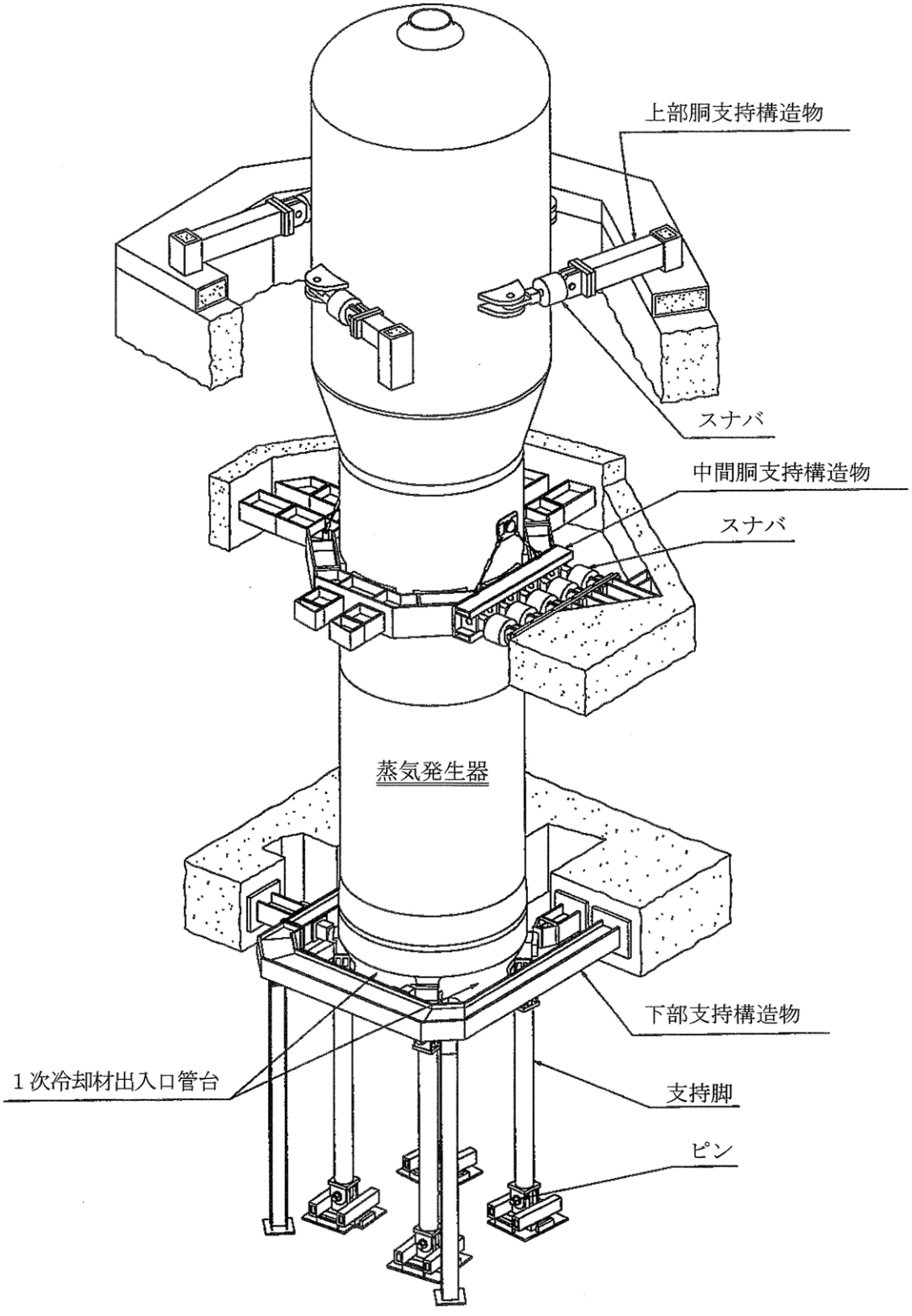
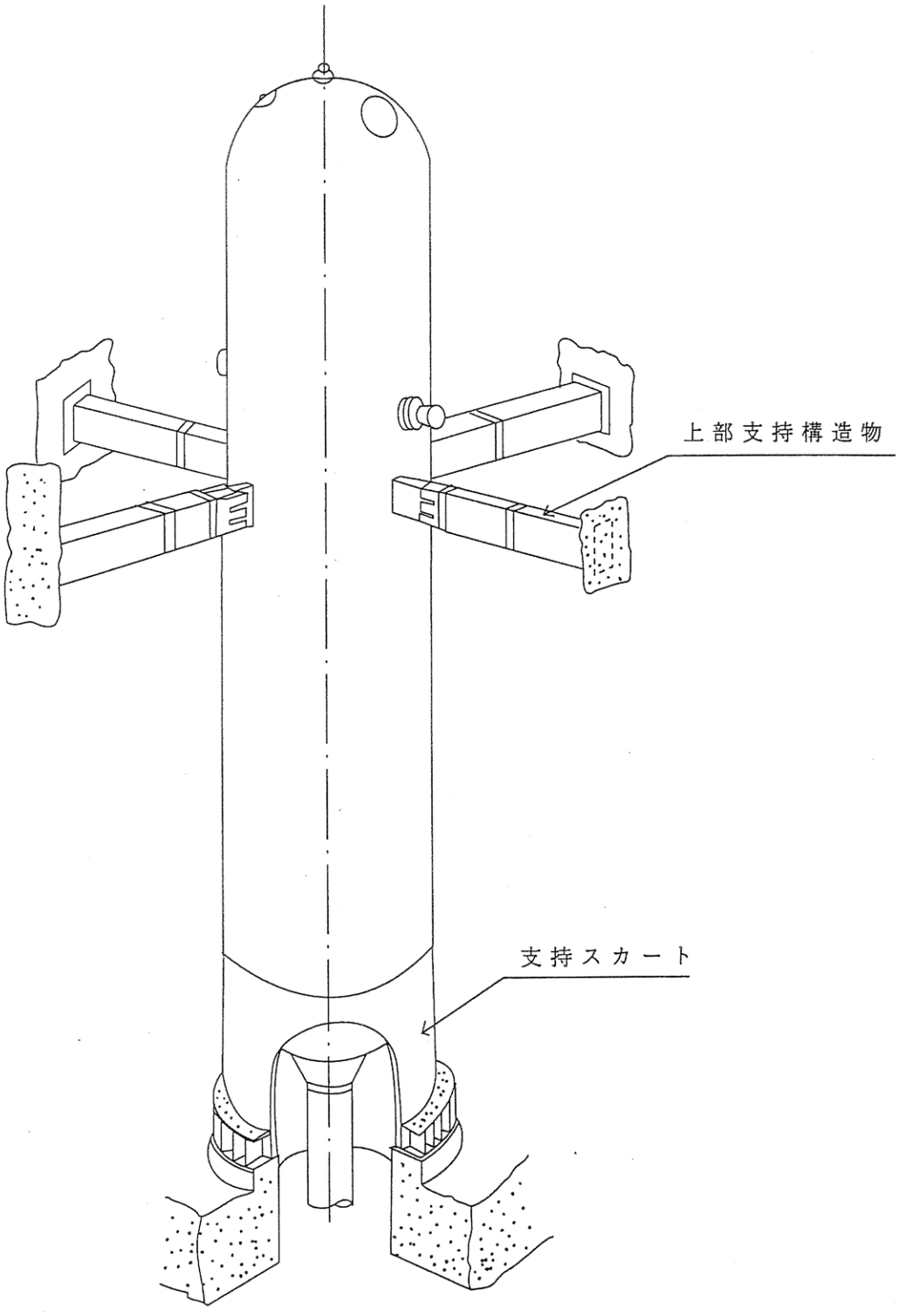
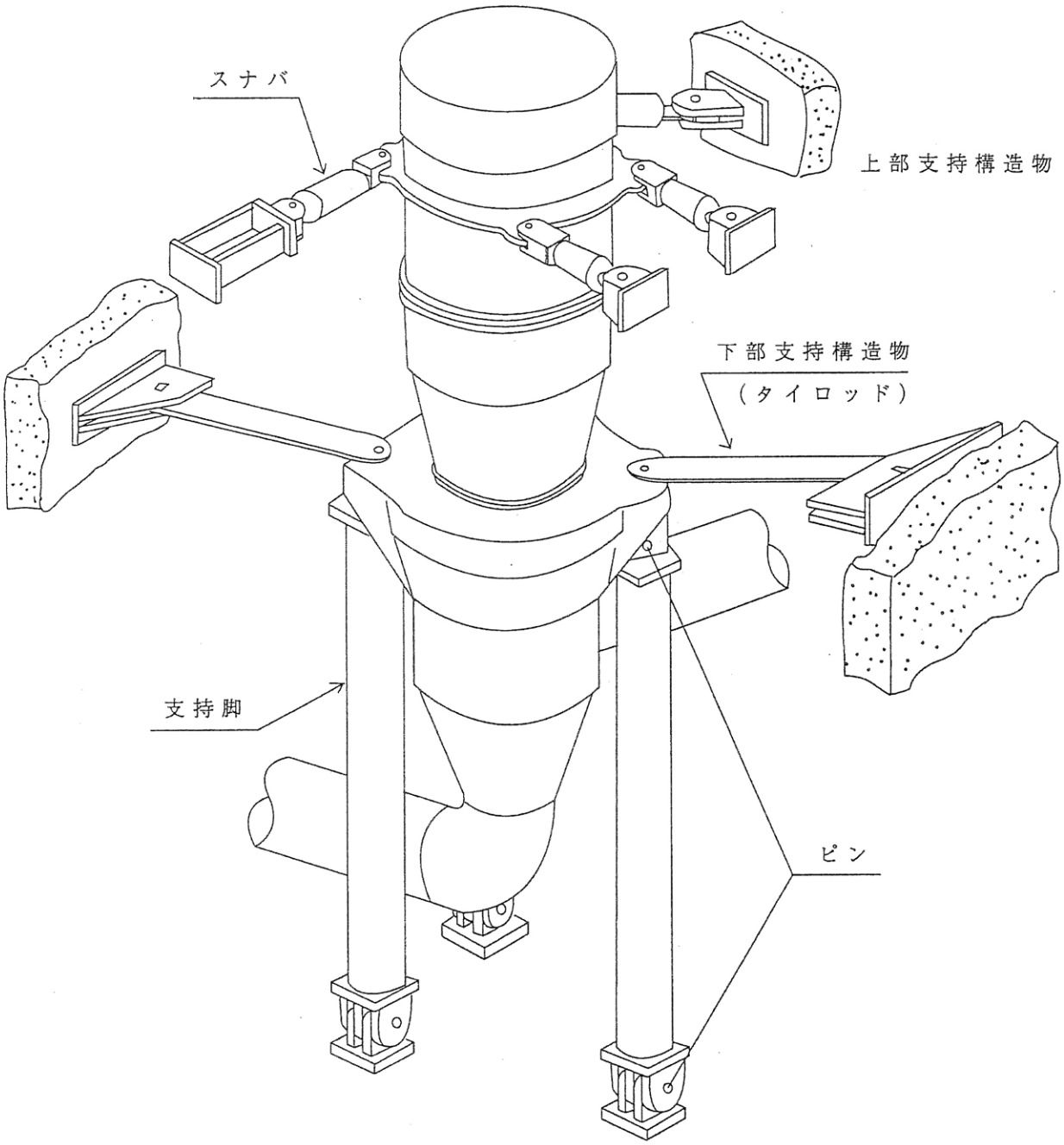


