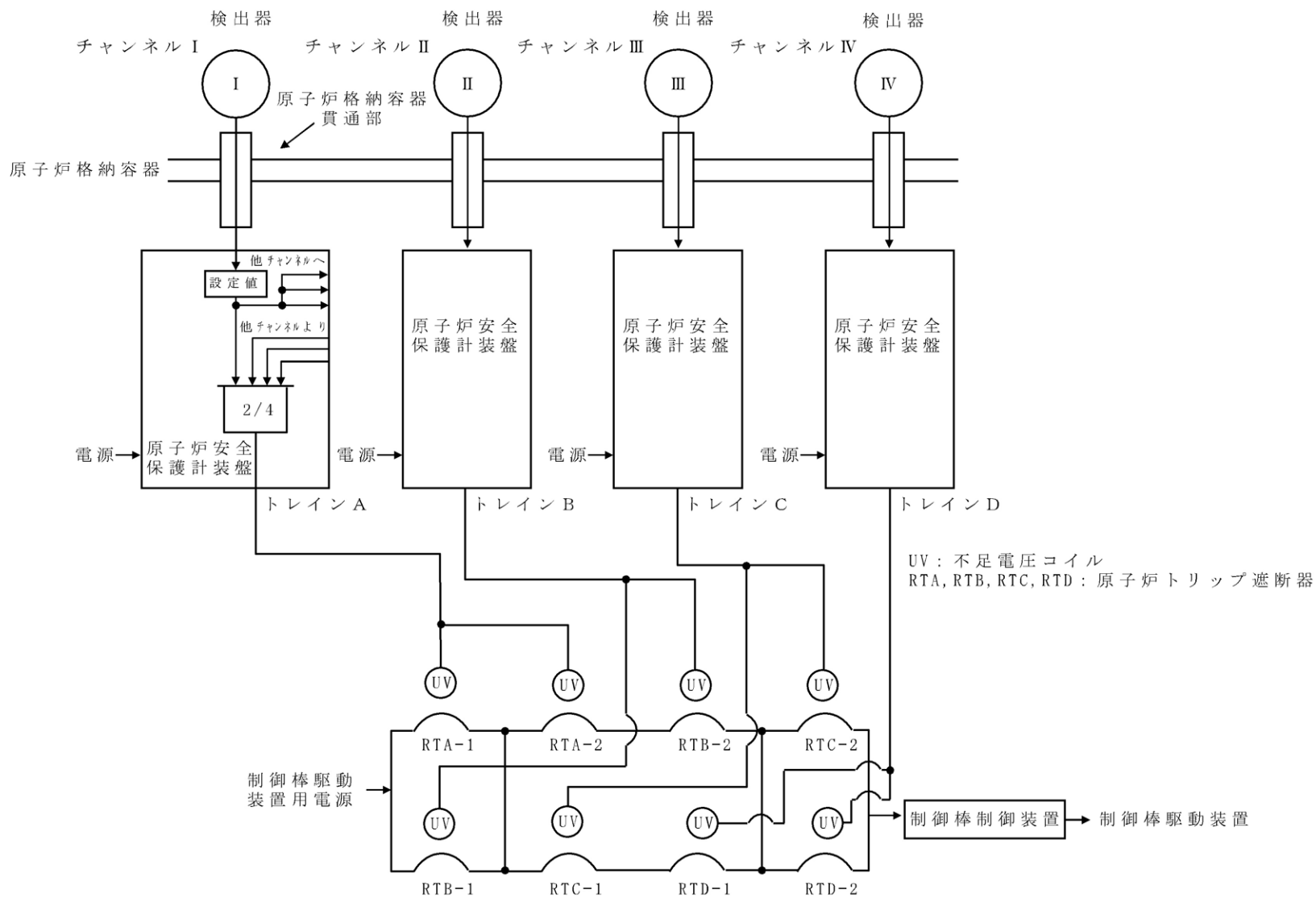
第 6.4.4 図 計装設備（重大事故等対処用設備） 概略系統図（4）  
（パラメータ記録時に使用する設備）