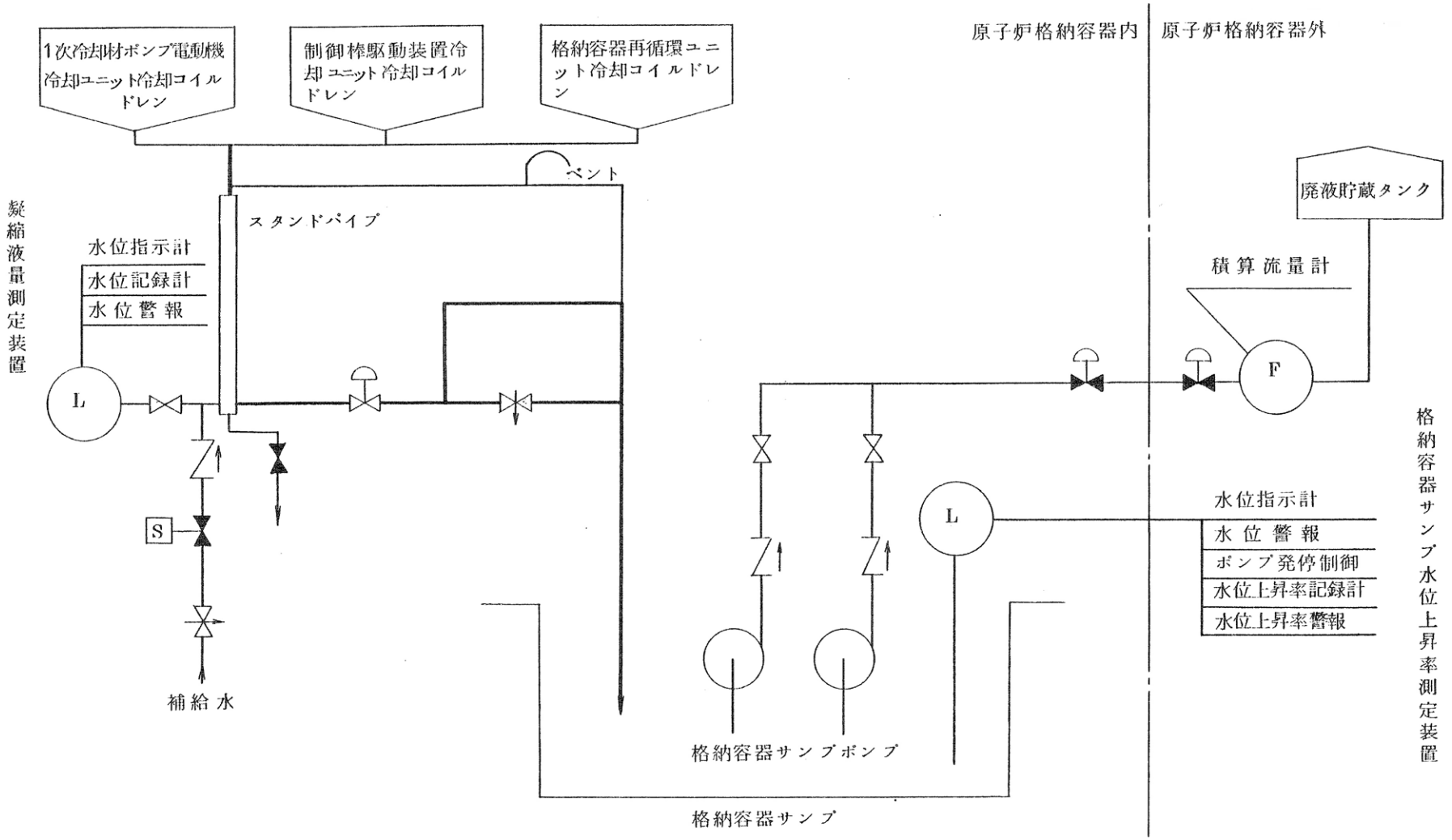
第 5.1.12 図　蒸気発生器支持構造説明図



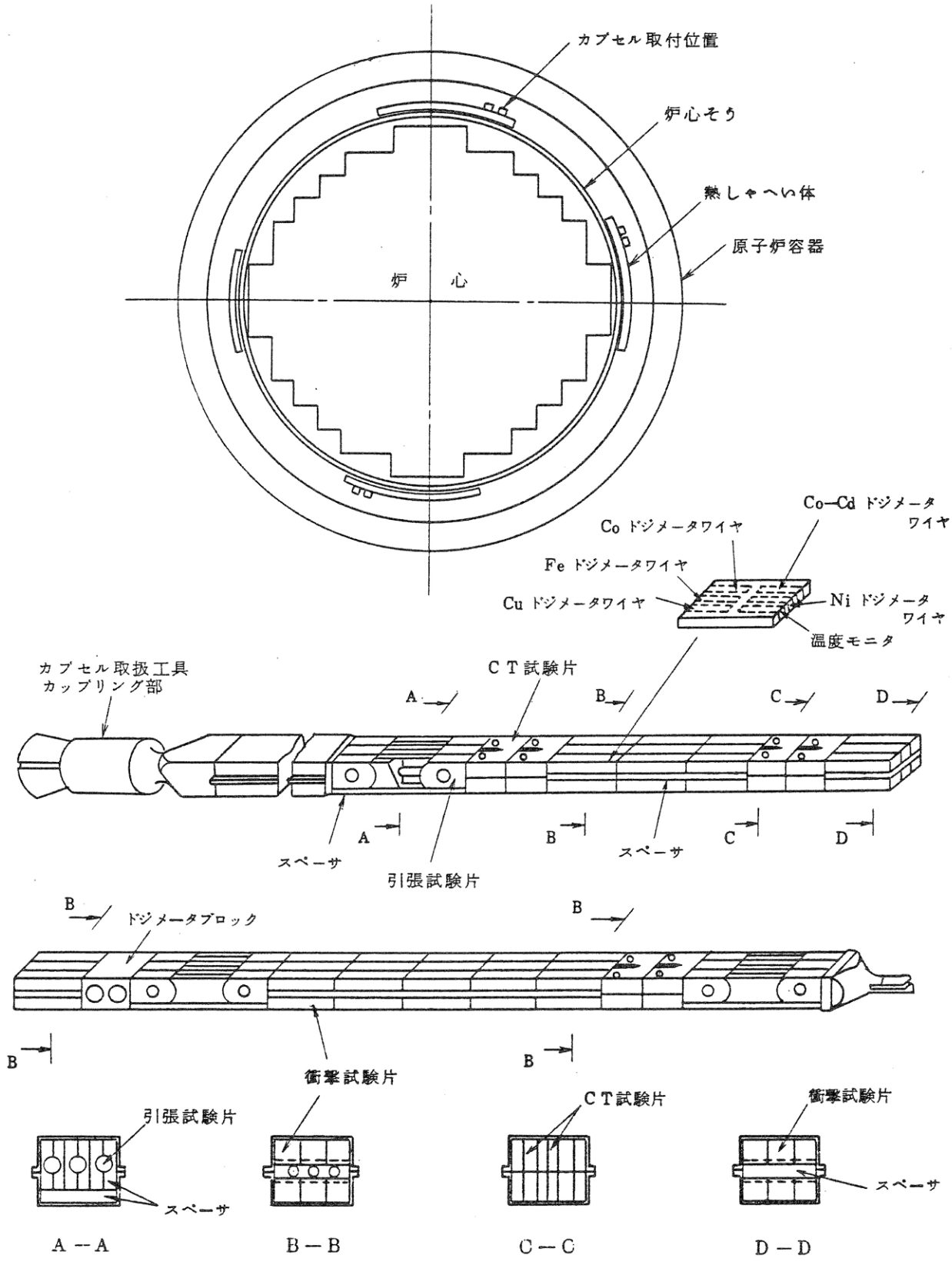
第 5.1.12(1)図　加圧器支持構造説明図



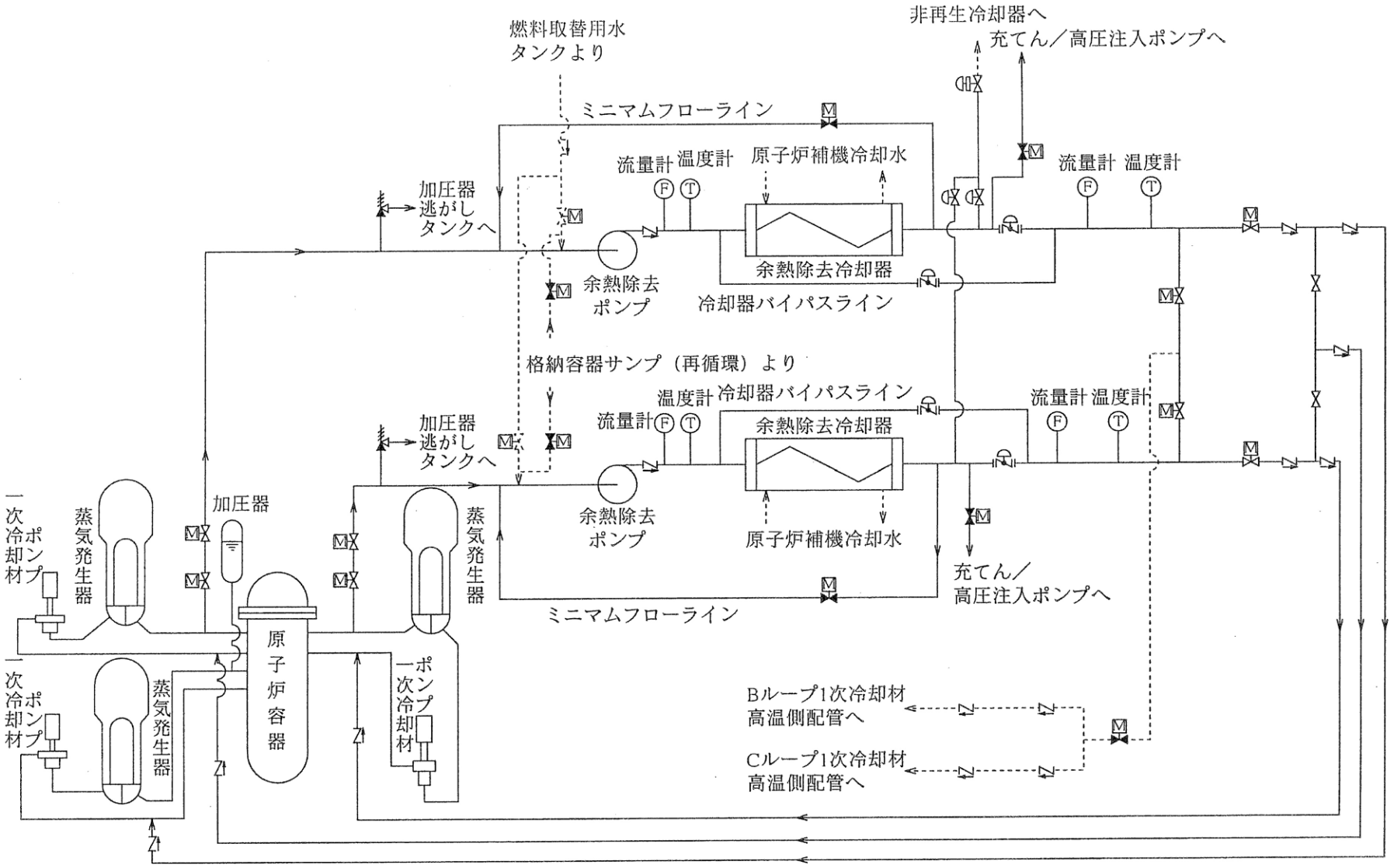
第 5.1.13 図　1 次冷却材ポンプ支持構造説明図



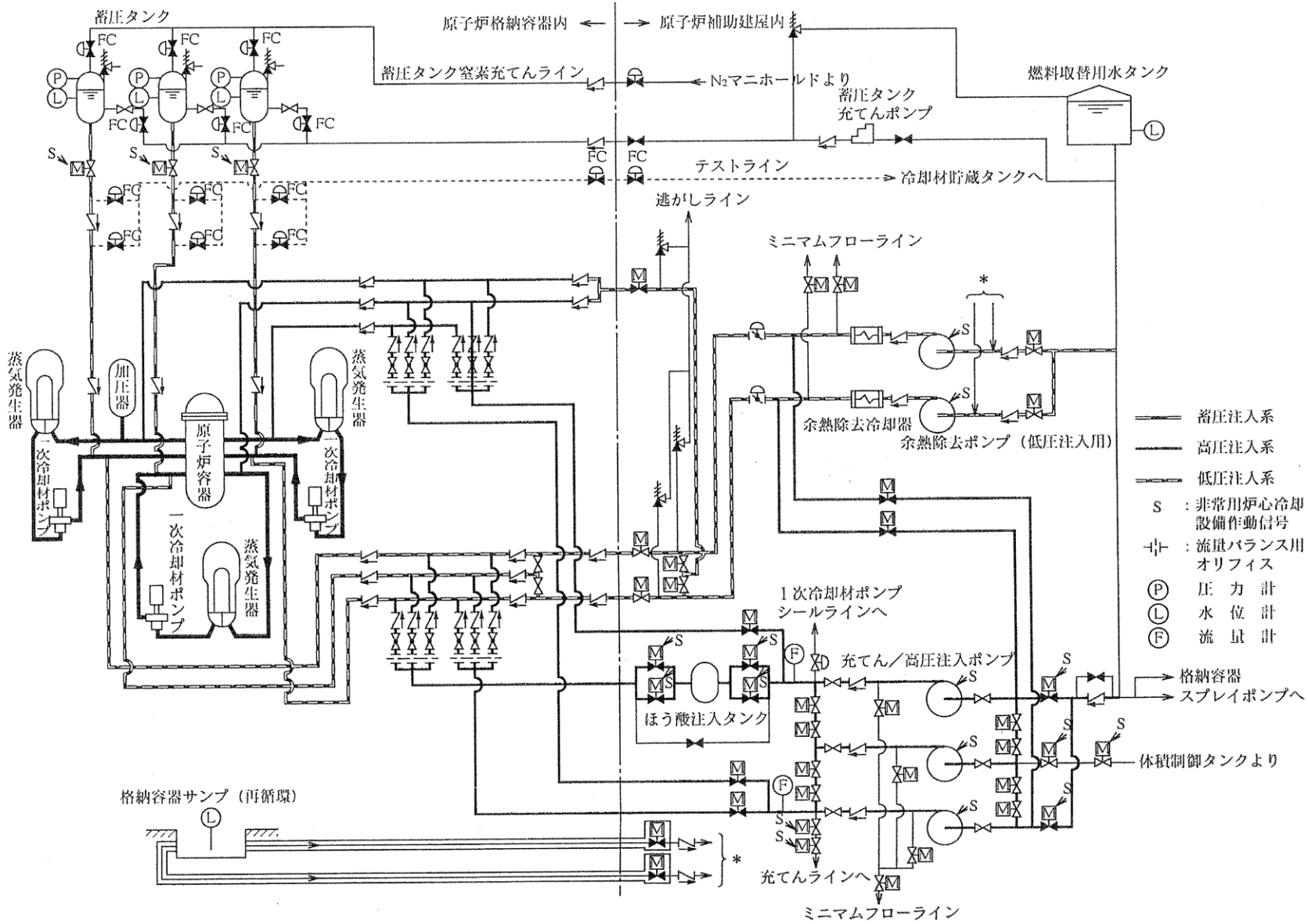
第 5.1.14 図　凝縮液量測定装置及び格納容器サンプ水位上昇率測定装置説明図