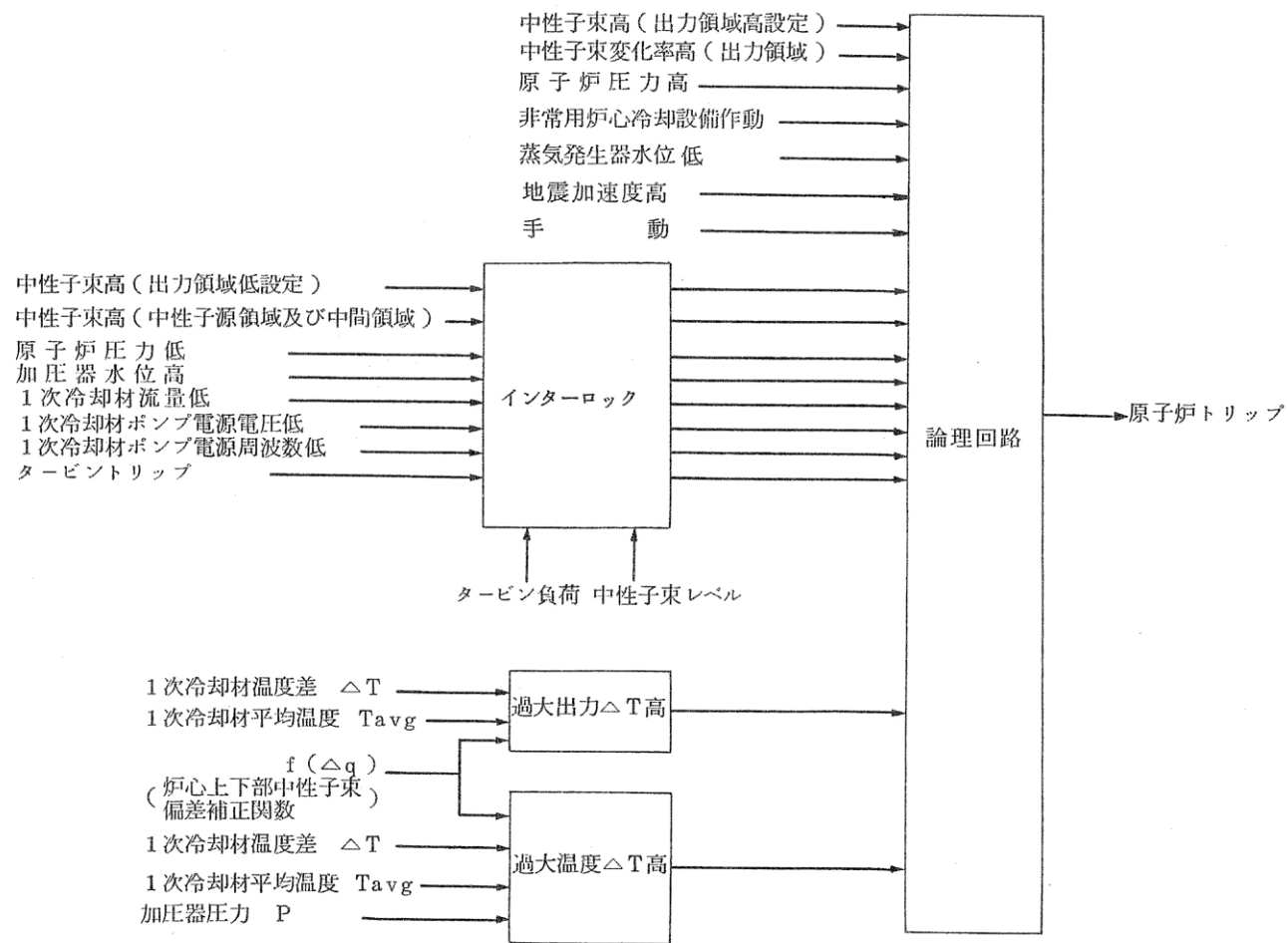
第 6.5.1 図 試料採取設備系統説明図



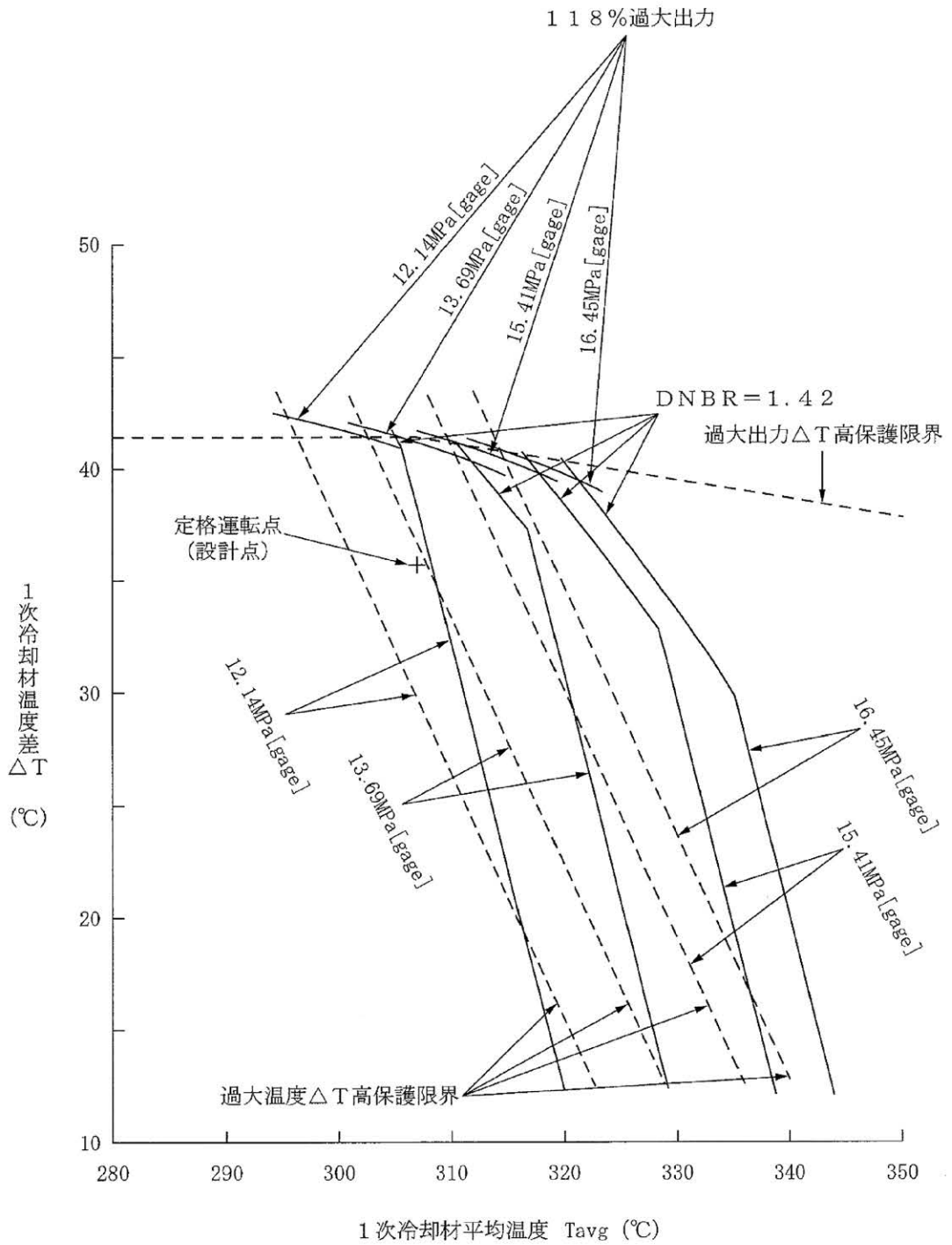
第 6.5.2 図 格納容器雰囲気ガス試料採取設備系統概要図



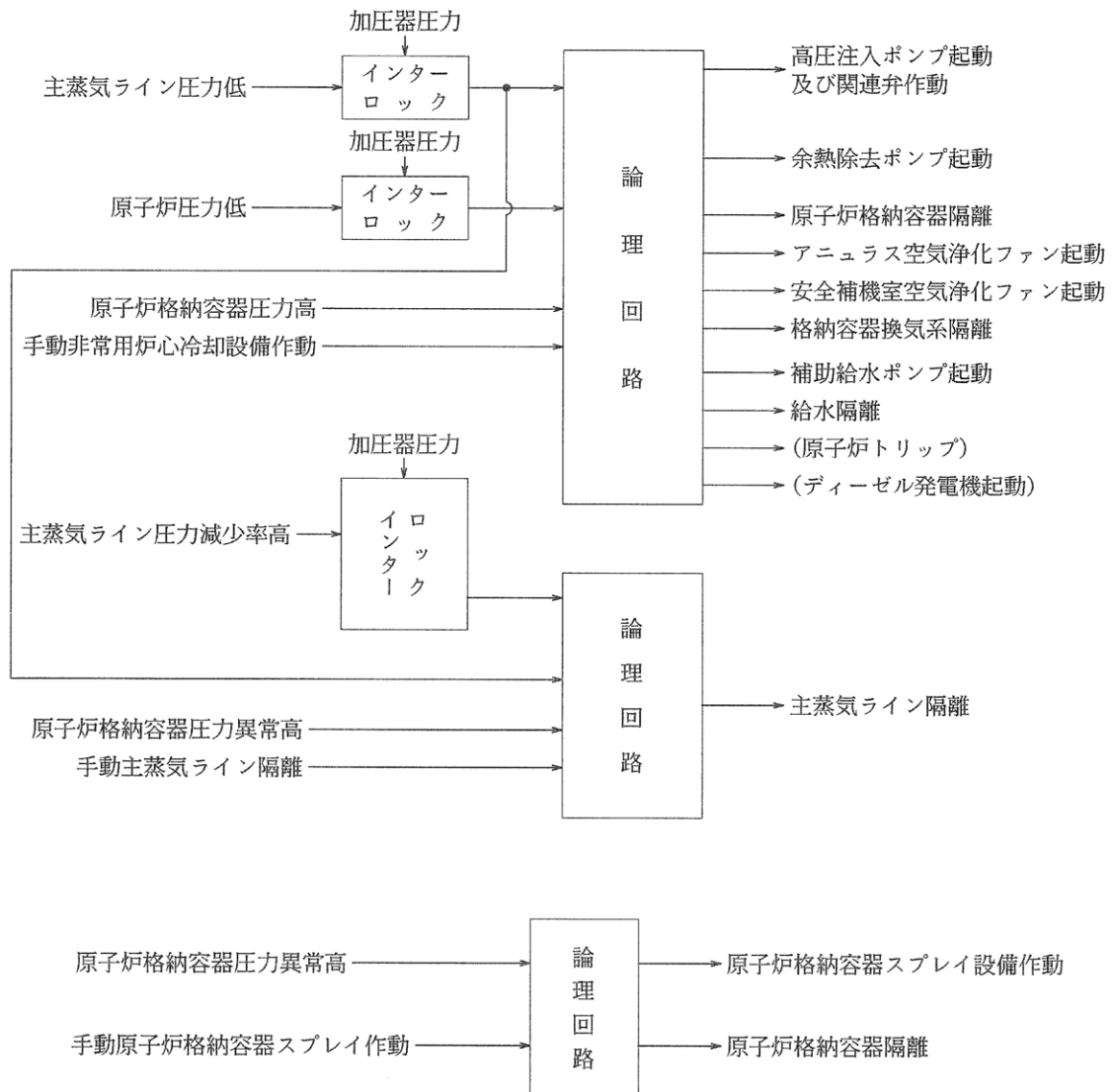
第 6.6.1 図 原子炉保護設備説明図 (2 out of 4 の場合)



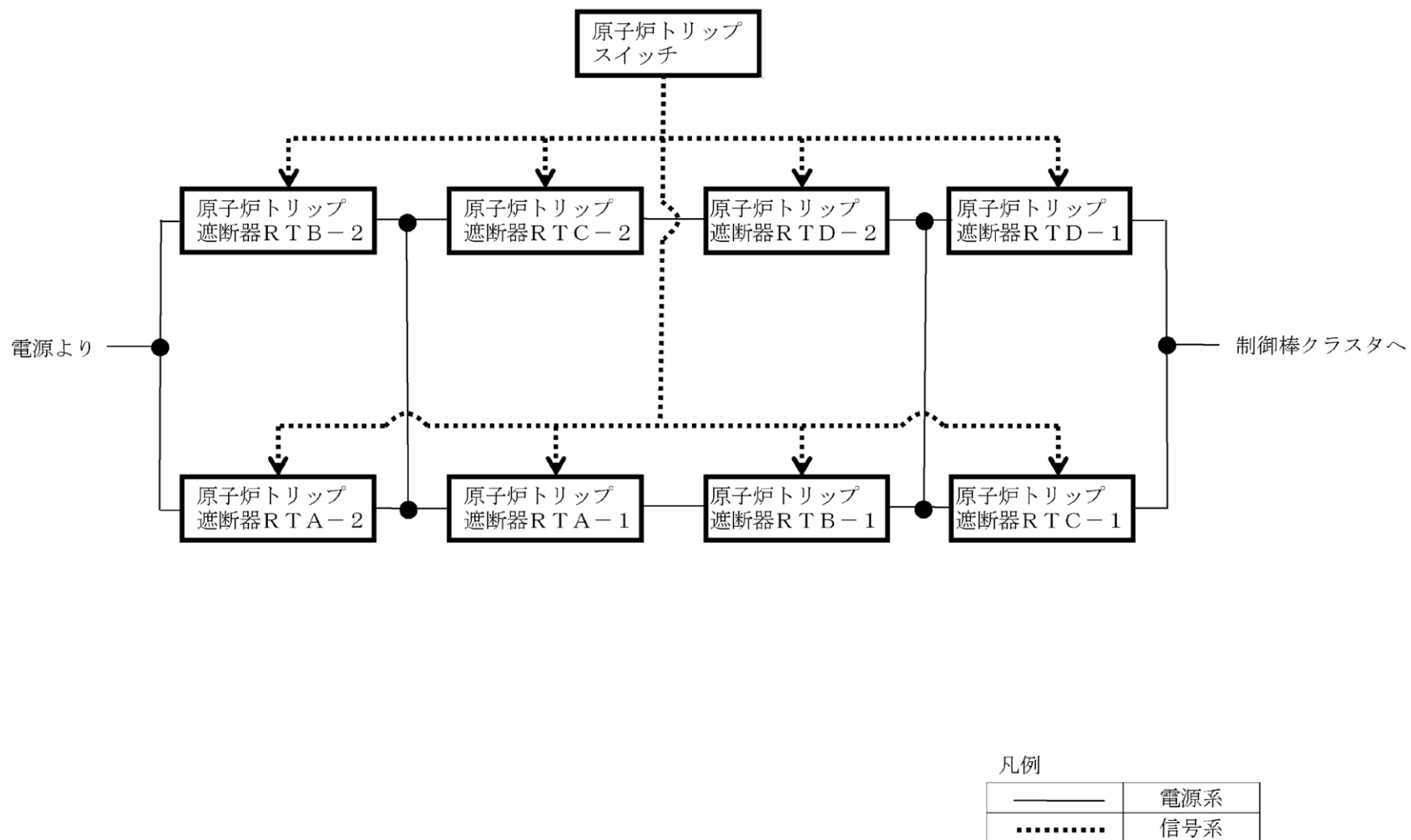
第 6.6.2 図 原子炉保護系説明図



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 (代表例)