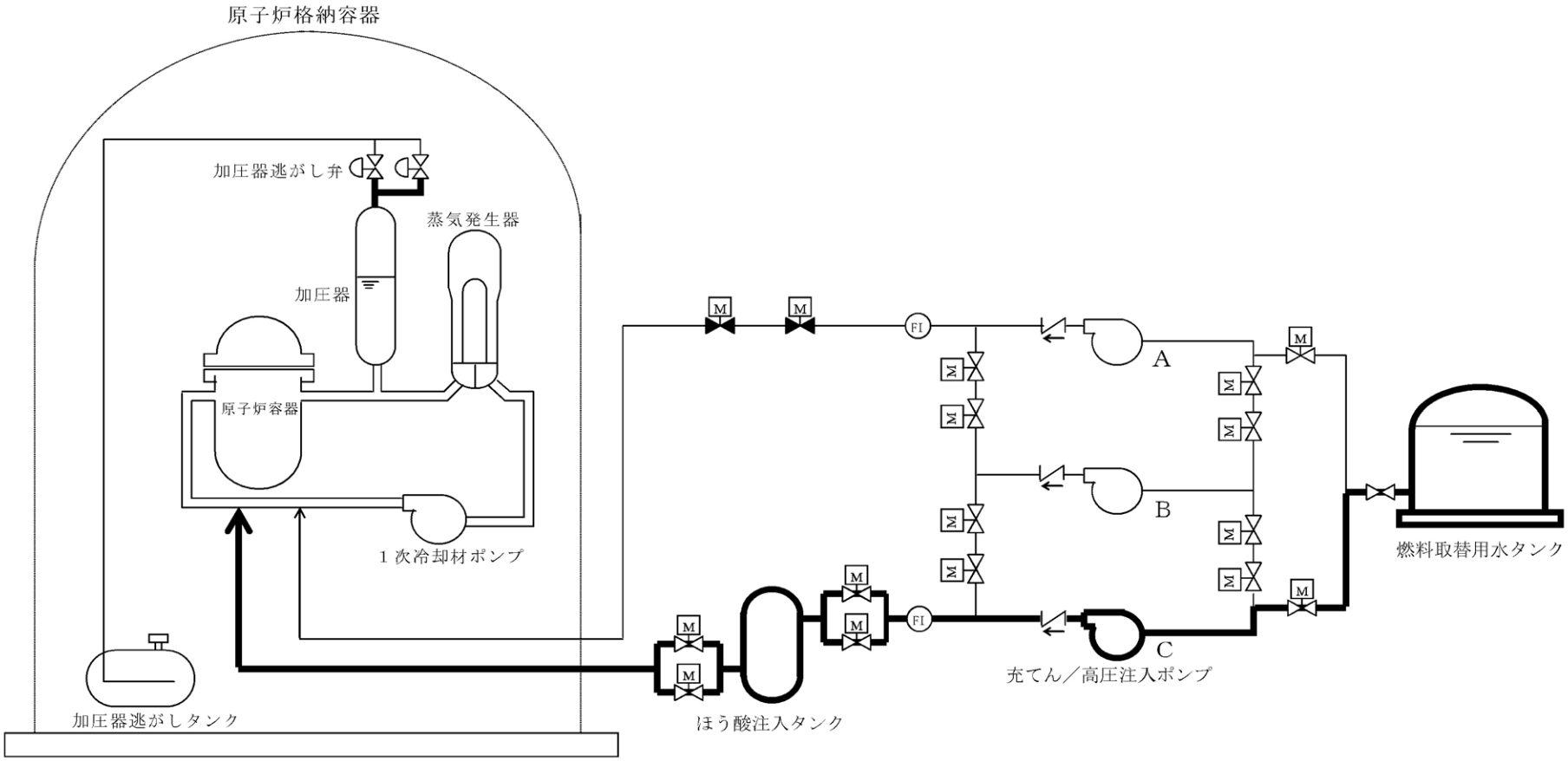
第 5.1.15 図　原子炉容器構造材監視試験片そう入位置説明図



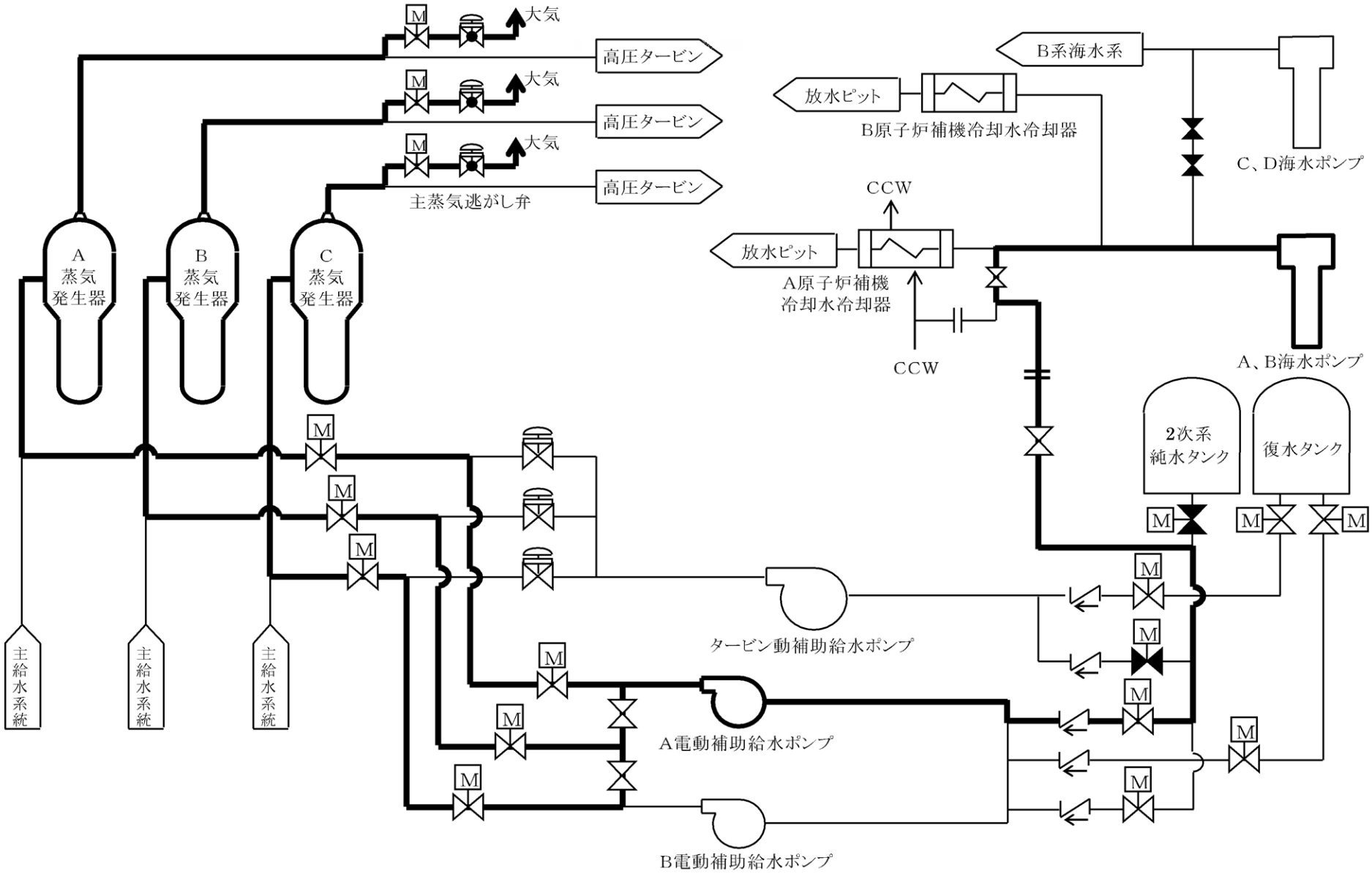
第 5.2.1 図　余熱除去設備系統説明図



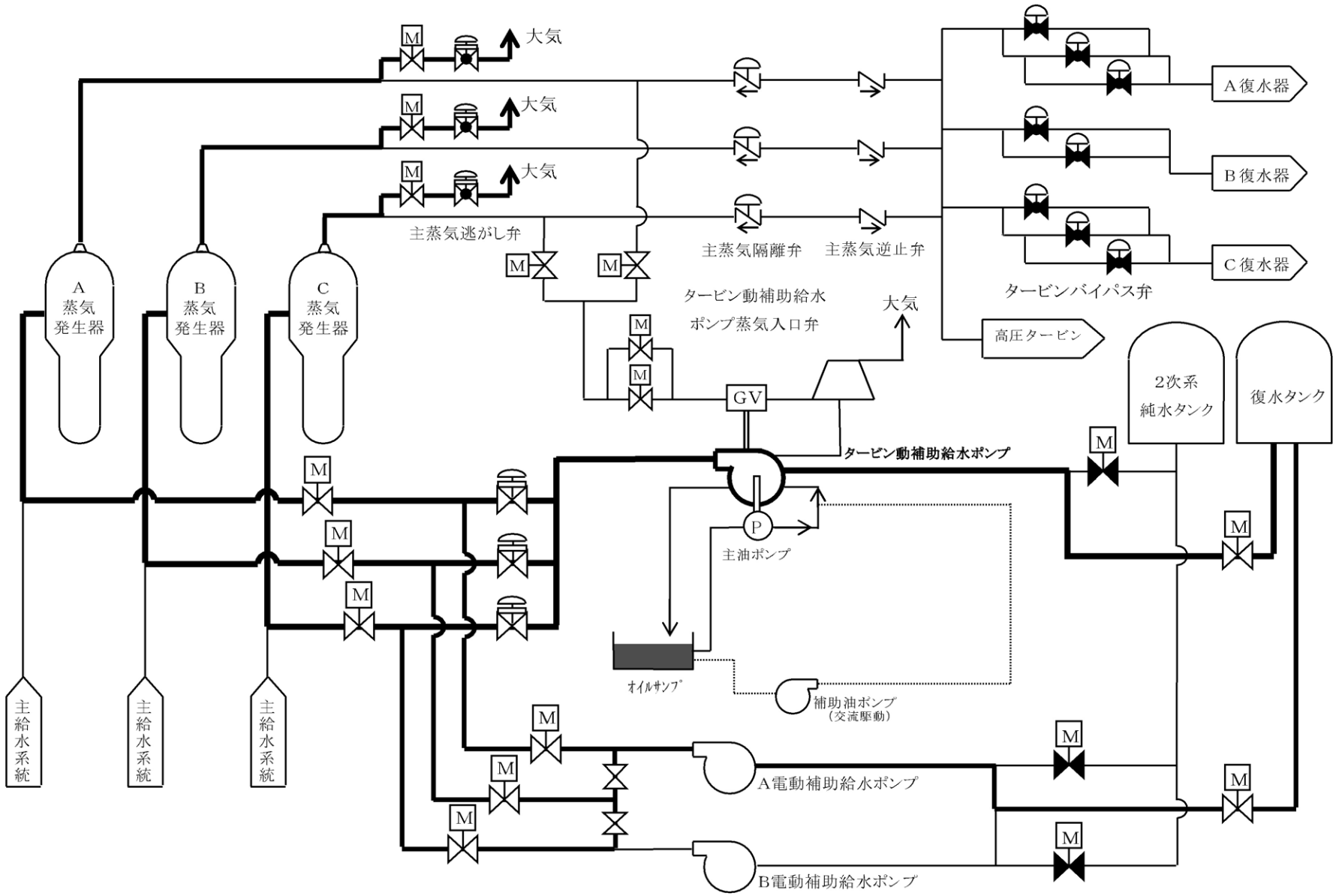
第 5.3.1 図　非常用炉心冷却設備系統説明図



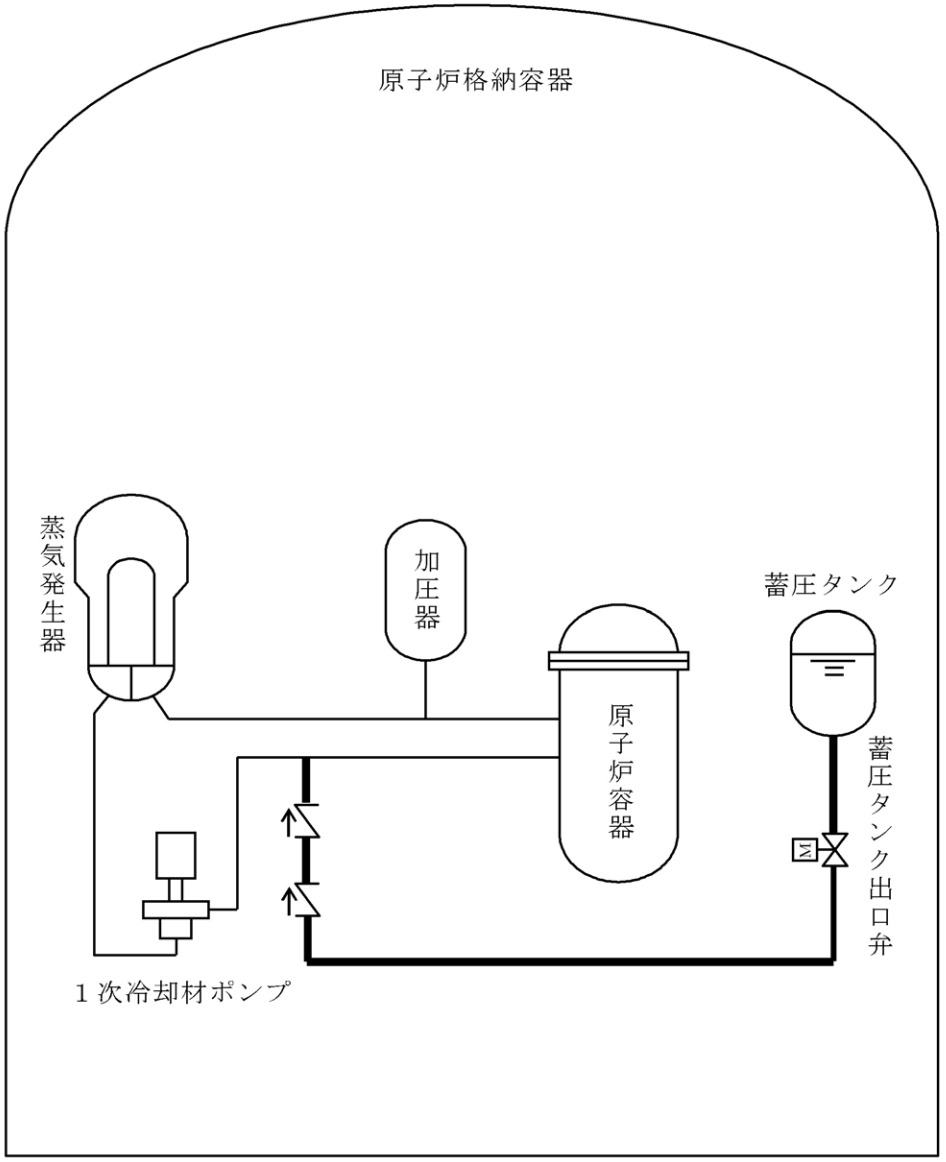
第 5.4.1 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（１）



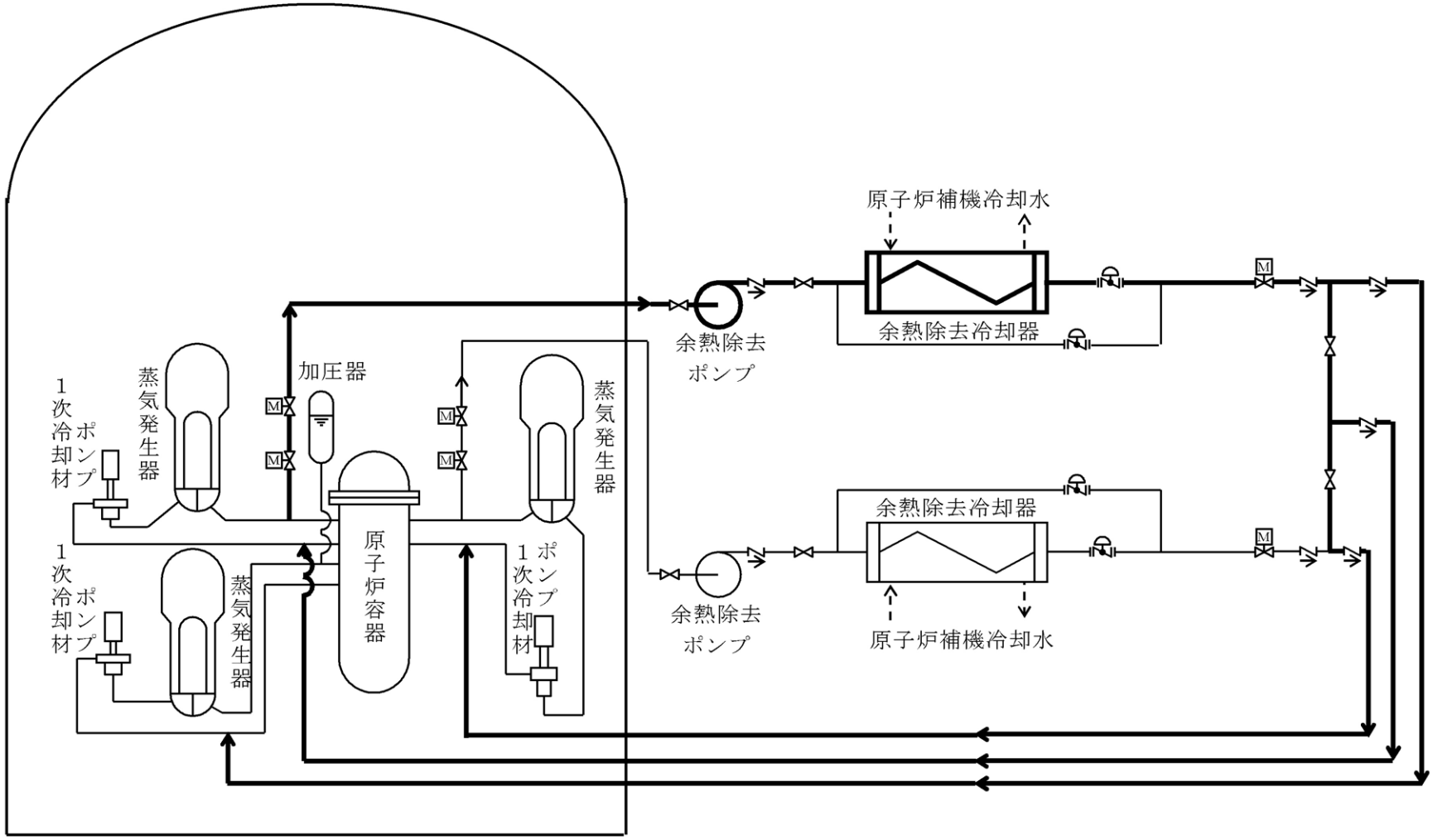
第 5.4.2 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（２）