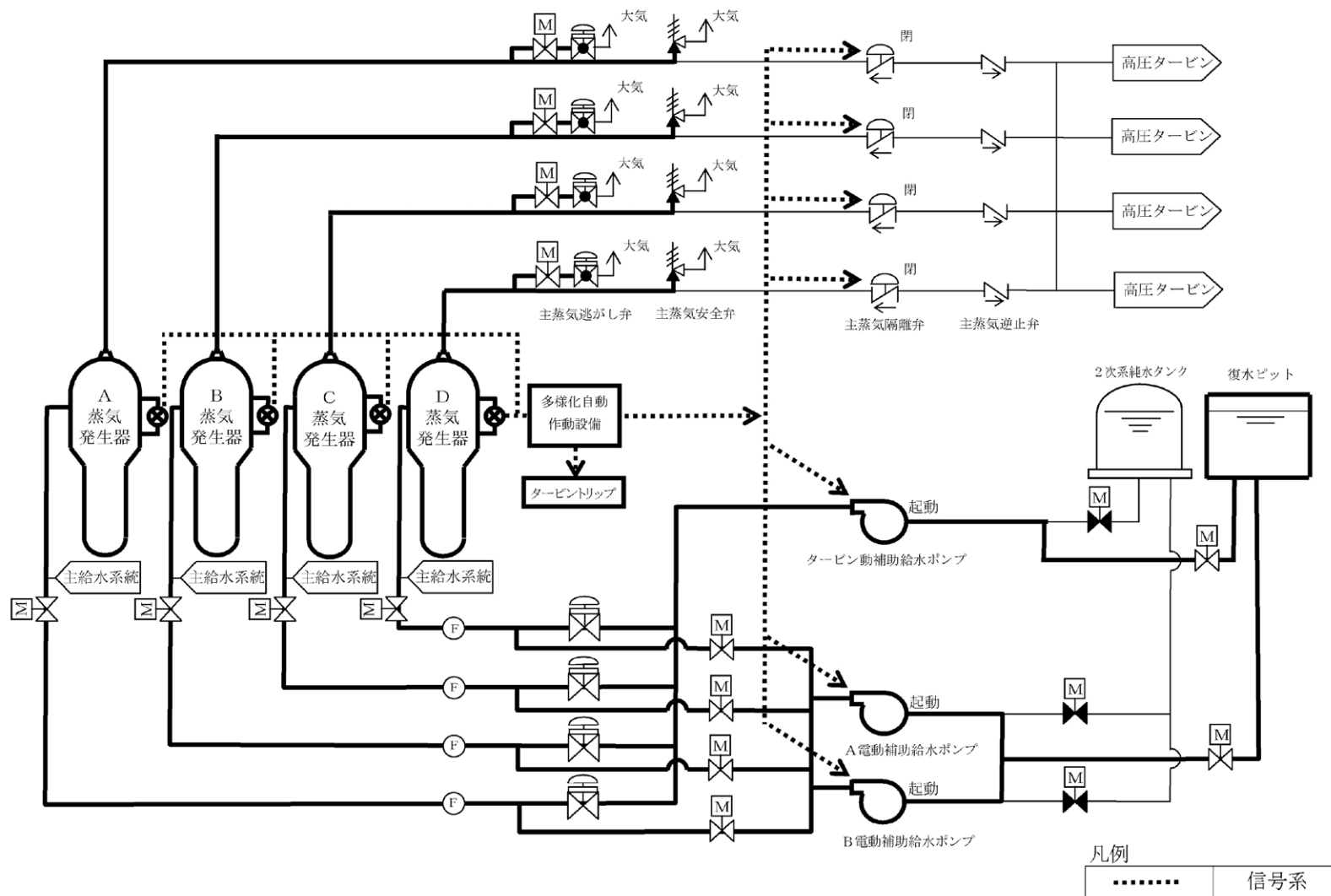


第 6.7.1 図 工学的安全施設作動設備説明図

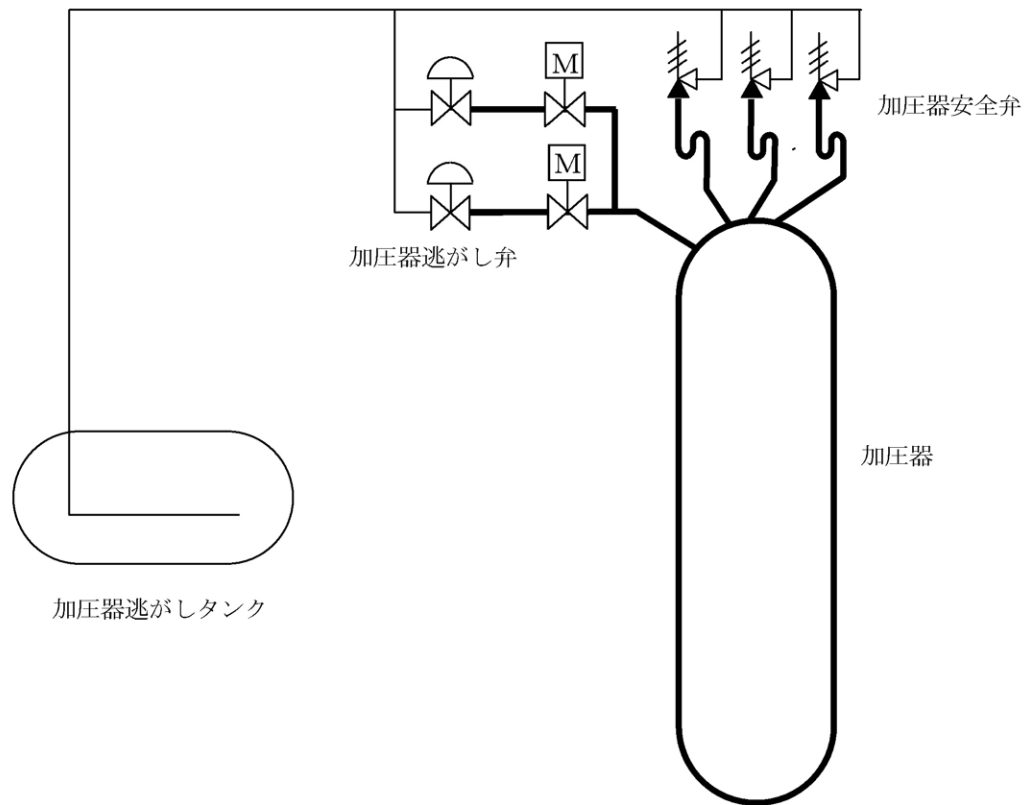


8-6-200

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

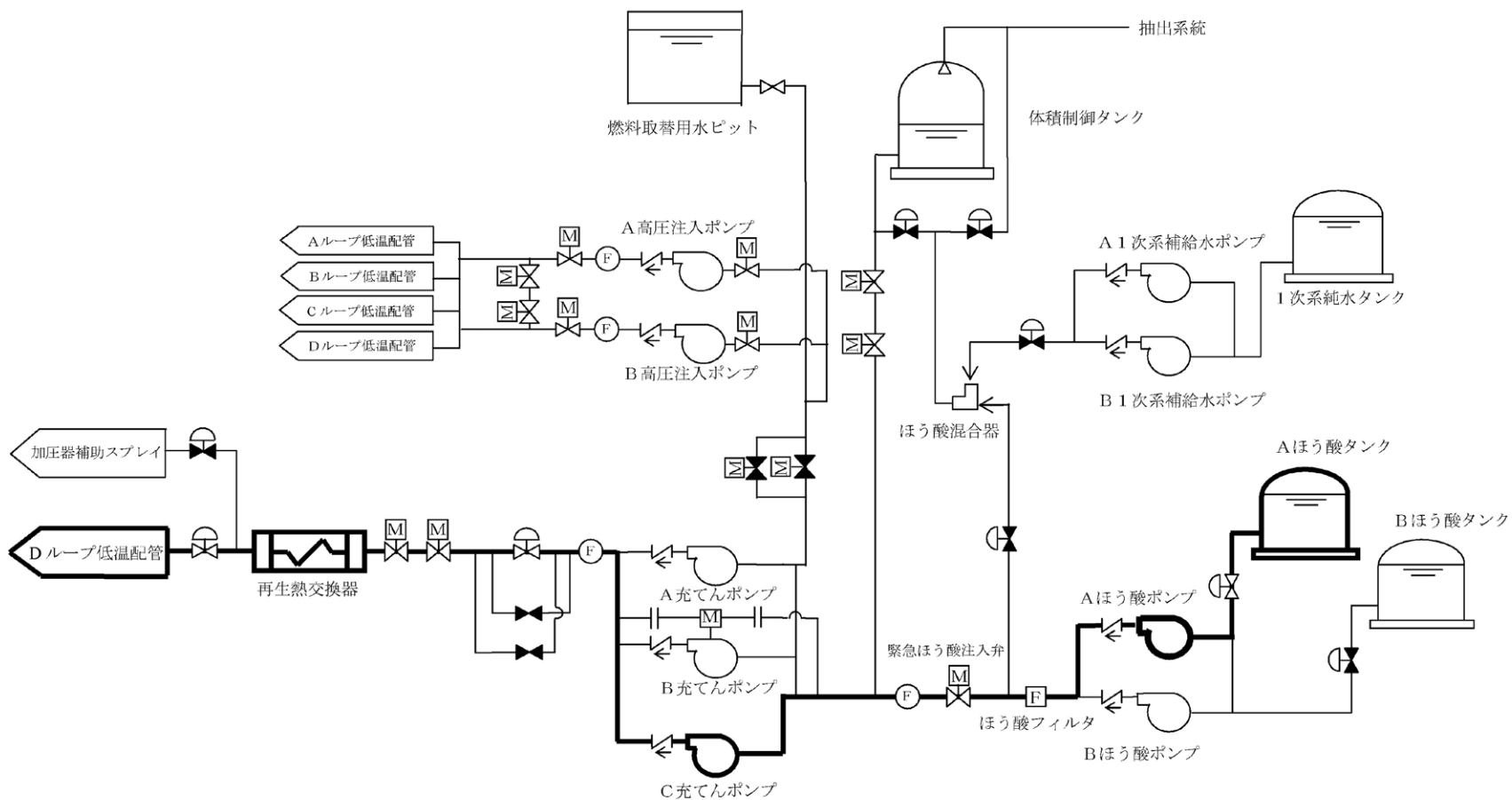


第 6.8.2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (2)  
(原子炉出力抑制 (自動)、原子炉出力抑制 (手動))

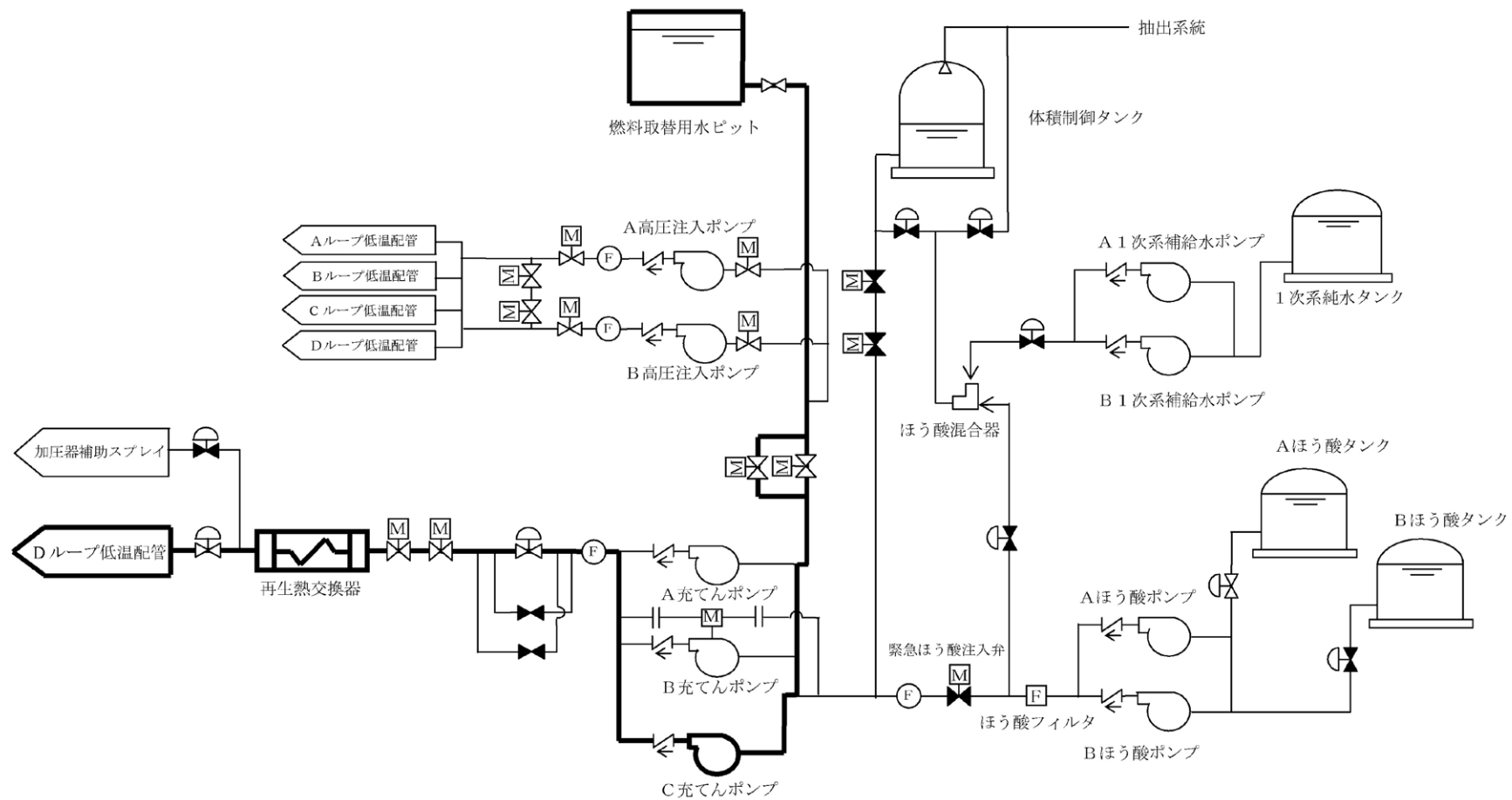


8-6-202

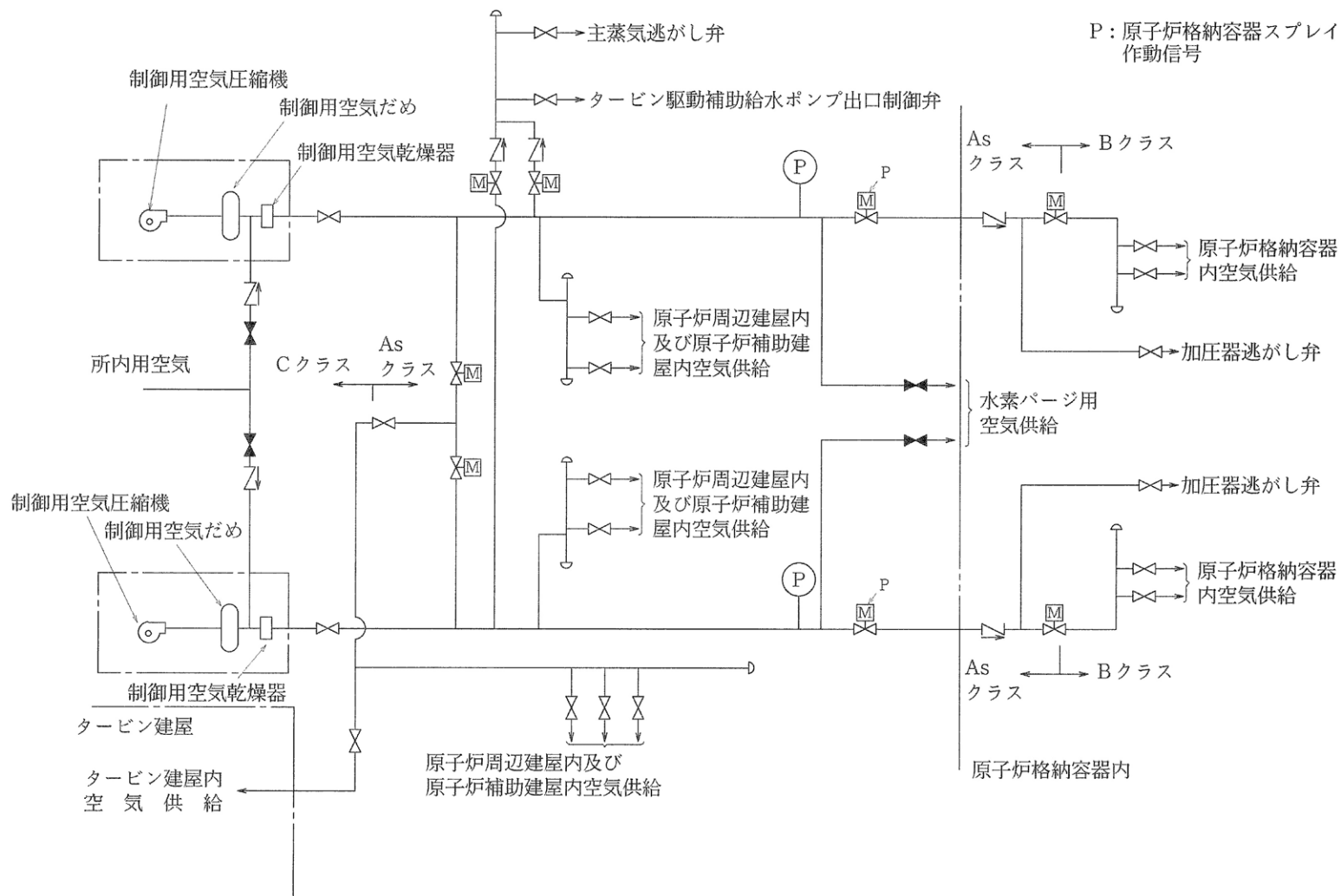
第 6.8.3 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (3)  
 (原子炉出力抑制 (自動)、原子炉出力抑制 (手動))



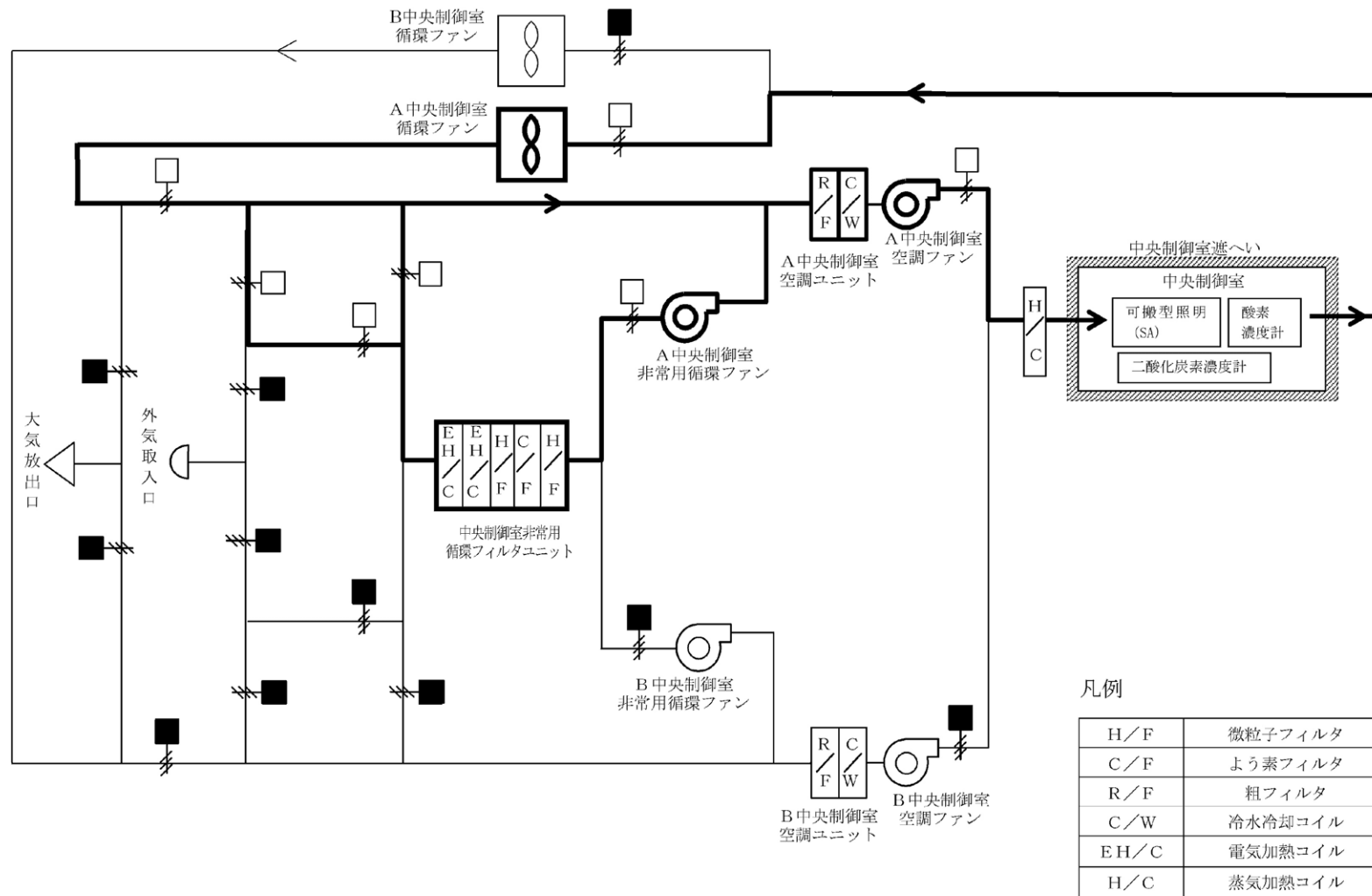
第 6.8.4 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (4)  
(ほう酸水注入)