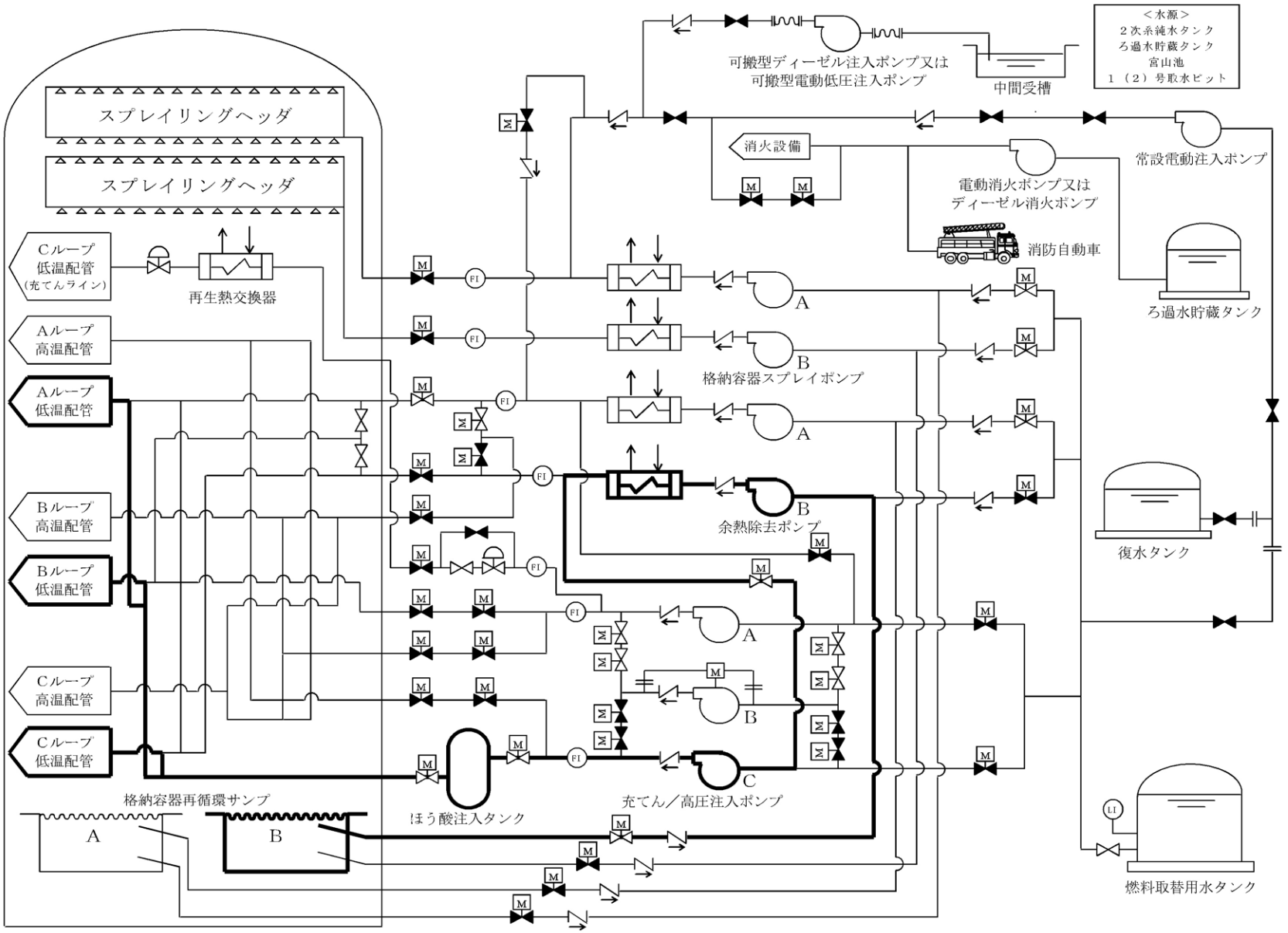
第 5.4.3 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（３）



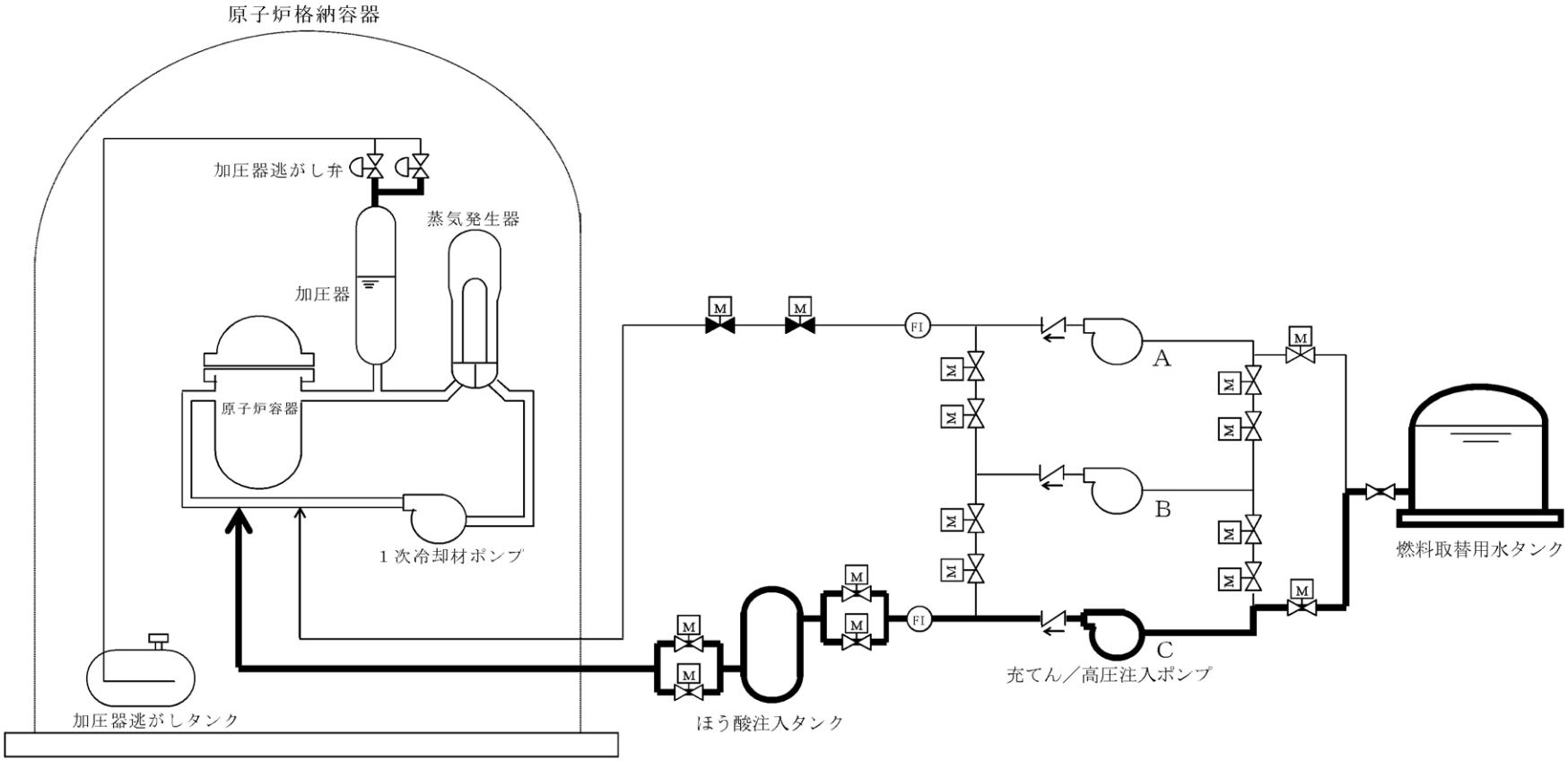
第 5.4.4 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（4）



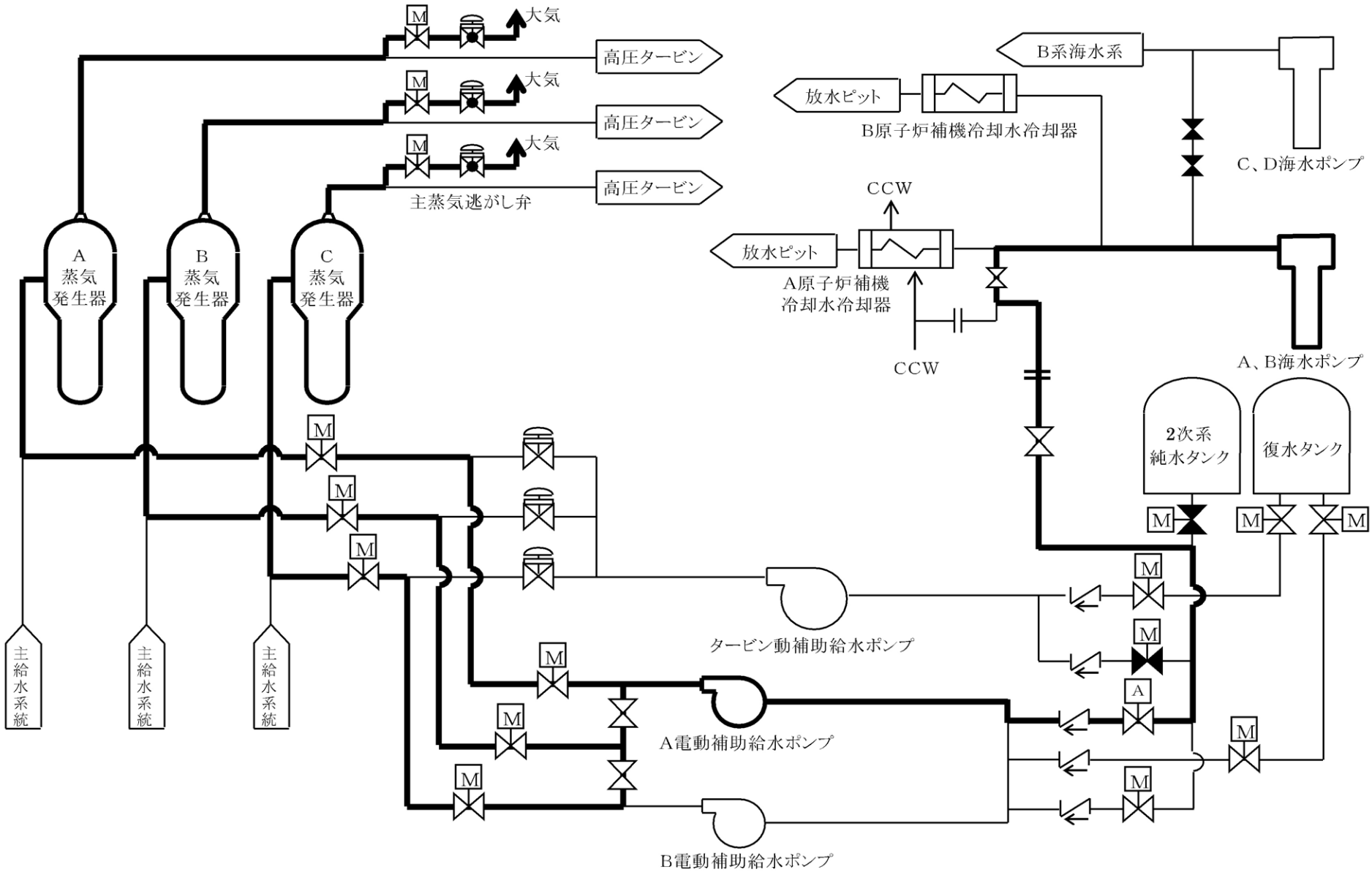
第 5.4.5 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（５）



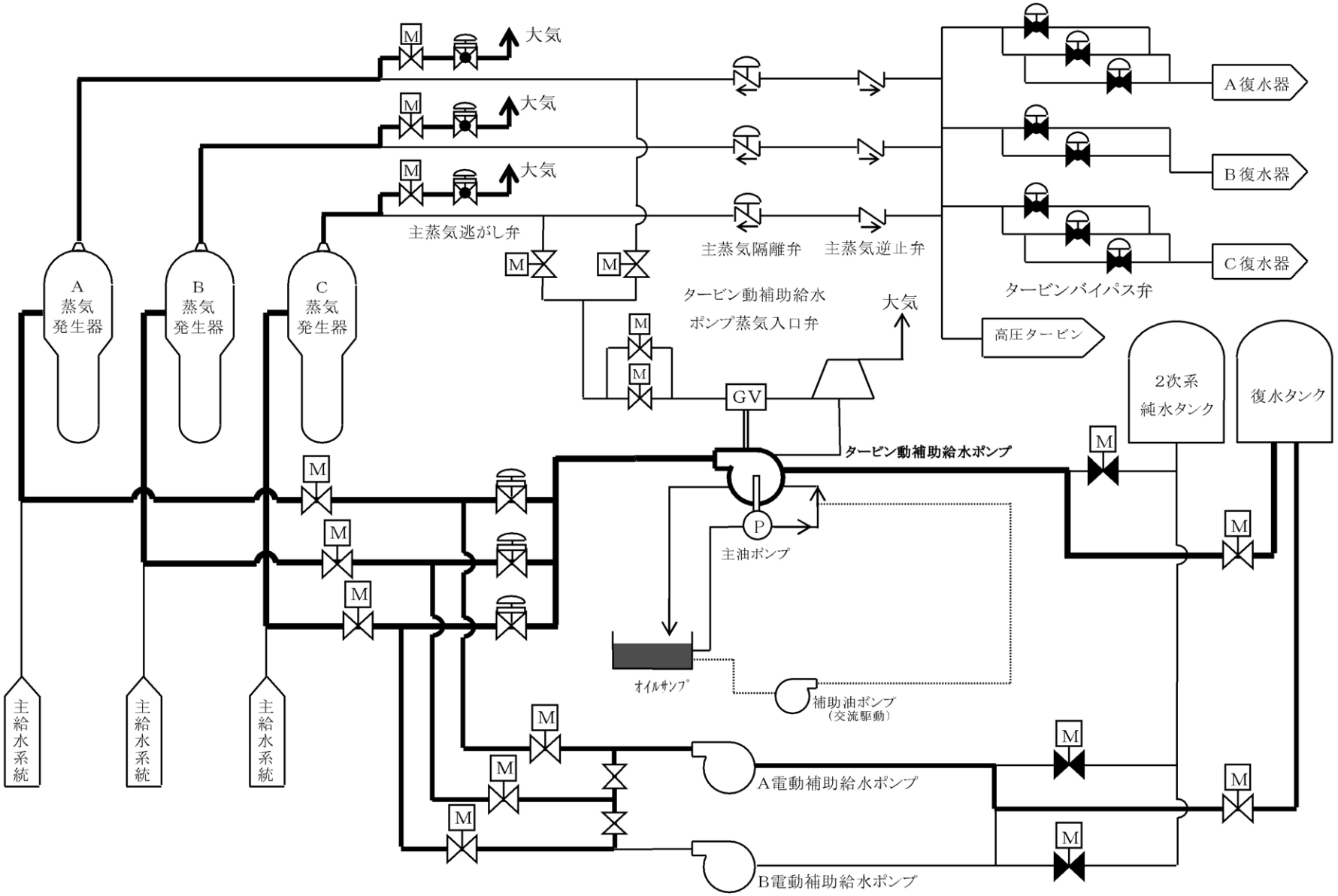
第 5.4.6 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（６）