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

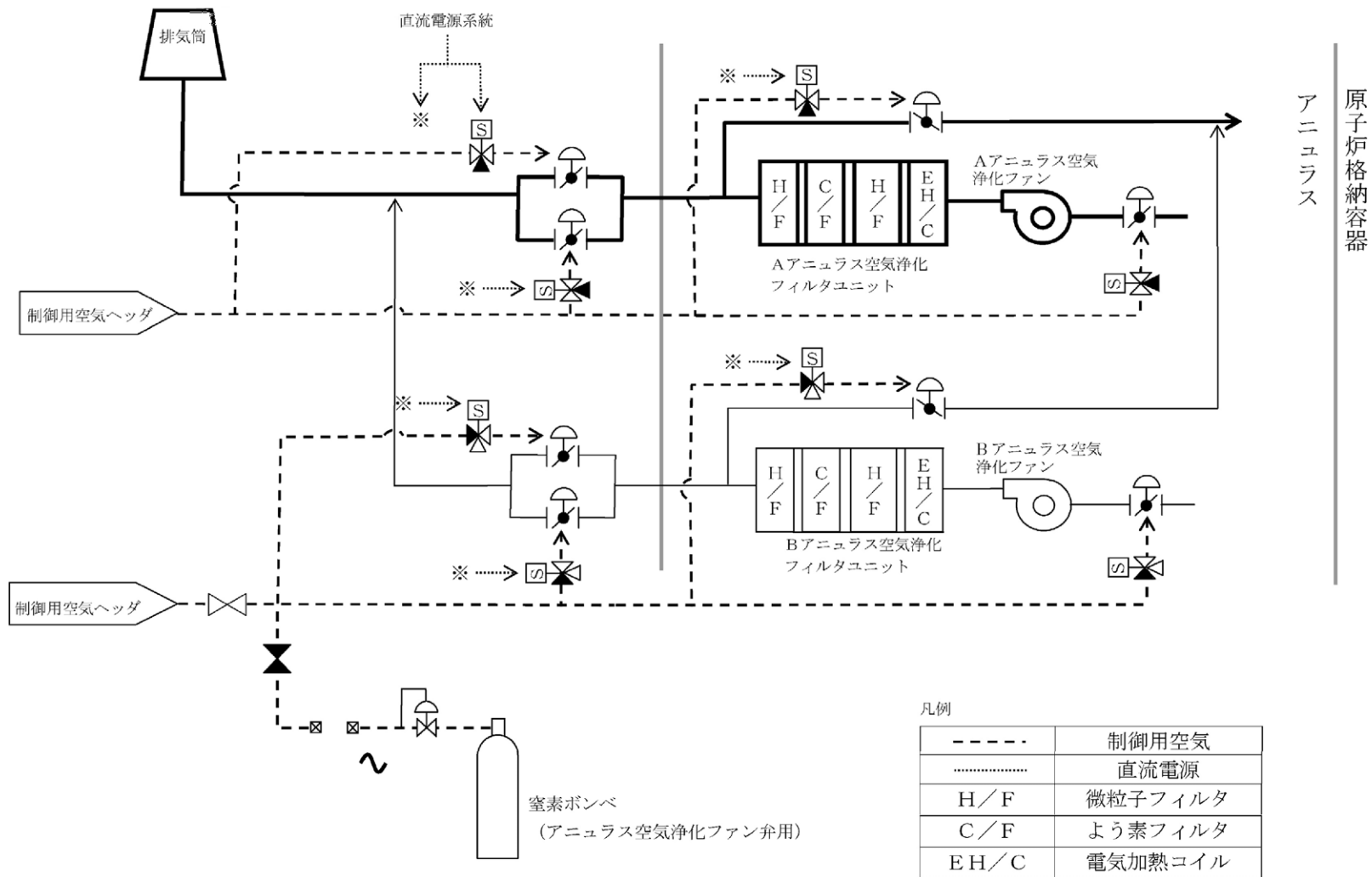


第 6.9.1 図 制御用空気設備系統説明図

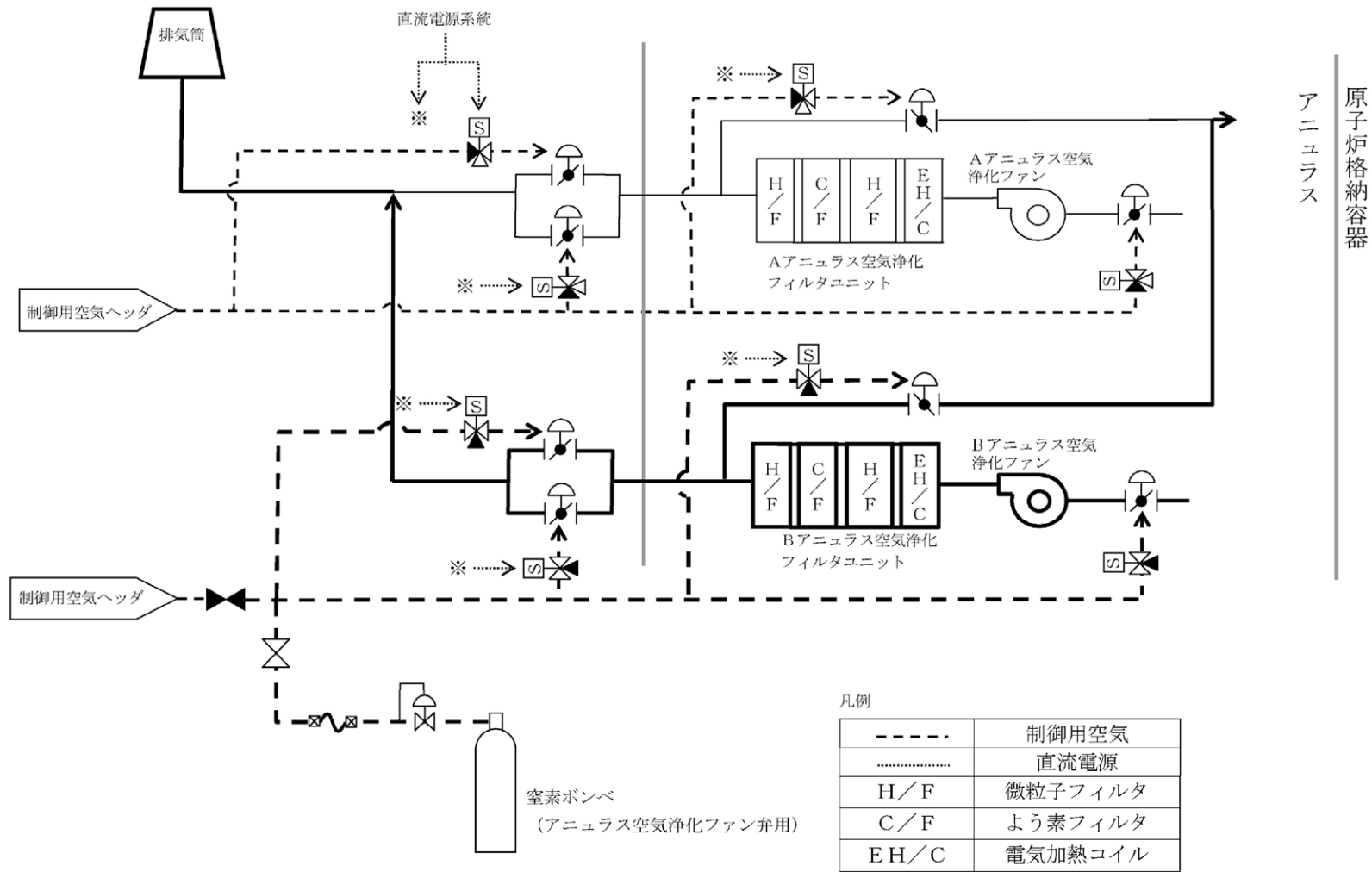


第 6.10.1 図 中央制御室（重大事故等時）概略系統図（1）

（中央制御室空調装置による居住性の確保、中央制御室の照明による居住性の確保、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定、汚染の持ち込み防止）



第 6.10.2 図 中央制御室（重大事故等時）概略系統図（2）  
（放射性物質の濃度低減（交流動力電源及び直流電源が健全である場合））



第 6.10.3 図 中央制御室（重大事故等時） 概略系統図（3）  
（放射性物質の濃度低減（全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合））

## 7. 放射性廃棄物廃棄施設

### 7.1 概 要

放射性廃棄物の廃棄施設は、原子力発電所の運転に伴い発生する放射性廃棄物を集めて処理し、周辺環境に放出する放射性廃棄物による発電所周辺の一般公衆の受ける線量当量が、「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、放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計とする。

放射性廃棄物の廃棄施設は、気体廃棄物処理設備、液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理設備に大別され、系統説明図は、第7.1.1図に示すとおりである。

これらの廃棄物処理設備は、下記の機能を有する。

- (1) 気体廃棄物を活性炭式希ガスホールドアップ装置で放射能を減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら放出する。
- (2) 液体廃棄物は、原則として、フィルタ、蒸発装置及び脱塩塔で処理することにより合理的に達成できる限り放射性物質の濃度を低減する。なお、蒸留水はその性状に応じ原則として再使用するが、放出する場合は試料採取分析を行い、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、その濃度を監視しながら放出する。
- (3) 固体廃棄物をその種類によりタンク内に長期貯蔵するか、あるいはドラム詰後、発電所敷地内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

## 7.2 気体廃棄物処理設備

### 7.2.1 概 要

気体廃棄物処理設備<sup>(1)</sup>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下記の機能を有する。

- (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の処理。
- (2) 体積制御タンクからのページされる水素廃ガスの処理。

### 7.2.2 設計方針

気体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する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、減衰並びに放出管理等を行い、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、一定の流量で活性炭式希ガスホールドアップ装置へ送り、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) 体積制御タンクへの水素の連続注入を行った場合ページされる

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。

### 7.2.3 主要設備の仕様

気体廃棄物処理設備の主要設備の仕様を第7.2.1表に示す。

### 7.2.4 主要設備（3、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55 N m<sup>3</sup>/h（2ユニット分）に対して、約68 N m<sup>3</sup>/hのものを2台設置する。

なお、ガス圧縮装置の吐出圧力はガスサージタンクの最高使用圧力を下回るように設計する。

#### (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0.17 tの容量のものを設置する。

ホールドアップ塔は、設計流量  $2 \text{ N m}^3 / \text{h}$  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1.1 tの容量の計4.4 t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。

## 7.3 液体廃棄物処理設備

### 7.3.1 概 要

液体廃棄物処理設備は、廃棄物の性状に応じて処理するため、ほう酸回収系、廃液処理系及び洗浄排水処理系の3つの主要な処理系に大別される。

これらの液体廃棄物処理設備は、下記の機能を有する。

- (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次冷却設備からの抽出1次冷却材、原子炉格納容器内1次冷却材ドレン及び原子炉補助建屋内1次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、貯留される機器ドレン、床ドレン及び強酸等以外の薬品ドレンを処理する。
- (3) 洗浄排水処理系は、洗浄排水タンクに集められる洗たく排水、手洗い排水及びシャワ排水を処理する。

以上の主要な処理系の他に、酸液ドレン処理系があり、薬品ドレンのうち強酸等のみを処理する。

### 7.3.2 設計方針

液体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する液体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の受ける線量当量が、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を満足するように、次のような貯留、処理、再使用、減衰、放出管理等を行い、放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計とする。なお、本設備のうち、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及び酸液ドレン処理系は、3号及び4号炉

共用設備として設計する。

また、洗浄排水処理系の洗浄排水タンクを含みそれ以降の処理系は、洗たく作業の総合運用を考慮して、1号、2号、3号及び4号炉共用として設計する。

- (1) 液体廃棄物処理設備は、廃棄物の性状に応じてそれぞれ専用の処理系で処理できる設計とする。
- (2) 液体廃棄物は、原則として、フィルタ、蒸発装置及び脱塩塔で処理することにより、合理的に達成できる限り放射性物質の濃度を低減できる設計とする。
- (3) 液体廃棄物は、処理後、必要期間貯留し、蒸留水はその性状に応じ原則として再使用を行い、合理的に達成できる限り環境への放射性物質の放出量を低減できる設計とする。また、放出する場合は試料採取分析を行い、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、その濃度を監視しながら放出する設計とする。
- (4) 液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設（7.4 固体廃棄物処理設備に記載したもののうち液体状の放射性廃棄物を取扱う設備を含む。）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を設けない設計とする。また、処理設備を設ける建屋の床面下には、敷地外に管理されずに排出される排水が流れる排水路を施設しない設計とする。

- e. 洗浄排水濃縮廃液移送容器の設計に当たっては、関係法令を遵守するものとする。また、濃縮廃液の受入れ、抜き出しは、管理区域内において配管接続により行い、その接続部は専用のフードで覆い外部への漏えいを防止するとともに、フード内に漏えい検出器を設け漏えいを監視できるものとする。

なお、洗浄排水濃縮廃液移送容器の下部には、万一の廃液の漏えいに備えてトレイを設置し、かつ漏えい検出器を設け監視する。

### 7.3.3 主要設備

#### (1) 格納容器冷却材ドレンタンク

格納容器冷却材ドレンタンクは、原子炉格納容器内の1次冷却材ドレンを集める。本タンク水は、冷却材貯蔵タンクに送り処理する。格納容器冷却材ドレンタンクは、容量約 $1.3\text{m}^3$ のものを1基設置する。なお、予想発生量は約 $1,600\text{m}^3/\text{y}$ である。

#### (2) 冷却材貯蔵タンク

冷却材貯蔵タンク（3号及び4号炉共用）は、1次冷却材の抽出水及び1次冷却材ドレンを貯留する。本タンク水は、ほう酸回収装置に送り処理する。冷却材貯蔵タンクは、容量約 $390\text{m}^3$ のものを3基設置する。なお、予想発生量は、格納容器冷却材ドレンタンクからの移送分も含めて、約 $9,000\text{m}^3/\text{y}$ （2ユニット分）である。

#### (3) ほう酸回収装置脱塩塔

ほう酸回収装置脱塩塔（3号及び4号炉共用）は、ほう酸回収装置で処理する水のイオン状不純物のうち、ほう酸以外のものを除去する。ほう酸回収装置脱塩塔は、樹脂容量約 $2.0\text{m}^3$ のものを2基設置する。

#### (4) ほう酸回収装置

ほう酸回収装置（3号及び4号炉共用）は、冷却材貯蔵タンク水进行处理する。蒸留水及び濃縮液は、再使用するため1次系純水タンク及びほう酸タンクにそれぞれ回収する。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。

なお、予想処理量は約 $9,000\text{m}^3/\text{y}$ （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、原子炉補助建屋内で発生する床ドレンのうち、海水を含む恐れのない床ドレン及び配置上、廃液貯蔵タンクに落とせない補助建屋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。なお、予想発生量は3号炉で約 $600\text{m}^3/\text{y}$ 、4号炉で約 $310\text{m}^3/\text{y}$ 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。なお、予想発生量は約 $20\text{m}^3/\text{y}$ である。

(7) 廃液貯蔵タンク

廃液貯蔵タンク（3号及び4号炉共用）は、原子炉格納容器床ドレン、補助建屋機器ドレン及び床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 $100\text{m}^3$ のものを2基設置する。なお、予想発生量は約 $1,900\text{m}^3/\text{y}$ （2ユニット分）である。

(8) 廃液蒸発装置

廃液蒸発装置（3号及び4号炉共用）は、廃液貯蔵タンク水を処理する。蒸留水は脱塩塔に送り、濃縮廃液はドラム詰する。廃液蒸発装置は、容量約 $1.7\text{m}^3/\text{h}$ のものを2基設置する。なお、予想処理量は約 $1,900\text{m}^3/\text{y}$ （2ユニット分）である。

(9) 廃液蒸留水脱塩塔

廃液蒸留水脱塩塔（3号及び4号炉共用）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 $0.57\text{m}^3$ のものを2基設置し、このうち1基は予備とする。

(10) 廃液蒸留水タンク

廃液蒸留水タンク（3号及び4号炉共用）は、廃液蒸留水脱塩塔からの蒸留水を貯留する。本タンク水は、試料採取分析し、放射性物質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 $210\text{m}^3$ のものを2基設置する。なお、予想発生量は約 $10,900\text{m}^3/\text{y}$ （2ユニット分）である。

(11) 洗浄排水タンク

洗浄排水タンク（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、洗たく排水、手洗い排水及びシャワ排水を貯留する。本タンク水は、原則として洗浄排水処理装置に送り処理する。洗浄排水タンクは、容量約 $30\text{m}^3$ のものを2基設置する。なお、予想発生量は約 $6,000\text{m}^3/\text{y}$ （4ユニット分）である。

(12) 酸液ドレンタンク

酸液ドレンタンク（3号及び4号炉共用）は、放射化学室から出る薬品ドレン（強酸等）を集める。本タンク水は、中和後ドラム詰する。酸液ドレンタンクは、容量約 $0.2\text{m}^3$ のものを1基設置する。なお、予想発生量は約 $2\text{m}^3/\text{y}$ （2ユニット分）である。

(13) 洗浄排水処理装置

洗浄排水処理装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、洗浄排水タンク水を処理する。蒸留水はタンクに送り、濃縮廃液は焼却処理する。洗浄排水処理装置は、容量約 $1.7\text{m}^3/\text{h}$ のものを1基設置する。なお、予想処理量は約 $6,000\text{m}^3/\text{y}$ （4ユニット分）である。

(14) 洗浄排水モニタタンク

洗浄排水モニタタンク（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、洗浄排水処理装置からの蒸留水を貯留する。本タンク水は、試料採取分析し、放射性物質の濃度が十分低いことを確認して放出する。洗浄排水モニタタンクは、容量約 $26\text{m}^3$ のものを2基設置する。なお、予想発生量は約 $6,000\text{m}^3/\text{y}$ （4ユニット分）である。

(15) 洗浄排水濃縮液タンク

洗浄排水濃縮液タンク（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、洗浄排水処理装置からの濃縮廃液を貯留する。本タンク水は、洗浄排水濃縮廃液移送容器で、2号炉の雑固体焼却設備まで移送する。洗浄排水濃縮液タンクは、容量約 $6\text{m}^3$ のものを1基設置する。なお、予想発生量は約 $24\text{m}^3/\text{y}$ （4ユニット分）である。

(16) 洗浄排水濃縮廃液移送容器

洗浄排水濃縮廃液移送容器（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、洗浄排水濃縮液タンクからの濃縮廃液を受入れ、2号炉の雑固体焼却設備まで移送する。本容器水は、2号炉の雑固体焼却設備の廃液受入タンクに受入れ後、雑固体廃棄物とともに焼却処理する。

なお、移送に当たっては、関係法令を遵守するものとする。

洗浄排水濃縮廃液移送容器は、容量約 $1\text{m}^3$ のものを1基設置する。なお、予想移送量は約 $24\text{m}^3/\text{y}$ （4ユニット分）である。

#### 7.3.4 主要仕様

液体廃棄物処理設備の主要仕様を第7.3.1表に示す。

### 7.3.5 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、中央制御室等でその状態の監視を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

## 7.4 固体廃棄物処理設備

### 7.4.1 概 要

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

- (1) 廃液蒸発装置の濃縮廃液及び薬品ドレン（強酸等）
- (2) 洗浄排水処理装置の濃縮廃液
- (3) 脱塩塔の使用済樹脂
- (4) 使用済フィルタ、布、紙、小器等の雑固体廃棄物

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

なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。

### 7.4.2 設計方針

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

- (1) 濃縮廃液及び薬品ドレン（強酸等）は、遮へい装置、遠隔操作等により、固化材（セメント）とともにドラム詰めできる設計とする。
- (2) 洗浄排水濃縮廃液は、雑固体廃棄物とともに焼却処理し、焼却灰はドラム詰めできる設計とする。
- (3) 使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵する設計とするが、固化材（セメント）とともにドラム詰めも可能な設計とする。
- (4) 雑固体廃棄物は、必要に応じて圧縮減容、焼却処理又は熔融処

理後、ドラム詰め等ができるか、固化材（セメント）とともにドラム詰めができるか又は固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めができる設計とする。

- (5) 雑固体廃棄物のうち使用済液体用フィルタは、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。
- (6) 雑固体廃棄物のうち使用済換気用フィルタは、圧縮減容してドラム詰めするか又は放射性物質が飛散しないようにこん包する。
- (7) 固体廃棄物処理設備は、固体廃棄物の圧縮、焼却、熔融、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計とする。

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

#### 7.4.3 主要設備

##### (1) 使用済樹脂貯蔵タンク

使用済樹脂貯蔵タンク（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）は、脱塩塔使用済樹脂を貯蔵する。使用済樹脂は放射性物質を減衰させるため、本タンクに貯蔵するが、固化材（セメント）とともにドラム詰めも可能なようにする。使用済樹脂貯蔵タンクは、容量約77m<sup>3</sup>のものを3基設置する。なお、予想発生量は約14m<sup>3</sup>/y（4ユニット分）であり、必要に応じて増設を考慮する。

##### (2) セメント固化装置<sup>(2)</sup>

セメント固化装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、濃縮廃液を遠隔操作で前処理することにより濃縮廃液からほう酸

を沈殿分離し、上澄水の濃縮を行い、上澄水の濃縮液と沈殿物を固化材（セメント）とともにドラム詰する。

本装置は、セメント供給設備、復水設備、オフガス設備等を有し、他にドラム詰及びドラム移送を遠隔操作で行うためのコンベア、遮へい壁、鉛ガラス等を設ける。

本装置では、濃縮廃液のほかに薬品ドレン（強酸等）及び雑固体焼却設備で発生する焼却灰も固化材（セメント）とともにドラム詰を行うほか、使用済樹脂も固化材（セメント）とともにドラム詰も可能な設計とする。

### (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、線量当量率の高い場合に使用済のカートリッジフィルタを遠隔操作で取出し、鉛容器に収納する。

なお、鉛容器に収納したフィルタはドラム詰室に移送しドラム詰する。

### (4) ベイラ

ベイラ（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、放射性物質で汚染された低レベルの圧縮可能な雑固体廃棄物を圧縮減容する。

### (5) 雑固体焼却設備

雑固体焼却設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、2号炉の焼却炉建屋内に設置し、雑固体廃棄物のうち、可燃性雑固体、廃油及び洗浄排水濃縮廃液を焼却処理し、減容する設備である。

本設備は焼却炉、排ガス処理装置、焼却灰処理装置等を有する。

なお、本設備からの排ガスはセラミックフィルタ等の排ガス処理装置を通した後、焼却炉排気筒から放出する。

(6) 燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備<sup>(2)</sup>

燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、廃棄物処理建屋内に設置し、雑固体廃棄物を燃焼減容処理し燃焼残渣を水洗してグラニューールとする。

本設備は排ガス処理設備、燃焼用油供給設備等を有し、他にドラム詰及びドラム移送を遠隔操作で行うためのコンベア、遮へい壁、鉛ガラス（一部セメント固化装置と共用）等を設ける。

なお、本設備からの排ガスはセラミックフィルタ等の排ガス処理設備を通した後、燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備排気口から放出する。

(7) 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、鉄筋コンクリート造で、貯蔵庫内には、フォークリフト除染場、サンピット等を設ける。

なお、固体廃棄物貯蔵庫は、200ℓドラム缶約49,000本相当を貯蔵保管する能力がある。

(8) 雑固体溶融処理設備

雑固体溶融処理設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、雑固体溶融処理建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）内に設置し、雑固体廃棄物を溶融処理し、減容する設備である。本設備は、溶融炉、排ガス処理装置等を有する。また、本設備からの排気ガスはセラミックフィルタ等の排ガス処理装置を通した後、雑固体溶融処理建屋排気口から放出する。

#### 7.4.4 主要仕様

固体廃棄物処理設備の主要仕様を、第7.4.1表に示す。

#### 7.4.5 試験検査

固体廃棄物処理設備は、常時使用している設備であるので、中央制御室等でその状態の監視を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

## 7.5 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」 MAPI-1068  
三菱原子力工業、昭和58年
- (2) 「日揮原子力技報」第3号 ISSN 0285-6360  
日揮株式会社、昭和62年（昭和63年3月改訂）

第7.2.1表 気体廃棄物処理設備の設備仕様（3、4号炉共用）

(1) ガス圧縮装置		
個	数	2
容	量	約68(N m <sup>3</sup> /h)／個
本	体	材
料		ステンレス鋼
(2) ガスサージタンク		
個	数	4
容	量	約30m <sup>3</sup> ／個
本	体	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0.17 t
b ホールドアップ塔		
個	数	4
	活性炭充てん量	約4.4 t (1基当たり約1.1 t)
	動的吸着係数	キセノンに対して約500N m <sup>3</sup> /t (40℃において)
		クリプトンに対して約30N m <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7.3.1表 液体廃棄物処理設備の主要仕様

(1)	格納容器冷却材ドレンタンク		
	基	数	1
	容	量	約1.3m <sup>3</sup>
	材	料	ステンレス鋼
(2)	冷却材貯蔵タンク（3号及び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号及び4号炉共用）		
	基	数	2
	容	量	約2.0m <sup>3</sup> ／基
	本	体	材
	料		ステンレス鋼
(4)	ほう酸回収装置（3号及び4号炉共用）		
	基	数	2
	容	量	約6.8（m <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号及び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号及び4号炉共用)
- |         |                              |
|---------|------------------------------|
| 基 数     | 2                            |
| 容 量     | 約1.7 (m <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号及び4号炉共用)
- |         |                        |
|---------|------------------------|
| 基 数     | 2                      |
| 容 量     | 約0.57m <sup>3</sup> /基 |
| 本 体 材 料 | ステンレス鋼                 |
- (9) 廃液蒸留水タンク (3号及び4号炉共用)
- |     |                       |
|-----|-----------------------|
| 基 数 | 2                     |
| 容 量 | 約210m <sup>3</sup> /基 |
| 材 料 | ステンレス鋼                |
- (10) 洗浄排水タンク (1号、2号、3号及び4号炉共用、既設)
- |     |                      |
|-----|----------------------|
| 基 数 | 2                    |
| 容 量 | 約30m <sup>3</sup> /基 |
| 材 料 | ステンレス鋼               |
- (11) 酸液ドレンタンク (3号及び4号炉共用)
- |     |                    |
|-----|--------------------|
| 基 数 | 1                  |
| 容 量 | 約0.2m <sup>3</sup> |
| 材 料 | ステンレス鋼             |
- (12) 洗浄排水処理装置 (1号、2号、3号及び4号炉共用)
- |         |                       |
|---------|-----------------------|
| 基 数     | 1                     |
| 容 量     | 約1.7m <sup>3</sup> /h |
| 本 体 材 料 | 耐食耐熱合金鋼               |

(13) 洗淨排水モニタタンク（1号、2号、3号及び4号炉共用）

基	数	2
容	量	約26m <sup>3</sup> ／基
材	料	ステンレス鋼

(14) 洗淨排水濃縮液タンク（1号、2号、3号及び4号炉共用）

基	数	1
容	量	約6m <sup>3</sup>
材	料	ステンレス鋼

(15) 洗淨排水濃縮廃液移送容器（1号、2号、3号及び4号炉共用）

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

第7.4.1表 固体廃棄物処理設備の主要仕様

(1)	使用済樹脂貯蔵タンク（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）	
	基 数	3
	容 量	約77m <sup>3</sup> （1基当たり）
	材 料	ステンレス鋼
(2)	セメント固化装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）	
	基 数	1
(3)	使用済液体用フィルタ取扱装置	
	基 数	1
(4)	ベ イ ラ（1号、2号、3号及び4号炉共用）	
	基 数	1
(5)	雑固体焼却設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）	
	基 数	1
(6)	燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備（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）	
	1－固体廃棄物貯蔵庫	
	面 積	約 2,000m <sup>2</sup>
	容 量	約11,000本（200ℓドラム缶相当）
	2－固体廃棄物貯蔵庫	
	面 積	約 1,600m <sup>2</sup>
	容 量	約 8,000本（200ℓドラム缶相当）