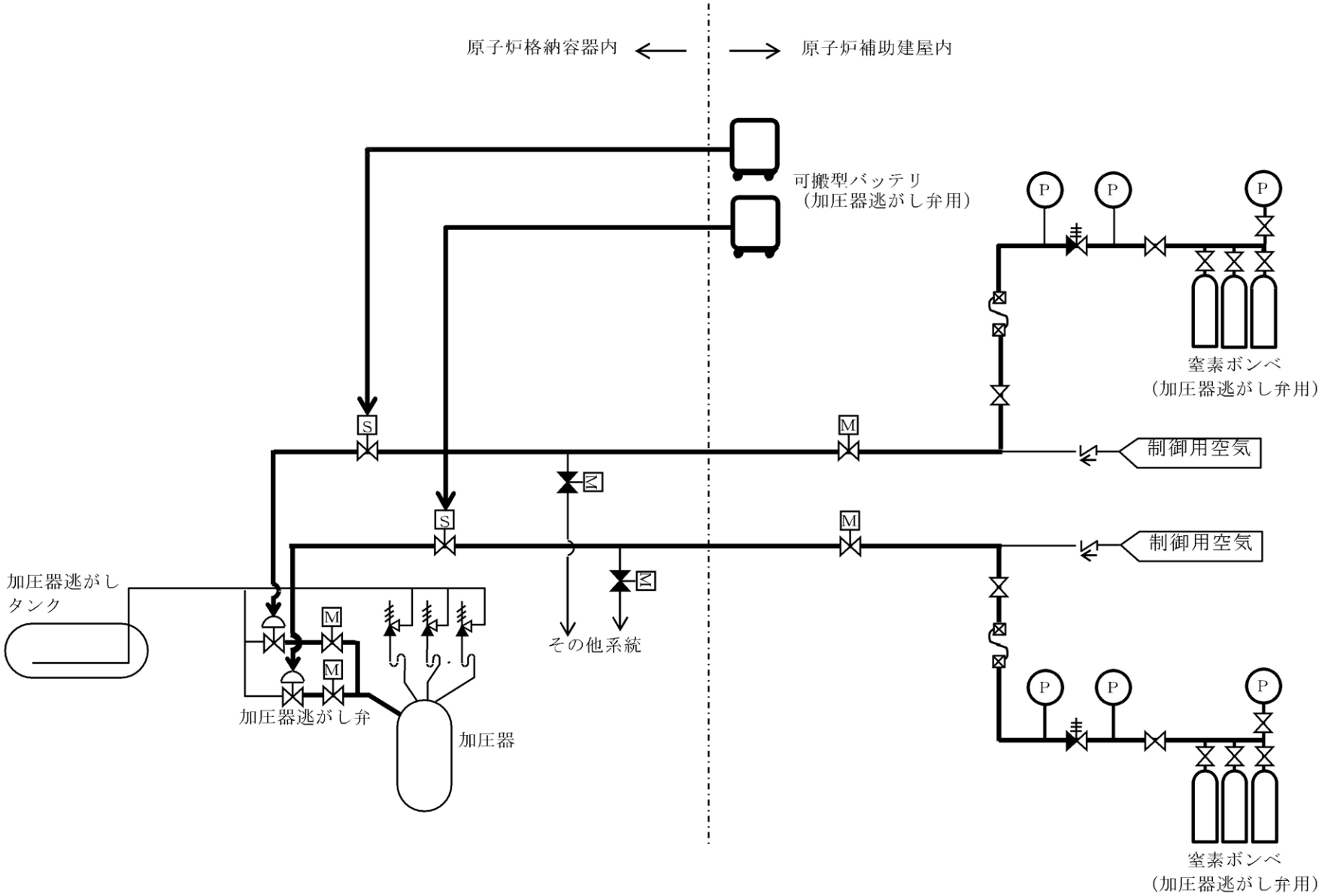
第 5.5.1 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（１）



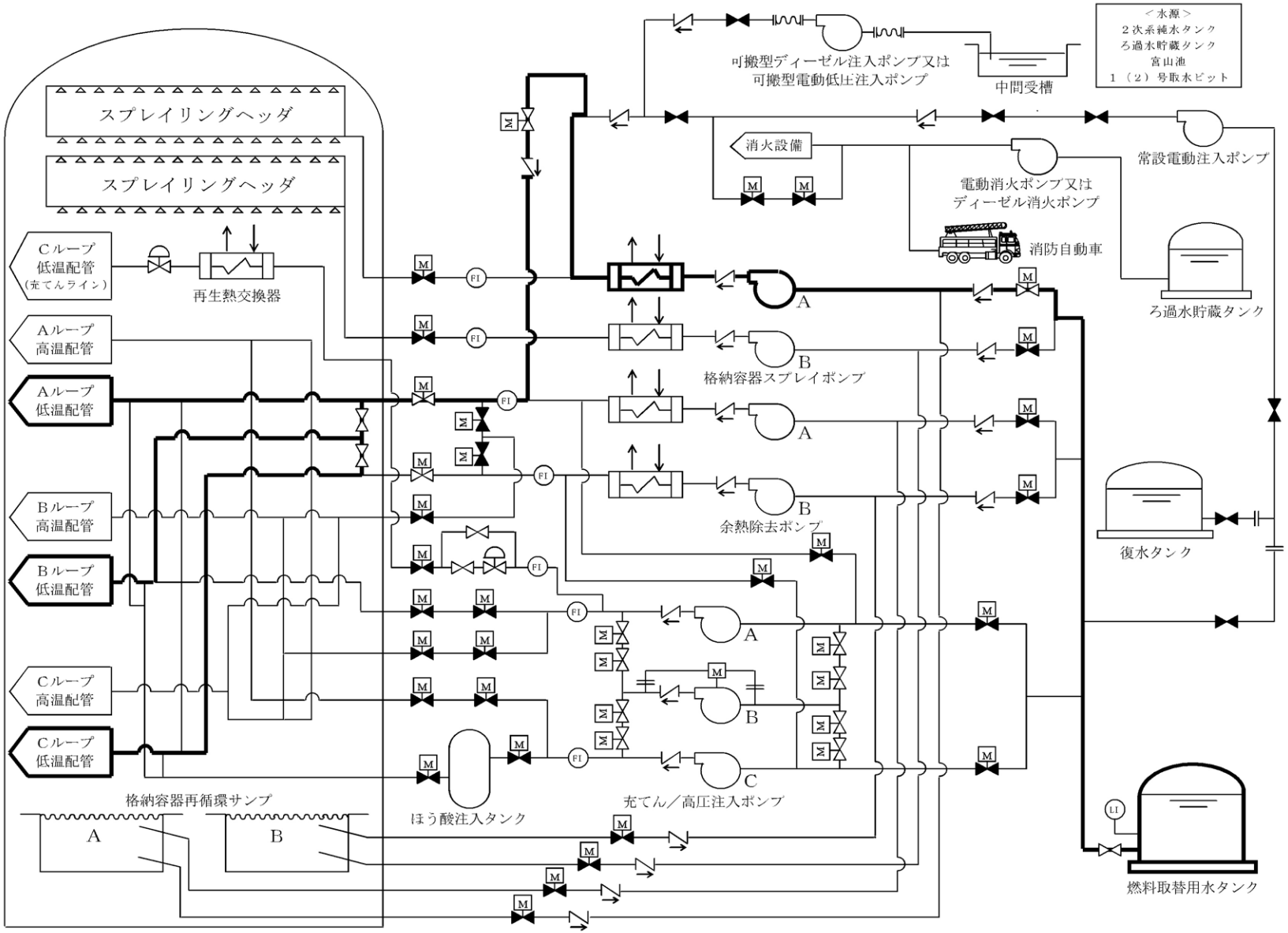
第 5.5.2 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（２）



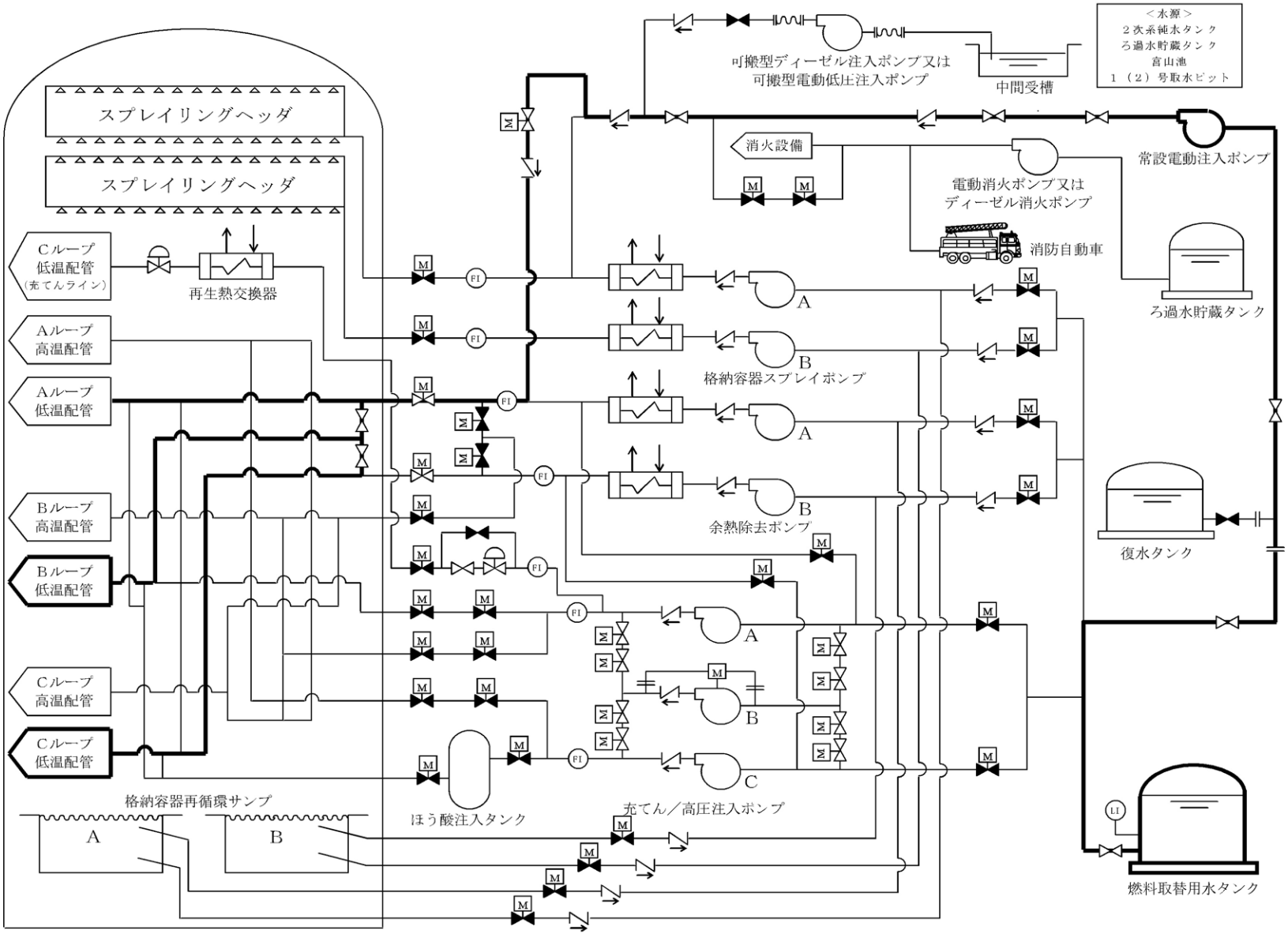
第 5.5.3 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（３）



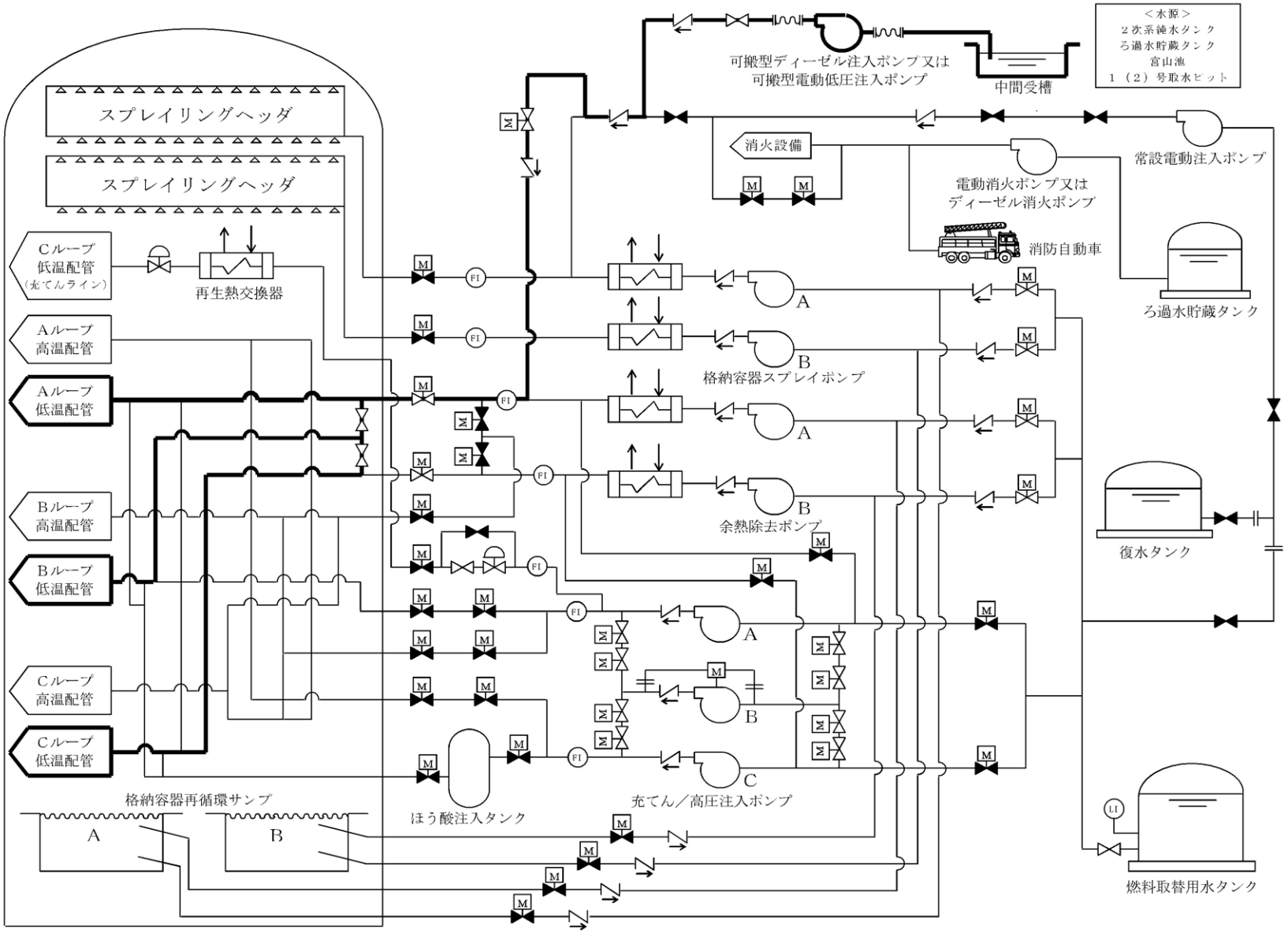
第 5.5.4 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（４）



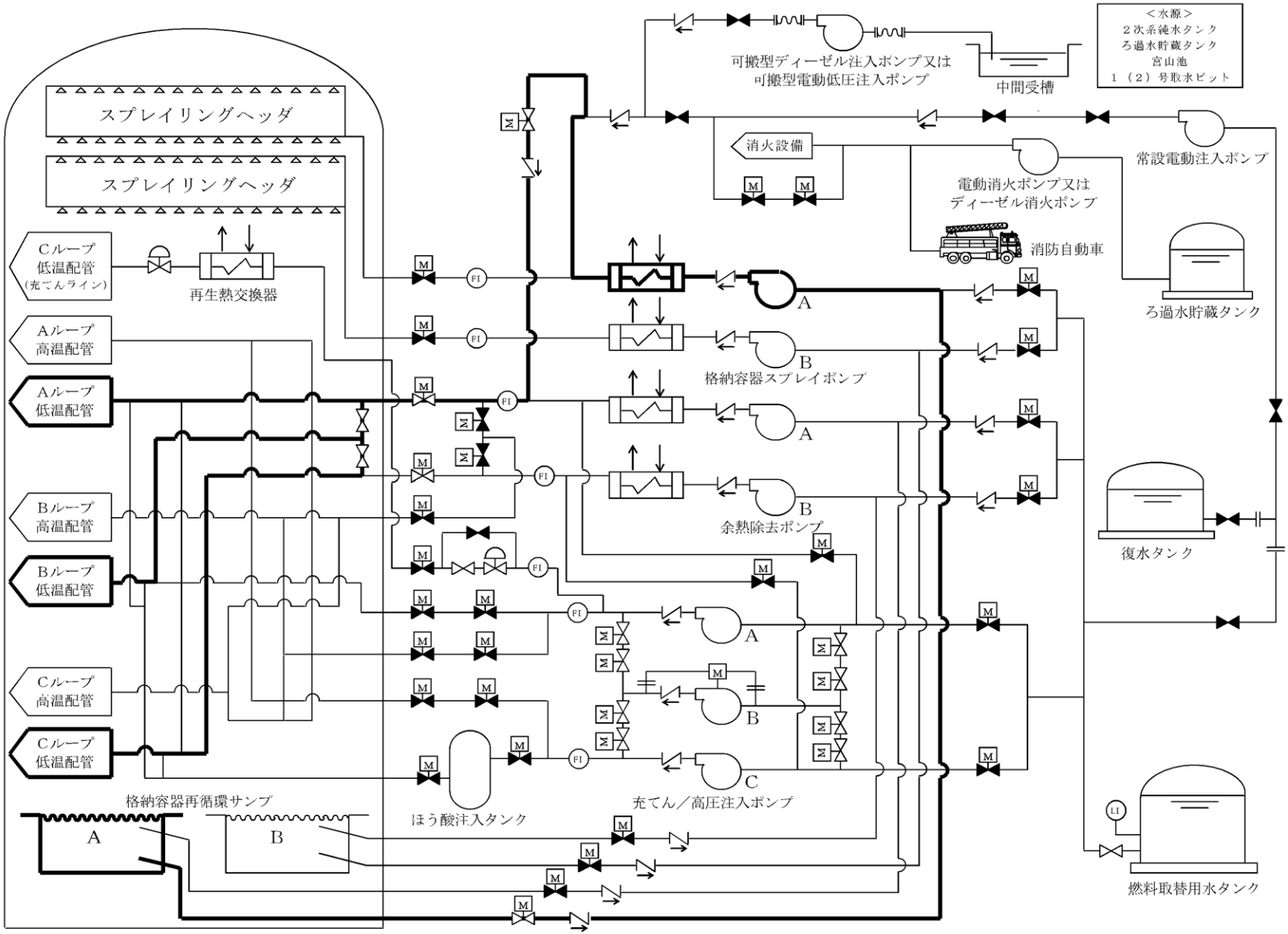
第 5.6.1 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（１）



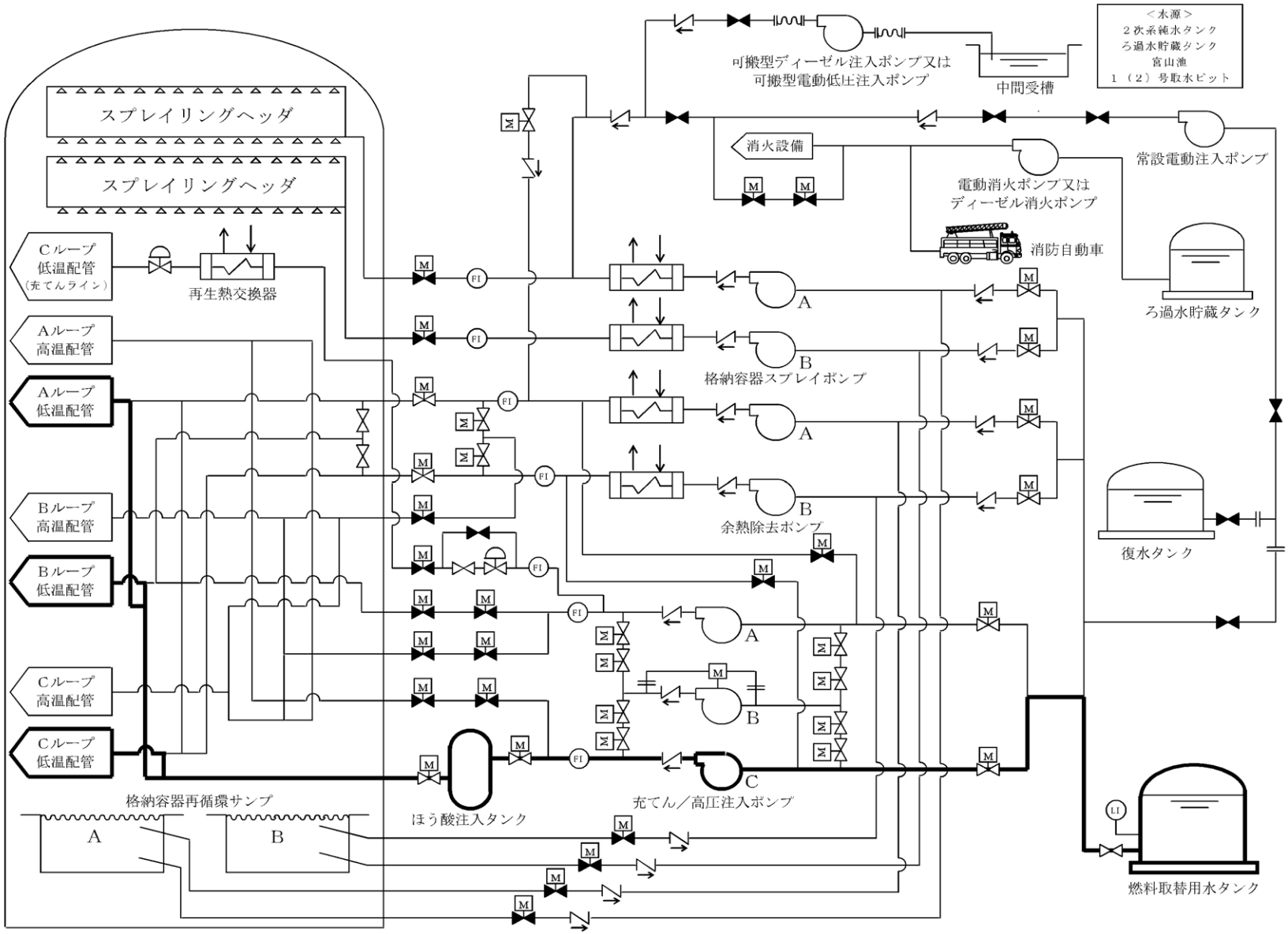
第 5.6.2 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（２）



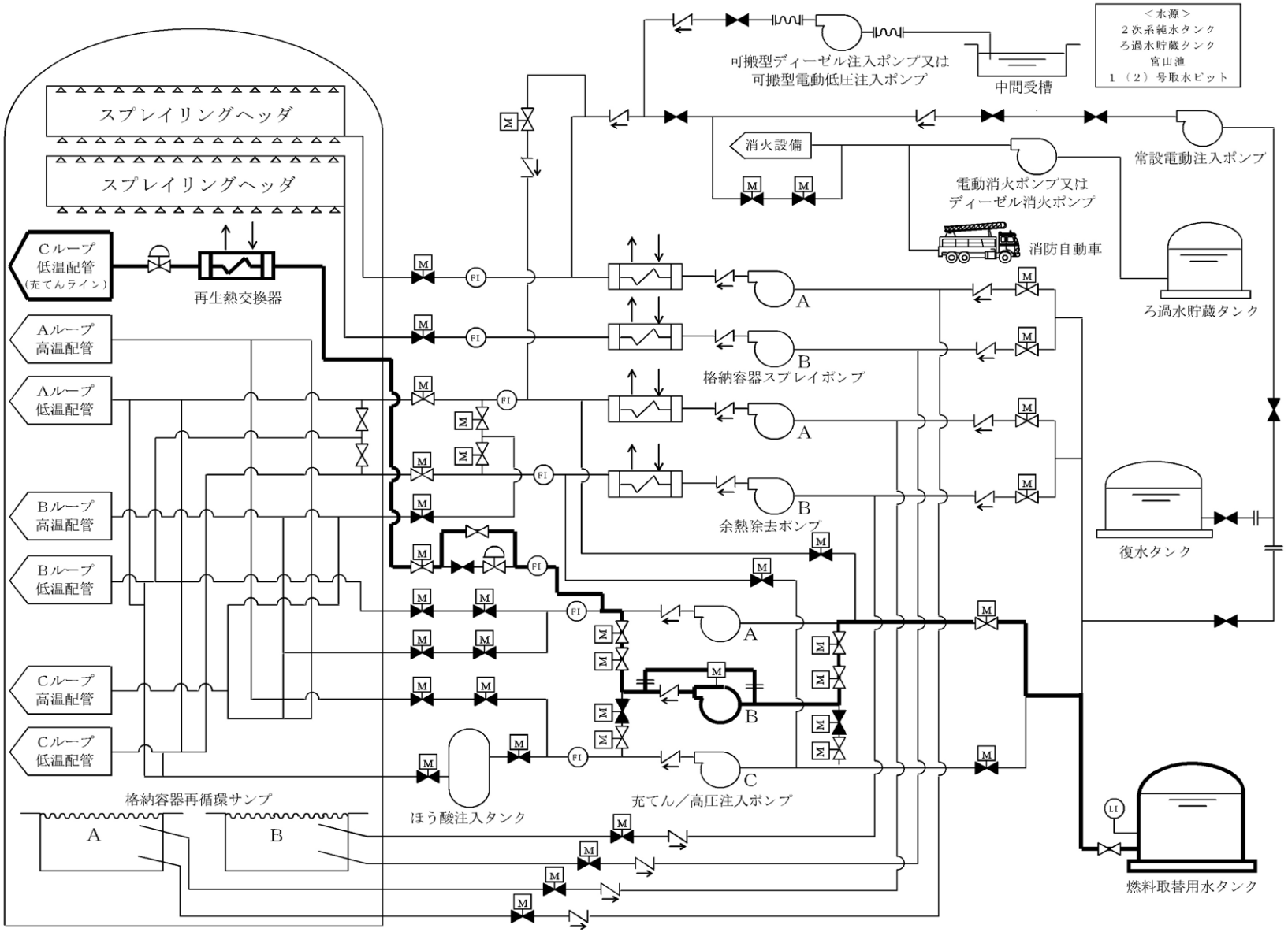
第 5.6.3 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（３）



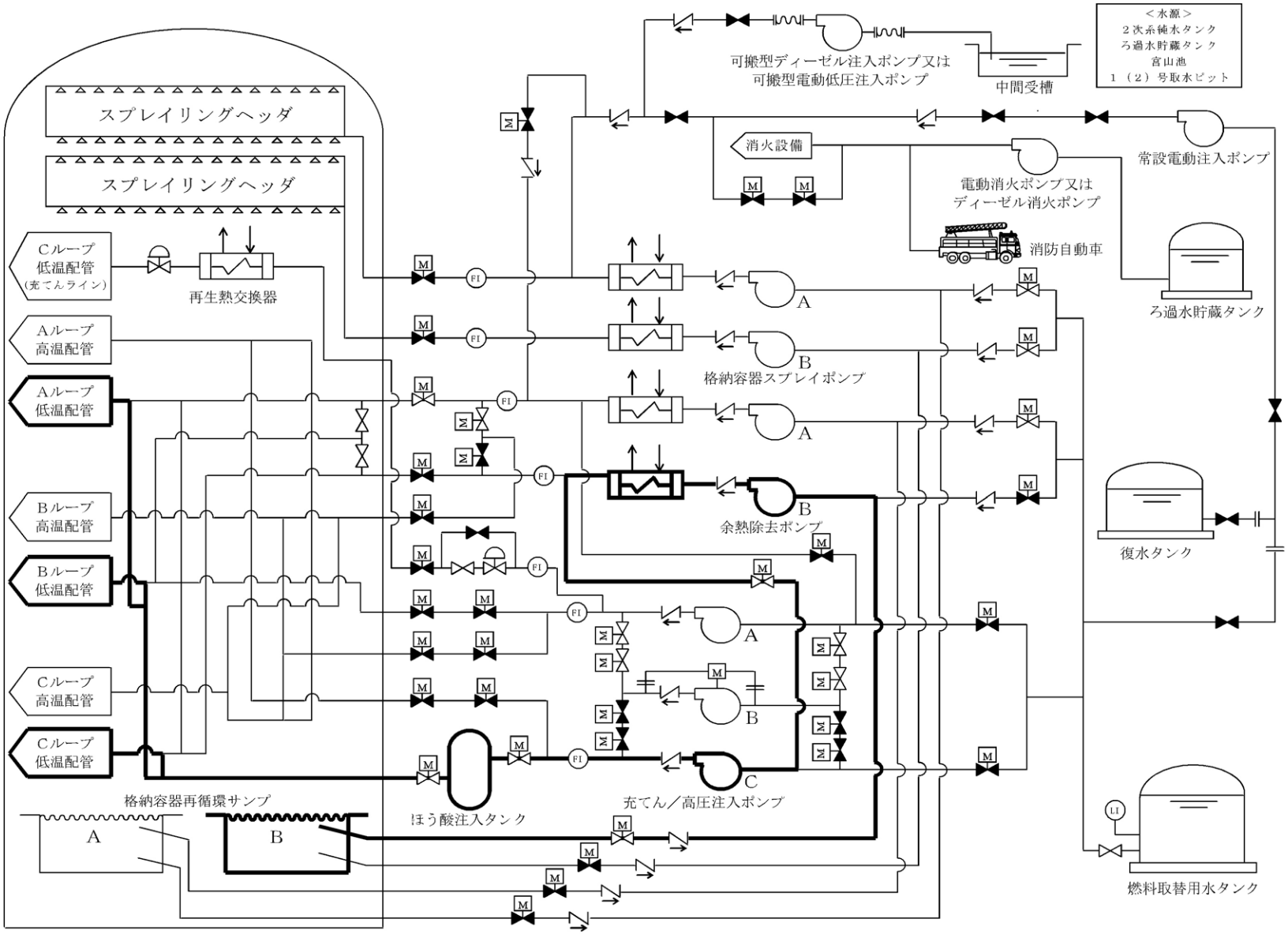
第 5.6.4 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（４）