## 3 - 固体廃棄物貯蔵庫

面 積	約 2,000m <sup>2</sup>
-----	-----------------------

容 量	約10,000本 (200ℓドラム缶相当)
-----	-----------------------

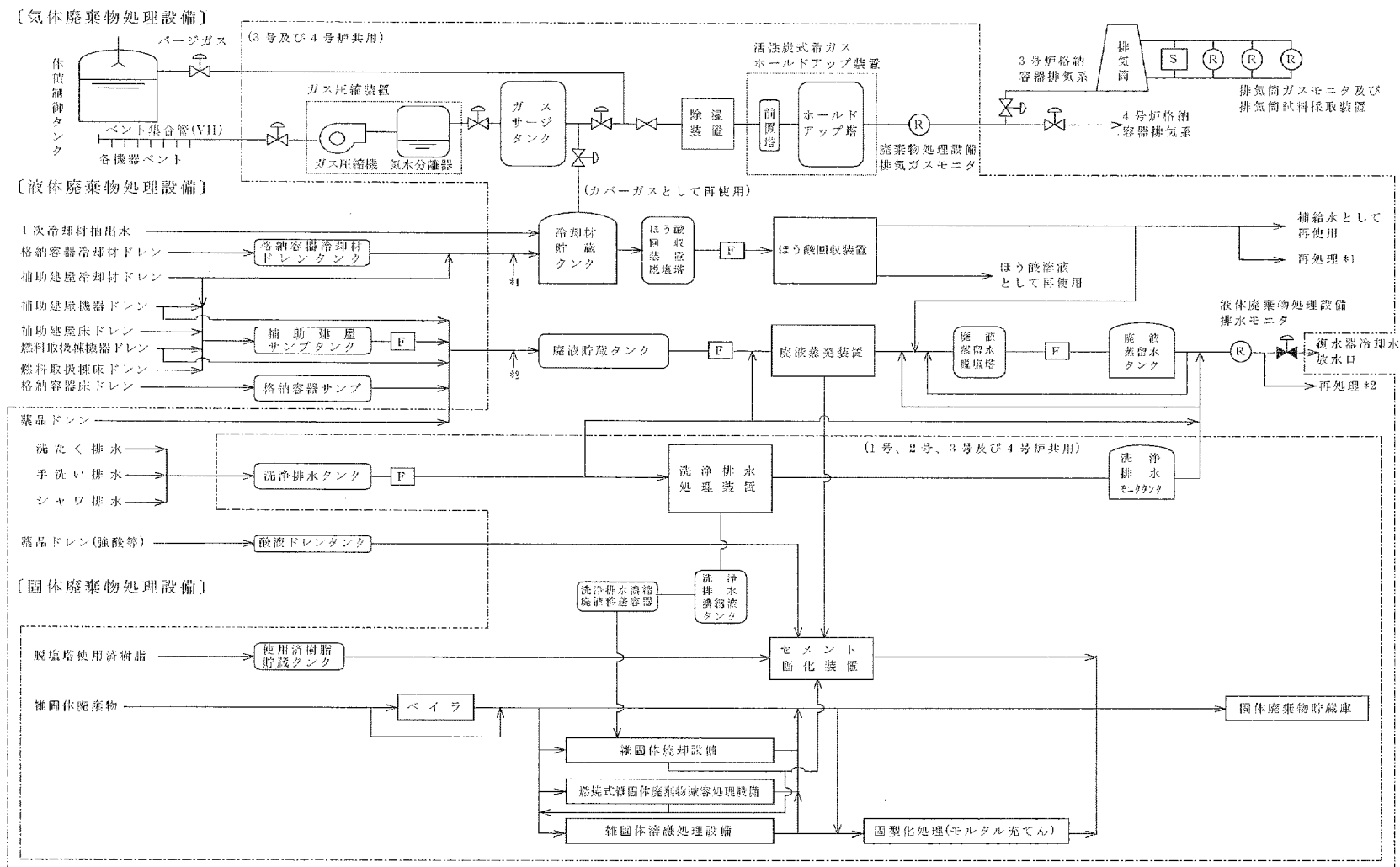
## 4 - 固体廃棄物貯蔵庫

面 積	約 5,900m <sup>2</sup>
-----	-----------------------

容 量	約20,000本 (200ℓドラム缶相当)
-----	-----------------------

## (8) 雑固体溶融処理設備 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

基 数	1
-----	---



第 7.1.1 図 放射性廃棄物廃棄施設系統説明図

## 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、発電所従業員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業員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、放射線計測器の校正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設計基準事故時において、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等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ため、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、管理区域内に立入る者及び物品の搬出入に対して、出入管理、汚染管理及び各個人の被ばく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設計基準事故時において、異常な放射性物質の放出、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) 中央制御室及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に必要な情報の通報が可能である設計とする。

(5) 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。

(6) 設計基準事故時に監視が必要な放射線監視設備は、「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」に適合する設計とする。

(7) 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、電源を供給できる設計とする。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、専用の無停電電源装置を有し、電源切替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代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）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で監視及び、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）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。

- (8) 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

##### (1) 放射線管理関係設備

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

###### a. 出入管理設備

管理区域内への立入りは、出入管理室（3号及び4号炉共用）を通る設計とし、ここで人員の出入管理を行う。また、物品の搬出入についても出入管理室を通る設計とする。ただし、燃料及び大型機器の搬出入に際しては、原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋、廃棄物処理建屋等の機器搬入口に臨時の出入管理設備を設けて出入管理を行う。

雑固体溶融処理建屋の管理区域への立入りについては、雑固体溶融処理建屋の出入管理室（1号、2号、3号及び4号炉共用）を通る設計とし、ここで出入管理を行う。

また、放射線管理に必要な各種サーベイメータ等を備える。

###### b. 汚染管理設備

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（3号及び4号炉共用）を設ける。これには更衣室、シャワ室、手洗い場、退出モニタ、汚染衣類の洗

たく室及び機器除染室がある。

また、雑固体溶融処理建屋の汚染管理設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）には、更衣室、シャワ室及び退出モニタを備える。

c. 試料分析関係設備

1次冷却設備、放射性廃棄物廃棄施設、その他各設備からの試料及び環境試料の一般化学分析及び放射化学分析並びに放射能測定を行うために次のようなものを設ける。

(a) 原子炉系試料採取室（3号及び4号炉共用）

各種系統からの試料をこの室で採取する。試料採取設備の詳細については、6.8 試料採取設備に述べるが、当室内にある主な設備は、サンプル冷却器、サンプル取扱設備、サンプルフード等である。

(b) 放射化学室

管理区域内の液体及び気体試料の分析を行うため放射化学室（3号及び4号炉共用）を設ける。

(c) 放射能測定室

各種系統及び作業環境の放射性物質濃度等を測定するために放射能測定室（3号及び4号炉共用）を設ける。

また、雑固体溶融処理建屋に専用の測定室（1号、2号、3号及び4号炉共用）を設け、放射性試料の放射能を測定する。

(d) 環境放射能測定室

海水、海洋生物、土壌、陸上生物等の環境試料中の放射性物質の濃度を測定するため、環境放射能測定室（1

号、2号、3号及び4号炉共用) を設ける。

当室内にある主な設備は、試料放射能測定装置、化学分析装置等である。

(e) 校正線源室

サーベイメータ、エリアモニタ等の放射線測定器の校正及び校正用密封線源の保管をするために校正線源室(1号、2号、3号及び4号炉共用) を設ける。

当室内にある主な設備としては、サーベイメータ校正台、個人被ばく測定器照射台、標準照射線量計、校正用密封線源、線源貯蔵庫、パルス発生器、シンクロスコープ等がある。

d. 個人管理関係設備 (3号及び4号炉共用)

発電所従業員等の被ばく管理のために警報付きポケット線量計、蛍光ガラス線量計、ホールボディカウンタ等を備える。

(2) 放射線監視設備

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、連続的に放射能を測定するプロセスモニタと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内で自動記録、指示を行い、放射能レベルが設定値を超えたときは、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ガス中のよ

う素、トリチウム、粒子状物質の放射性物質の濃度を測定する。プロセスモニタとしては次のものがあり、その説明図を第8.1.1図～第8.1.4図に示し、設備仕様の概略を第8.1.1表に示す。

(a) 原子炉格納容器モニタ

原子炉格納容器内のガス及びじんあいの放射能監視を行うもので、格納容器ガスモニタ及び格納容器じんあいモニタを設ける。

(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能監視を行うもので、排気筒ガスモニタを設ける。なお、事故時において十分な測定範囲を有する検出器を設ける。

(c) 復水器排気ガスモニタ

復水器真空ポンプからの排気ガス中の放射能を監視し、1次冷却系から2次冷却系への漏えいを検知する。

(d) 廃棄物処理設備排ガスモニタ（3号及び4号炉共用）

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能の監視を行う。

(e) 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の放射能を監視し、1次冷却系から2次冷却系への漏えいを検知する。

(f) 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、原子炉補機冷却水側への放射能の漏えいを検知する。

- (g) 廃棄物処理設備排水モニタ（3号及び4号炉共用）

液体廃棄物処理設備の排出液中の放射能監視を行う。

- (h) 補助蒸気復水モニタ（3号及び4号炉共用）

液体廃棄物処理設備の廃液蒸発器等の加熱蒸気側ドレン中の放射能を監視し、蒸気ドレン側への放射能の漏えいを検知する。

- (i) 使用済燃料ピット排気ガスモニタ

使用済燃料ピット周りからの排気ガス中の放射能を監視するモニタを設ける。

- (j) 一般補機室排気ガスモニタ（内2個については3号及び4号炉共用）

活性炭式希ガスホールドアップ装置等を含む区域の空気中の放射性物質の濃度を把握するため、これらの区域からの排気ガス中の放射能を監視するモニタを設ける。

- (k) 安全補機室排気ガスモニタ

安全補機室等の空気中の放射性物質の濃度を把握するため、排気ガス中の放射能を監視するモニタを設ける。

- (l) 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能の監視を行う。

- (m) 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。

- (n) セメント固化装置オフガスモニタ（3号及び4号炉共用）

セメント固化装置における復水器の排気ガス及びタンク等のベントガス中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。

- (o) 廃棄物処理建屋排気ガスモニタ（3号及び4号炉共用）

廃棄物処理建屋の排気中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。

- (p) 燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備排気ガスモニタ（3号及び4号炉共用）

燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備の排気ガス中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。

- (q) 雑固体熔融処理建屋排気ガスモニタ（3号及び4号炉共用）

雑固体熔融処理設備及び雑固体熔融処理建屋の排気ガス中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。

- (r) 熔融炉排気ガスモニタ（3号及び4号炉共用）

雑固体熔融処理設備における熔融炉等の排気ガス中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。

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の外部放射線に係る線量当量率を連続的に測定するため、エリアモニタを設ける。

この設備は、中央制御室で記録、指示するとともに設定

値を超えた時は、現場及び中央制御室に警報を発する。検出器には、半導体又は電離箱を使用する。

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) ドラム詰室（3号及び4号炉共用）
- (c) 放射化学室（3号及び4号炉共用）
- (d) 充てんポンプ室
- (e) 使用済燃料ピット付近
- (f) 原子炉系試料採取室（3号及び4号炉共用）
- (g) 原子炉格納容器内（エアロック付近）
- (h) 原子炉格納容器内（炉内核計装付近）
- (i) 廃棄物処理建屋内（3号及び4号炉共用）
- (j) 雑固体溶融処理建屋内（3号及び4号炉共用）

なお、燃料取扱い中の原子炉格納容器内（運転操作床面付近）及び保守中の機器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、設計基準事故時において十分な測定範囲を有する格納容器エリアモニタを設ける。

#### c. 周辺モニタリング設備

- (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設計基準事故時に発電所敷地境界付近の空間放射線量率を連続的に監視するために、モニタリングステーション及びモニタリングポストを設けるほか、発電所敷地境界付近及び