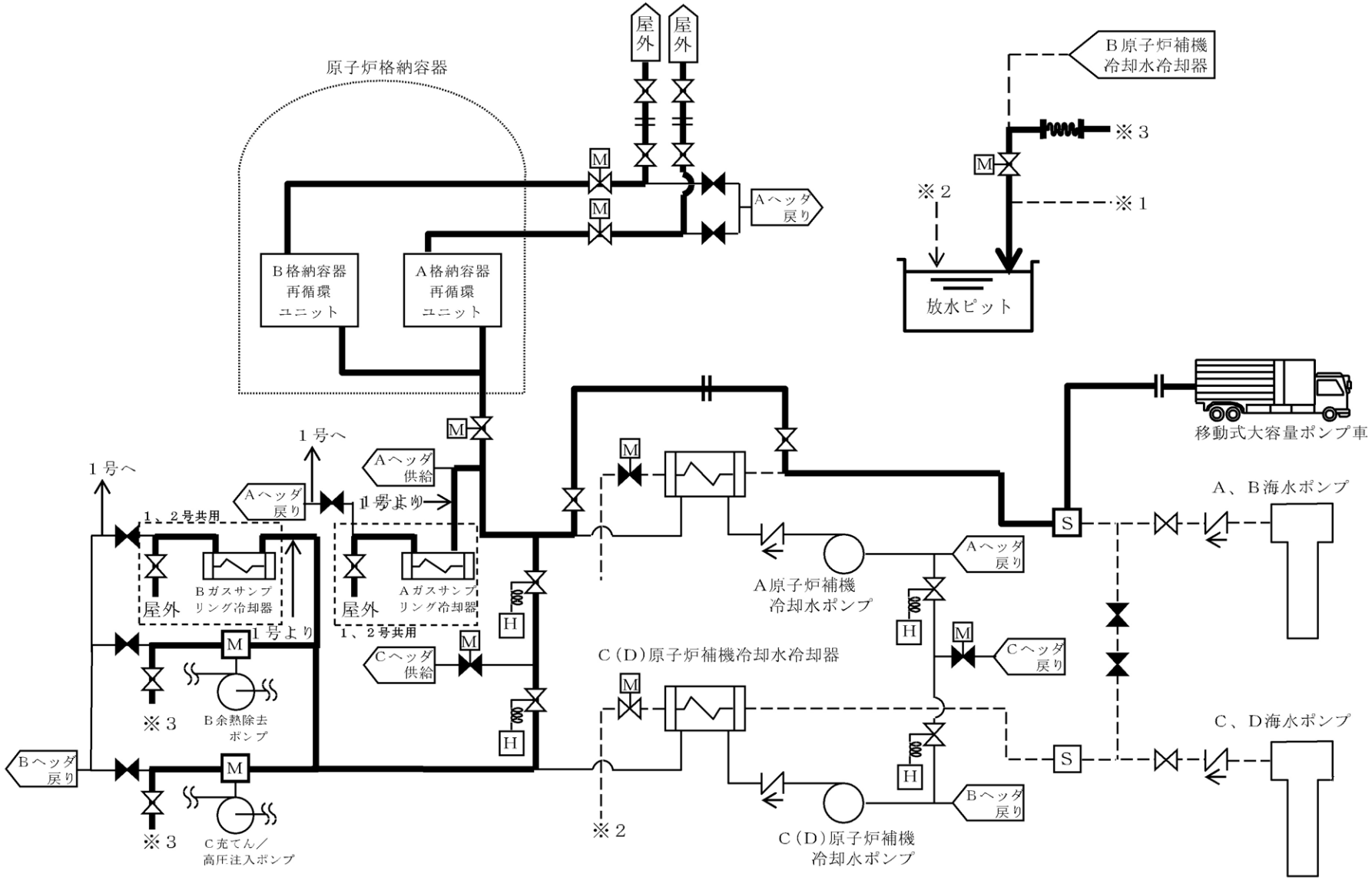
第 5.6.5 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（５）



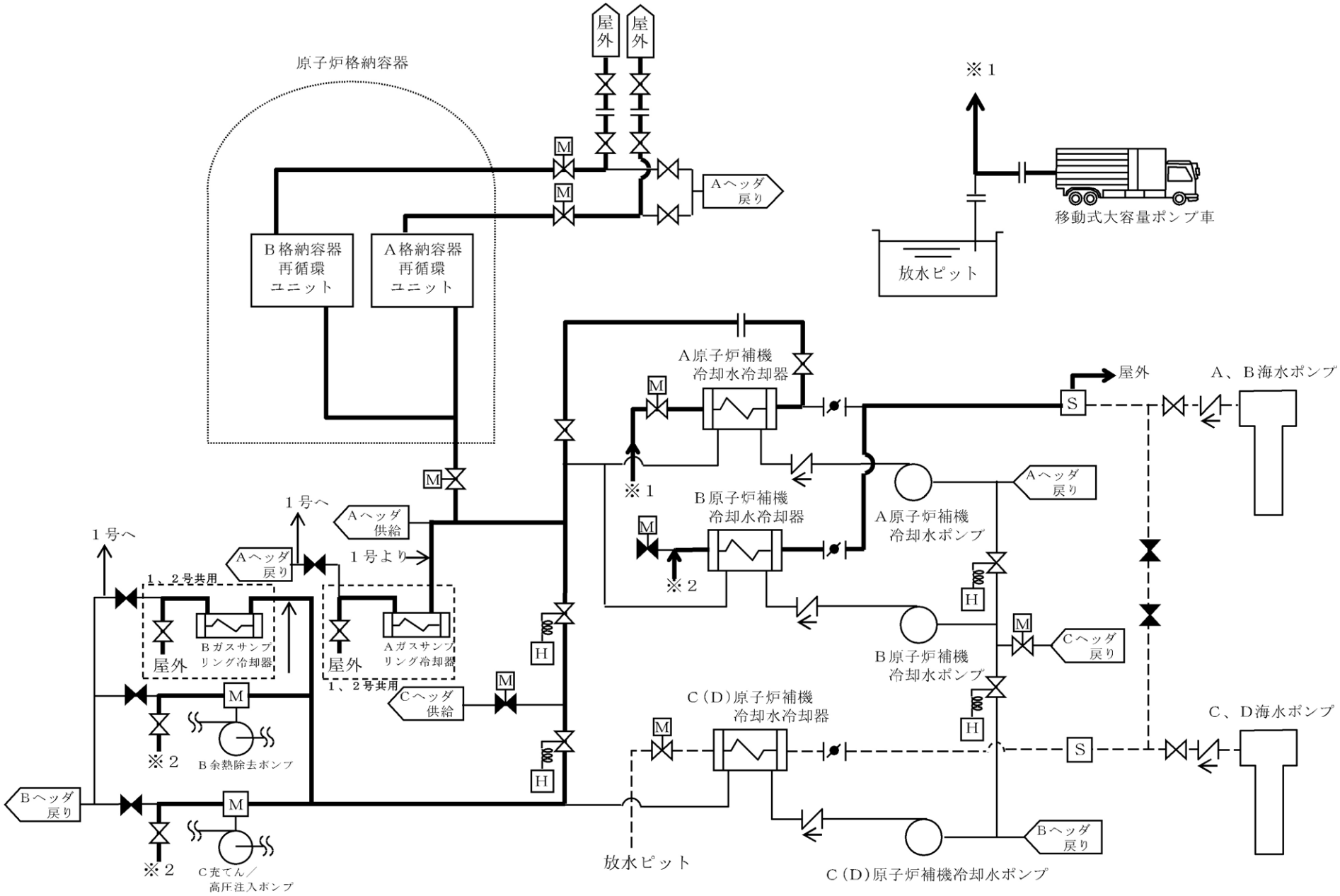
第 5.6.6 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（６）



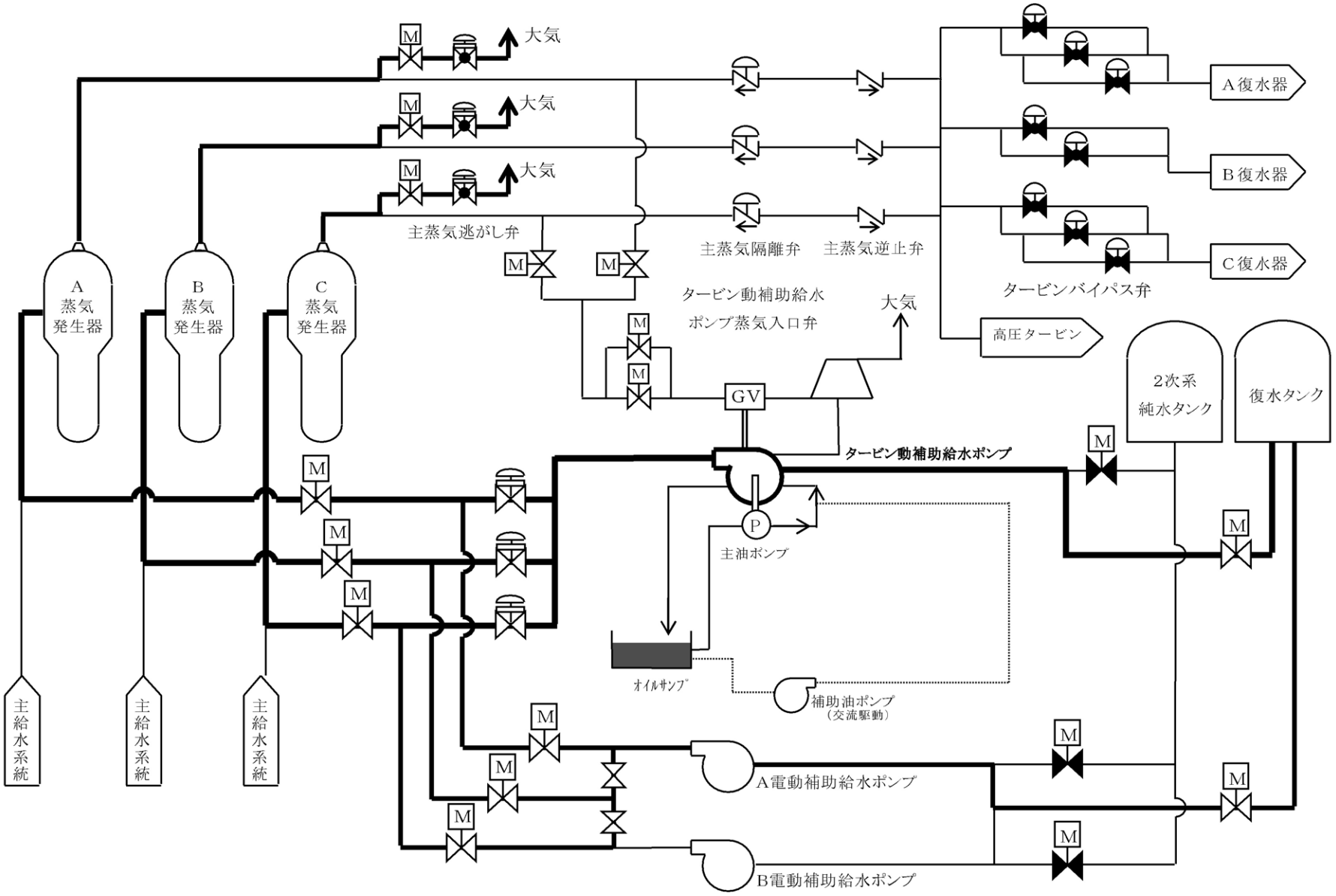
第 5.6.7 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（７）



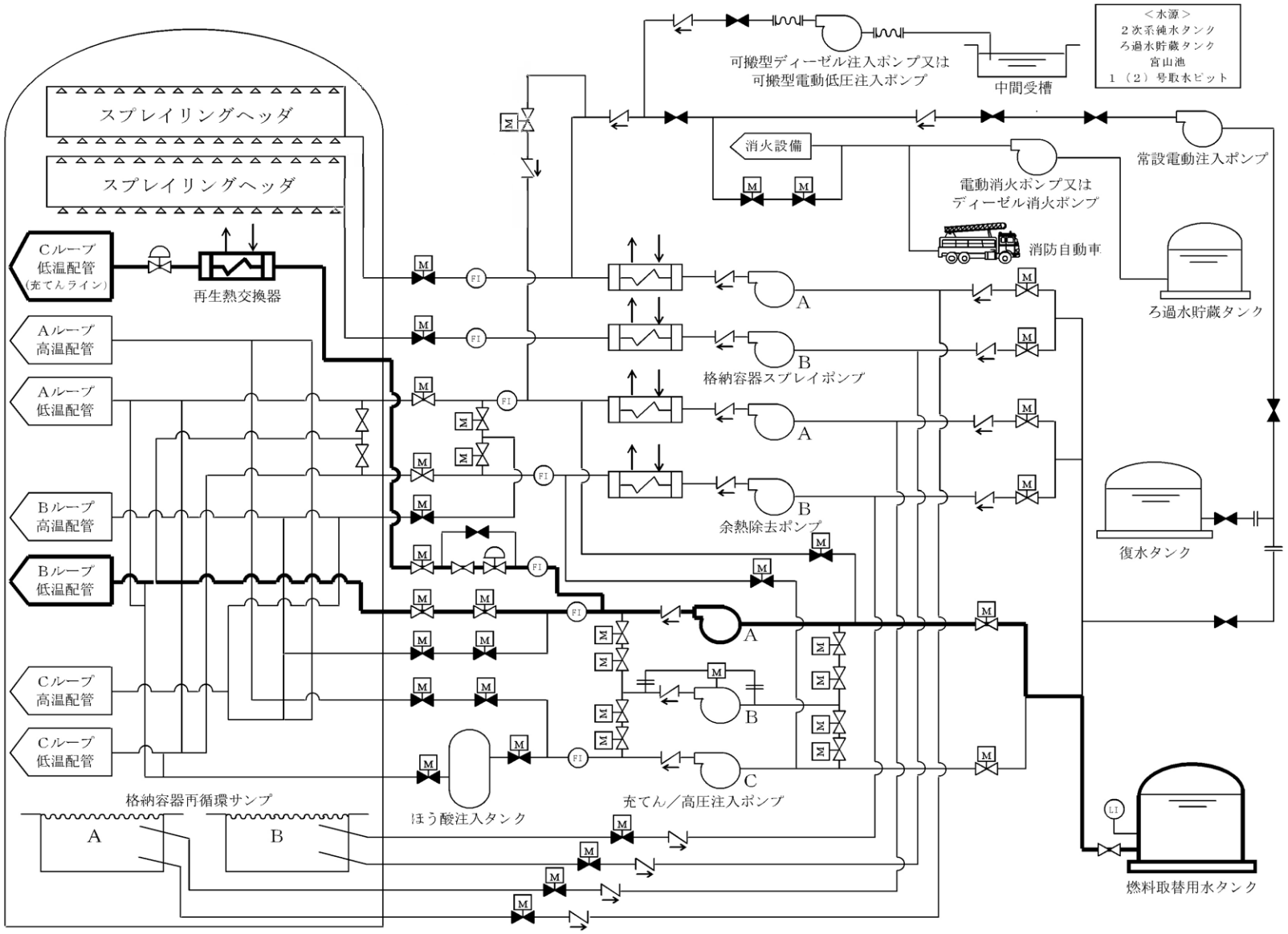
第5.6.8図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（8）