その周辺に空間積算線量を測定するため、モニタリングポイントを設ける。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、電源を供給できる設計とする。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、専用の無停電電源装置を有し、電源切替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代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）までのデータの伝送系は、有線及び無線により、多様性を有し、指示値は中央制御室で監視及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）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。

主な周辺モニタリング設備仕様の概略を第8.1.2表に示す。

- (b) 移動式放射能測定装置（1、2、3、4号炉共用、既設）

万一、放射性物質の異常放出があった場合など、発電所敷地周辺の外部放射線量率及び空気中の放射性物質濃度を敏速に測定するために設けている線量率サーベイメータ、ダストサンプラ、よう素サンプラ等をとう載した無線通話装置付の移動式放射能測定装置（モニタ車）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設けている気温、風向、風速、降雨量、大気安定度の判定に必要な日射量、放射収支量等を観測する気象観測設備を共用する。

d. 放射線サーベイ設備（3、4号炉共用）

所内外の必要箇所、とくに管理区域内で従業員が頻繁に立入る箇所及び原子炉安全運転上必要な箇所については、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。

測定は、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って行う。

(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、無線機等の防護用機器を備える。また、鉛遮へいブロック等の遮へい用器材及び汚染除去器材を備える。

#### 8.1.1.4 評 価

- (1) 運転に伴う従業員等の被ばく線量を管理するため、出入管理設備、汚染管理設備及び個人管理関係設備を設けるほか、発電所内の放射線の監視のため、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、必要箇所をサンプ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、事故後は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、また放射性物質濃度を原子炉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、復水器排気ライン及び廃棄物処理設備排水ライン等の排水放出ライン、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ができる設計となっている。

- (4) エリアモニタリング設備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は主要系統の放射能レベルを連続監視し、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。

## 8.1.2 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。）において発電用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設置及び保管する。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。

放射線管理設備（重大事故等時）の設置及び保管場所概要図を第8.1.5図から第8.1.8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の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。

代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）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、測定する代替緊急

時対策所エリアモニタ又は緊急時対策所エリアモニタを保管する。

なお、代替緊急時対策所エリアモニタは、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。

#### 8.1.2.2 設計方針

##### (1) 放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備

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。）において発電用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の設備として、以下の常設モニタリング設備（モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定）、可搬型代替モニタリング設備（可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定）、モニタリング設備（可搬型エリアモニタによる放射線量の測定、可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定、可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリング測定）を設ける。

##### a. モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定

常設モニタリング設備（モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定）として、モニタリングステーション及びモニタリングポストを使

用する。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近の放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるとともに、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台数を設置する設計とする。

モニタリングステーション及びモニタリングポストについては、重大事故等対処設備としての地盤の変形及び変位又は地震等による機能喪失を考慮し、可搬型代替モニタリング設備を有する設計とする。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、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大容量空冷式発電機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。

- ・モニタリングステーション及びモニタリングポスト  
(重大事故等時のみ3号及び4号炉共用)
- ・大容量空冷式発電機(10.2 代替電源設備)

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

b. 可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定

モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合にその機能を代替する可搬型代替モニ

タリング設備（可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定）として、可搬型モニタリングポストを使用する。

可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用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とともに、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十分な個数を保管する設計とする。可搬型モニタリングポストの指示値は、無線により伝送し、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。可搬型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。可搬型モニタリングポストの電源は、充電機を使用する設計とする。充電機は、予備の充電機と交換することにより、継続して測定ができ、使用後の充電機は、代替緊急時対策所等の電源から充電すること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。

- ・可搬型モニタリングポスト（3号及び4号炉共用）
- c. 可搬型エリアモニタによる放射線量の測定

モニタリング設備（可搬型エリアモニタによる放射線量の測定）として、可搬型エリアモニタを使用する。

可搬型エリアモニタは、重大事故等が発生した場合に、

発電用原子炉施設から放出される放射線量を、原子炉格納容器を囲む 8 方位において、監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるとともに、測定が可能な個数を保管する設計とする。可搬型エリアモニタの指示値は、無線により伝送し、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。可搬型エリアモニタ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。可搬型エリアモニタの電源は、乾電池を使用する設計とする。乾電池は、予備の乾電池と交換することにより、継続して測定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。

- ・可搬型エリアモニタ（3号及び4号炉共用）

d. 放射性物質の濃度の代替測定

- (a) 可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

モニタリングカーのダスト・よう素サンプラ又はダスト・よう素測定装置が機能喪失した場合にその機能を代替するモニタリング設備（可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定）として、可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラを使用する。

可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺に

において、発電用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とともに、モニタリングカーの測定機能を代替し得る十分な個数を保管する設計とする。可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）の電源は、乾電池を使用する設計とし、可搬型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。乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、継続して測定ができる設計とする。また、充電電池を用いるものについては、予備の充電電池と交換することにより、継続して測定ができ、使用後の充電電池は、代替緊急時対策所等の電源から充電すること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。

- ・可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）（3号及び4号炉共用）
  - ・可搬型ダストサンプラ（3号及び4号炉共用）
- e. 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定
- (a) 可搬型放射線計測器等による空气中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリング測定

モニタリング設備（可搬型放射線計測器等による空气中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリング測定）として、可搬型放射線計測器、可搬型ダストサンプラ及び小型船舶を使用する。

可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、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。）において発電用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とともに、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度及び放射線量の測定が可能な個数を保管する設計とする。周辺海域においては、小型船舶を用いる設計とする。可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM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、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し、可搬型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。乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、継続して測定ができる設計とする。また、充電電池を用いるものについては、予備の充電電池と交換することにより、継続して測定ができ、使用後の充電電池は、代替緊急時対

策所等の電源から充電すること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。

- ・可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM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、電離箱サーベイメータ）（3号及び4号炉共用）
- ・可搬型ダストサンプラ（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。

## (2) 風向、風速その他の気象条件の測定に用いる設備

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（可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定）を設ける。

### a. 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備（可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定）として、可搬型気象観測装置を使用する。

可搬型気象観測装置は、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とともに、気象観測設備を代替し得る十分な個数を保管する設計とする。可搬型気象

観測装置の指示値は、無線により伝送し、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。可搬型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。可搬型気象観測装置の電源は、充電機を使用する設計とする。充電機は、予備の充電機と交換することにより、継続して測定ができ、使用後の充電機は、代替緊急時対策所等の電源から充電すること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。

・可搬型気象観測装置（3号及び4号炉共用）

ディーゼル発電機は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散等の設計方針は適用しない。

ディーゼル発電機及び大容量空冷式発電機については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

(3) 使用済燃料ピットの状態監視に用いる設備

- a. 使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）による使用済燃料ピット区域

### の空間線量率の測定

使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置は、使用済燃料ピット区域の空間線量率について、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。使用済燃料ピット周辺線量率は、取付けを想定する複数の場所の線量率と使用済燃料ピット区域の空間線量率の相関（減衰率）をあらかじめ評価しておくことで、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。使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置は、ディーゼル発電機に加えて代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

具体的なパラメータは、以下のとおりとする。

- ・使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）（3号及び4号炉共用）
- ・使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）（3号及び4号炉共用）
- ・使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）（3号及び4号炉共用）

#### (4) 原子炉格納容器内の状態監視に用いる設備

- a. 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）による原子

### 炉格納容器内の放射線量率の測定

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、ディーゼル発電機に加えて代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

### (5) 代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の放射線量の測定に用いる設備

- a. 代替緊急時対策所エリアモニタ又は緊急時対策所エリアモニタによる代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内の放射線量の測定

代替緊急時対策所エリアモニタ又は緊急時対策所エリアモニタは、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）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。

代替緊急時対策所エリアモニタ又は緊急時対策所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、試験検査については、「10.9 緊急時対策所 10.9.2 重大事故等時」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。

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対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

可搬型モニタリングポストは、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に保管することで、屋外のモニタリングステーション及びモニタリングポストと位置的分散を図る設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置並びに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、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機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、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。

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。

#### 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。

モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定に使用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、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定に使用する可搬型モニタリングポストは、他の設備から独立して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。また、可搬型モニタリングポストは、設置場所において固縛等によって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型エリアモニタによる放射線量の測定に使用する可搬型エリアモニタは、他の設備から独立して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。また、可搬型エリアモニタは、設置場所において固縛等によって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定に使用する可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラ、並びに可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリン

グ測定に使用する可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM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、電離箱サーベイメータ）、可搬型ダストサンプラ及び小型船舶は、他の設備から独立して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。

可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定に使用する可搬型気象観測装置は、他の設備から独立して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。また、可搬型気象観測装置は、設置場所において固縛等によって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピット区域の空間線量率の測定に使用する使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置は、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。

原子炉格納容器内の放射線量率の測定に使用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、独立を図ることで、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。

#### 8.1.2.2.3 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。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、重大事故等時の放射線量の状況について、一元的な管理をすることで、総合的な判断に資することができ、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。

これらの設備は、共用することで悪影響を及ぼさないよう、号炉の区分けなく放射線量を測定する設計とする。

なお、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、重大事故等時の放射線量を測定する場合のみ3号炉及び4号炉共用とする。

#### 8.1.2.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

発電用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モニタリングステーション及びモニタリングポスト、可搬型モニタリングポスト、可搬型エリアモニタ、可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、「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。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、設計基準事故時の監視設備と兼用しており、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台数として3号炉及び4号炉で3台（重大事故等時のみ3号及び4号炉共用）を設置する設計とする。

可搬型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が機能喪失しても代替し得る十分な個数として3号炉及び4号炉で1セット3個使用する。保有数は、3号炉及び4号炉で1セット3個、保守点検は模擬入力による特性確認等であり、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4個（3号及び4号炉共用）を保管する。

可搬型エリアモニタは、原子炉格納容器を囲む8方位における放射線量の測定及び緊急時対策所の加圧判断が可能な個数として3号炉及び4号炉で1セット8個使用する。保有数は、3号炉及び4号炉で1セット8個、保守点検は模擬入力による特性確認等であり、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9個（3号及び4号炉共用）を保管する。

可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、電離箱サーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラは、モニタリングカー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

いて発電用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し得る十分な個数として3号炉及び4号炉で1セット各2個使用する。保有数は、3号炉及び4号炉で1セット各2個、保守点検は模擬入力による特性確認等であり、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。

可搬型放射線計測器（ZnSシンチレーションサーベイメータ）は、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用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号炉で1セット1個使用する。保有数は、3号炉及び4号炉で1セット1個、保守点検は模擬入力による特性確認等であり、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。

小型船舶は、発電所の周辺海域において、発電用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可搬型放射線計測器、可搬型ダストサンプラ及び要員を積載できるものを3号炉及び4号炉で1セット1台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉で1セット1台、保守点検は外観点検等であり、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。

可搬型気象観測装置は、「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。

可搬型気象観測装置は、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号炉で1セット1個使用する。保有数は、3号炉及び4号炉で1セット1個、保守点検は特性の確認等であり、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。

使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）は、重大事故等時により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計とし、使用済燃料ピット区域の空間線量率を測定できる設計とする。使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置は、3号炉、4号炉それぞれで1セット1個使用する。保有数は、3号炉、4号炉それぞれで1セット1個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップとして2個の合計4個（3号及び4号炉共用）を保管する。

また、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の検出器は、3号炉、4号炉それぞれで1セット1個使用する。保有数は、

3号炉、4号炉それぞれで1セット1個、保守点検は目視点検であり、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。

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。

#### 8.1.2.2.5 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。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、屋外に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型エリアモニタは、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に保管するとともに、屋外に設置し、重大事故等時における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。

可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM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、電離箱サーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラは、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に保管するとともに、屋外で使用し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。人が携行して