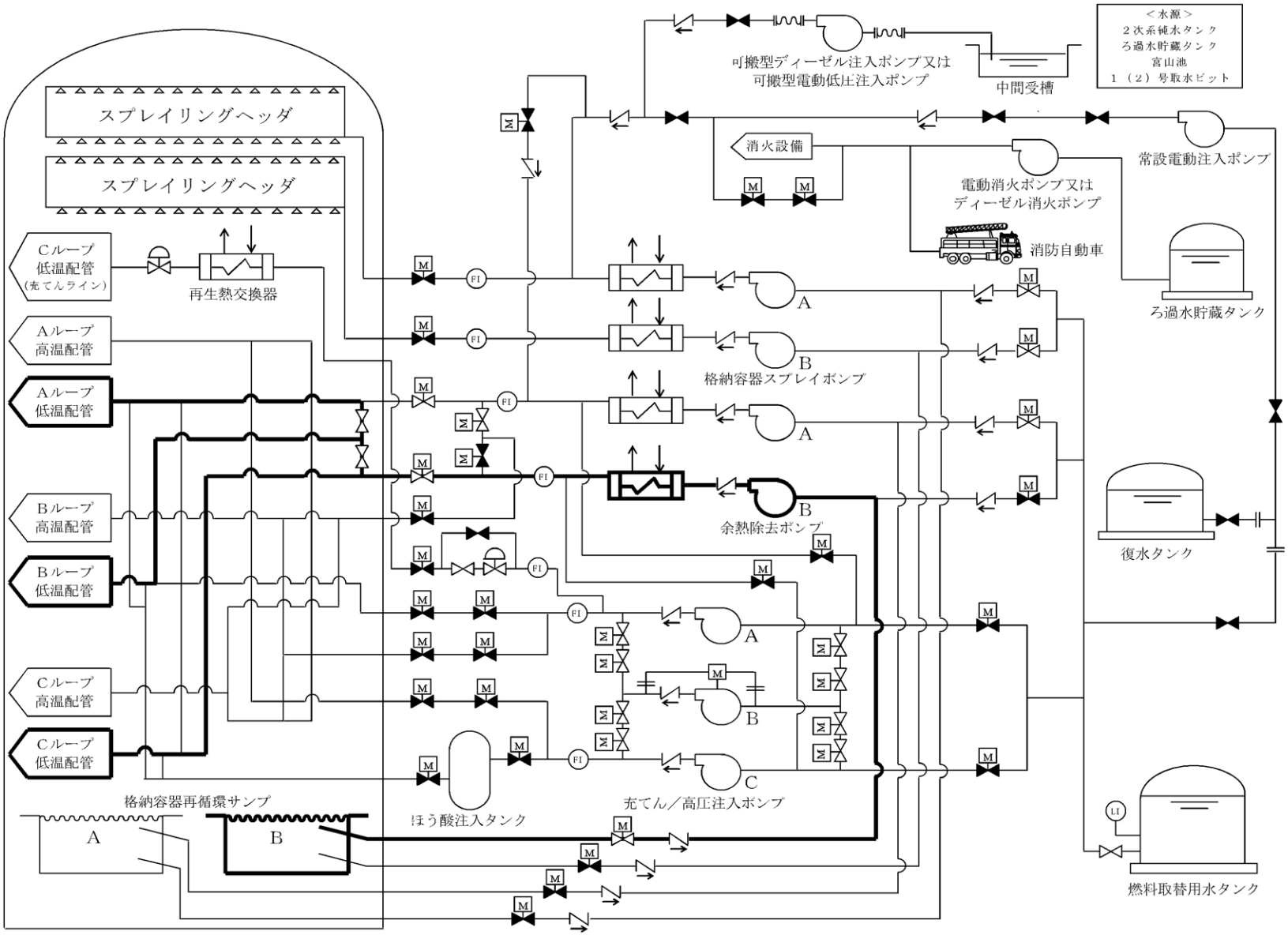
第5.6.9図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（9）



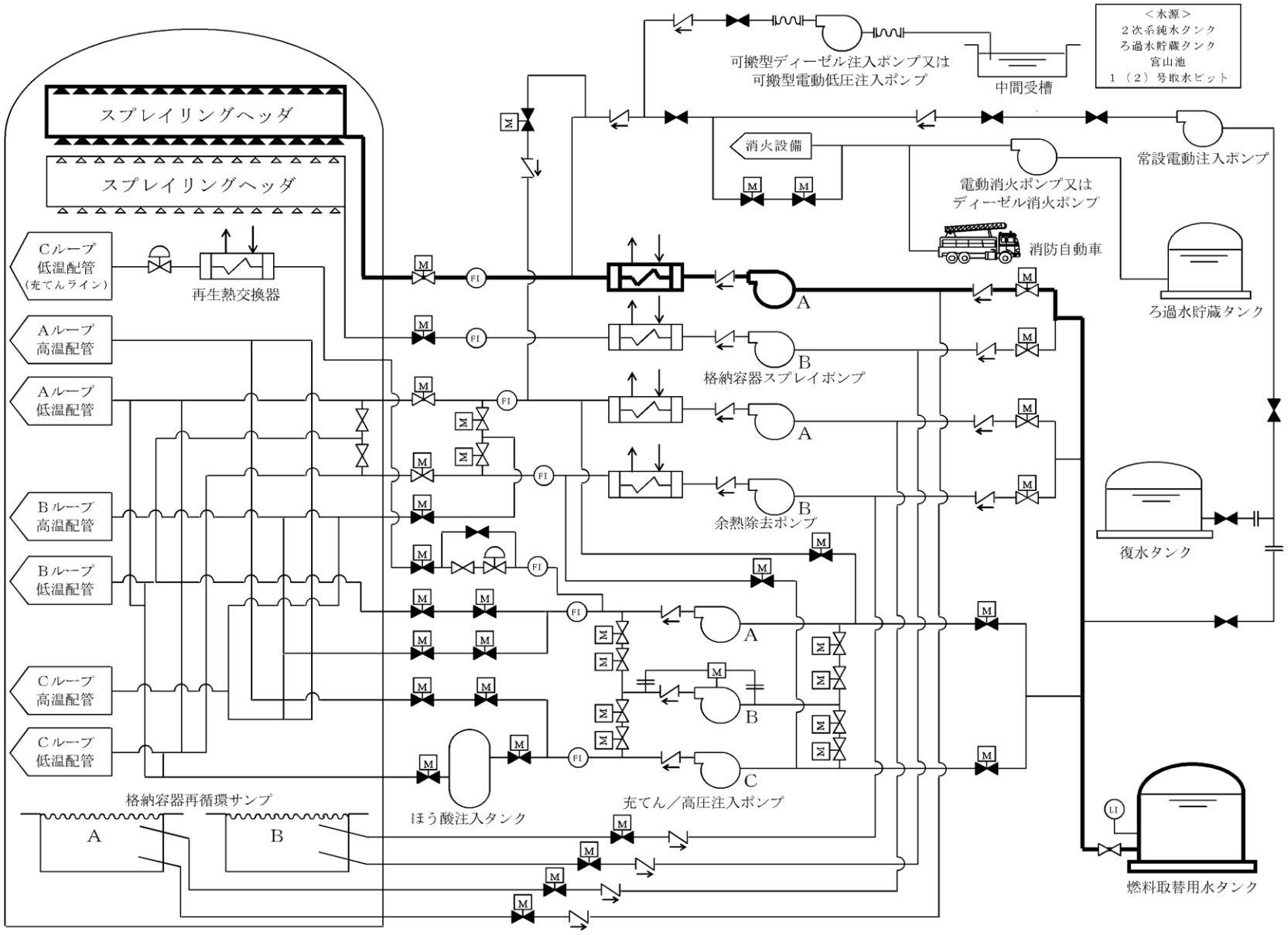
第 5.6.10 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（１０）



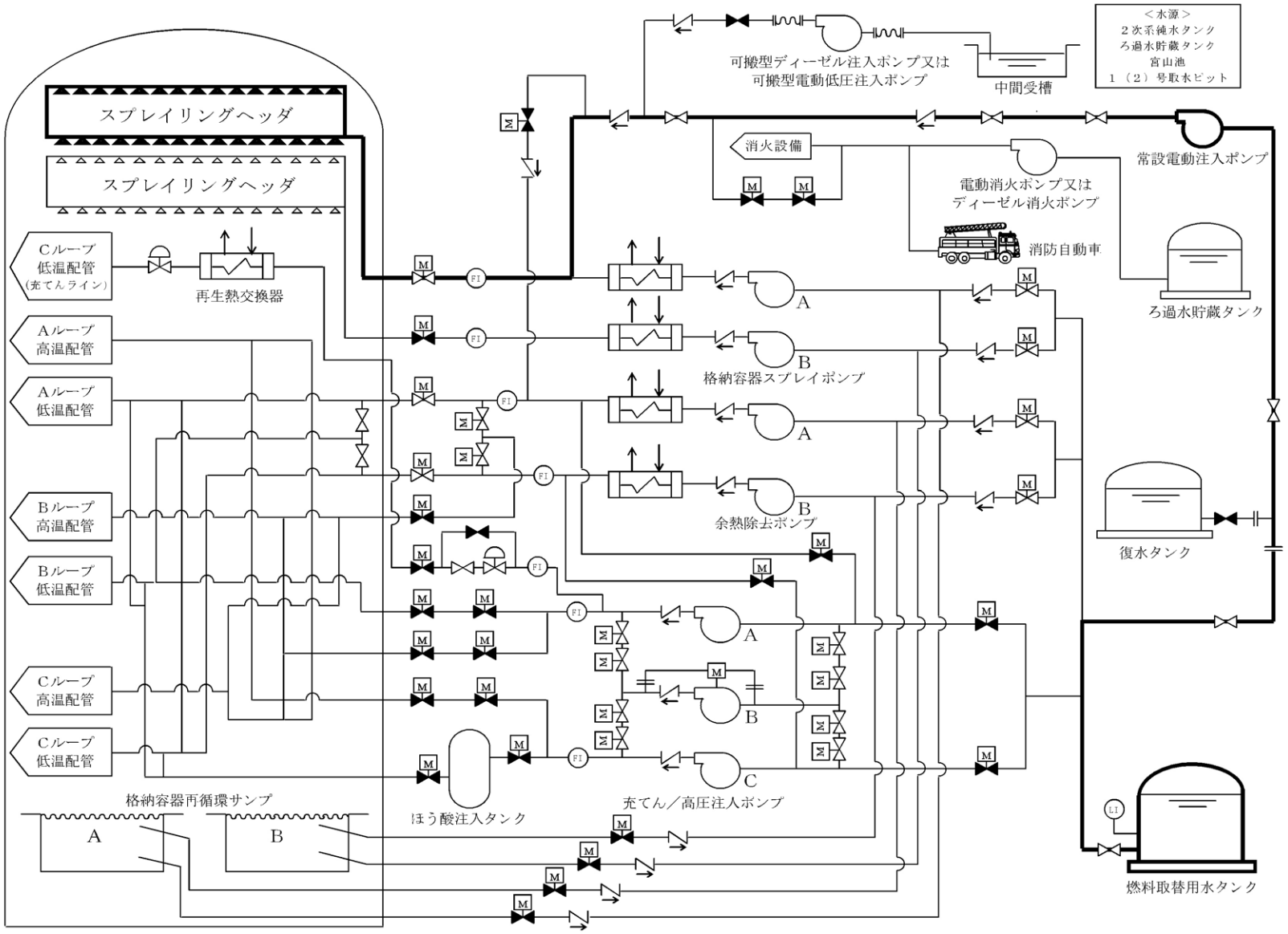
第 5.6.11 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（１１）



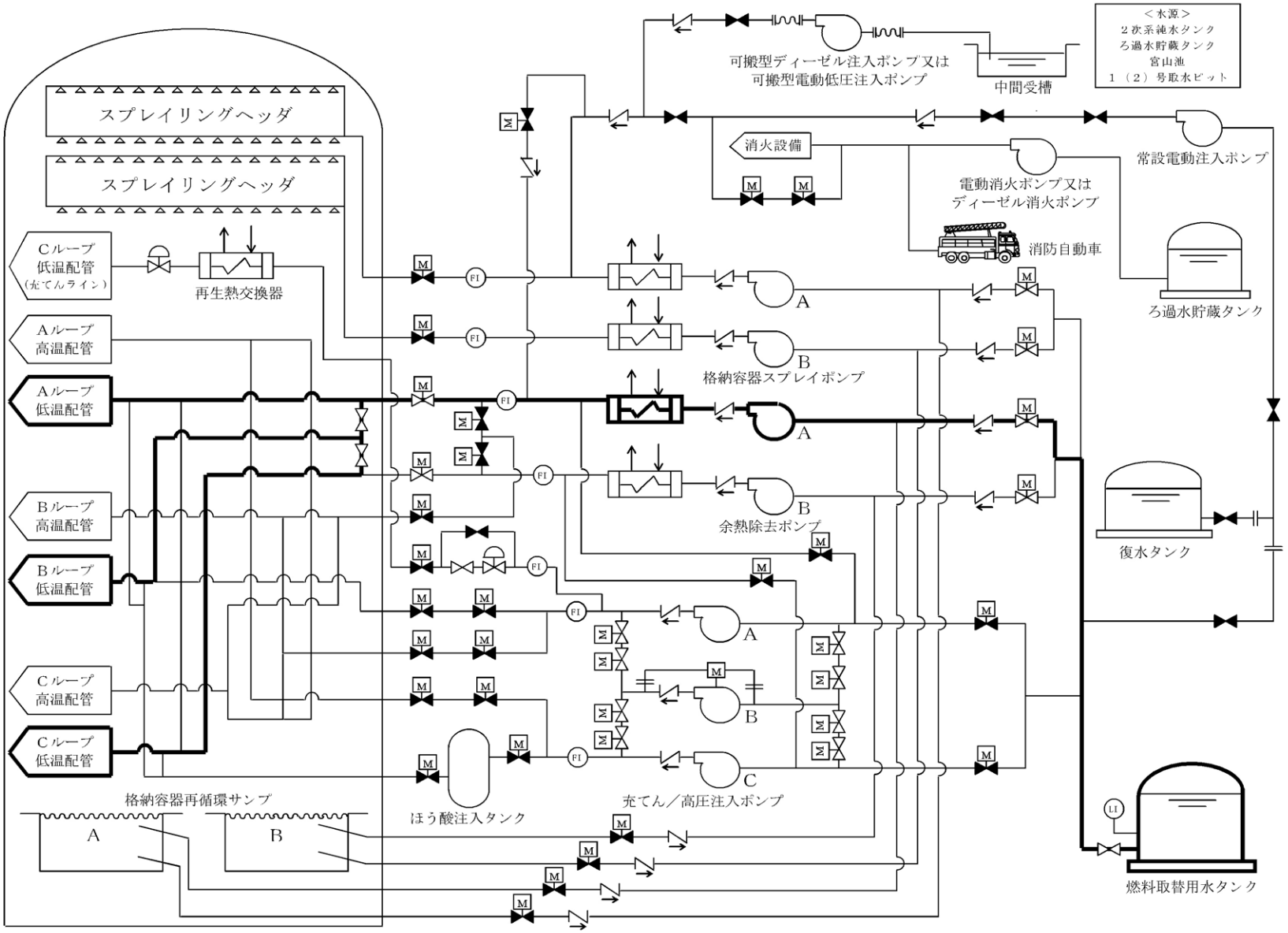
第 5.6.12 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（１２）



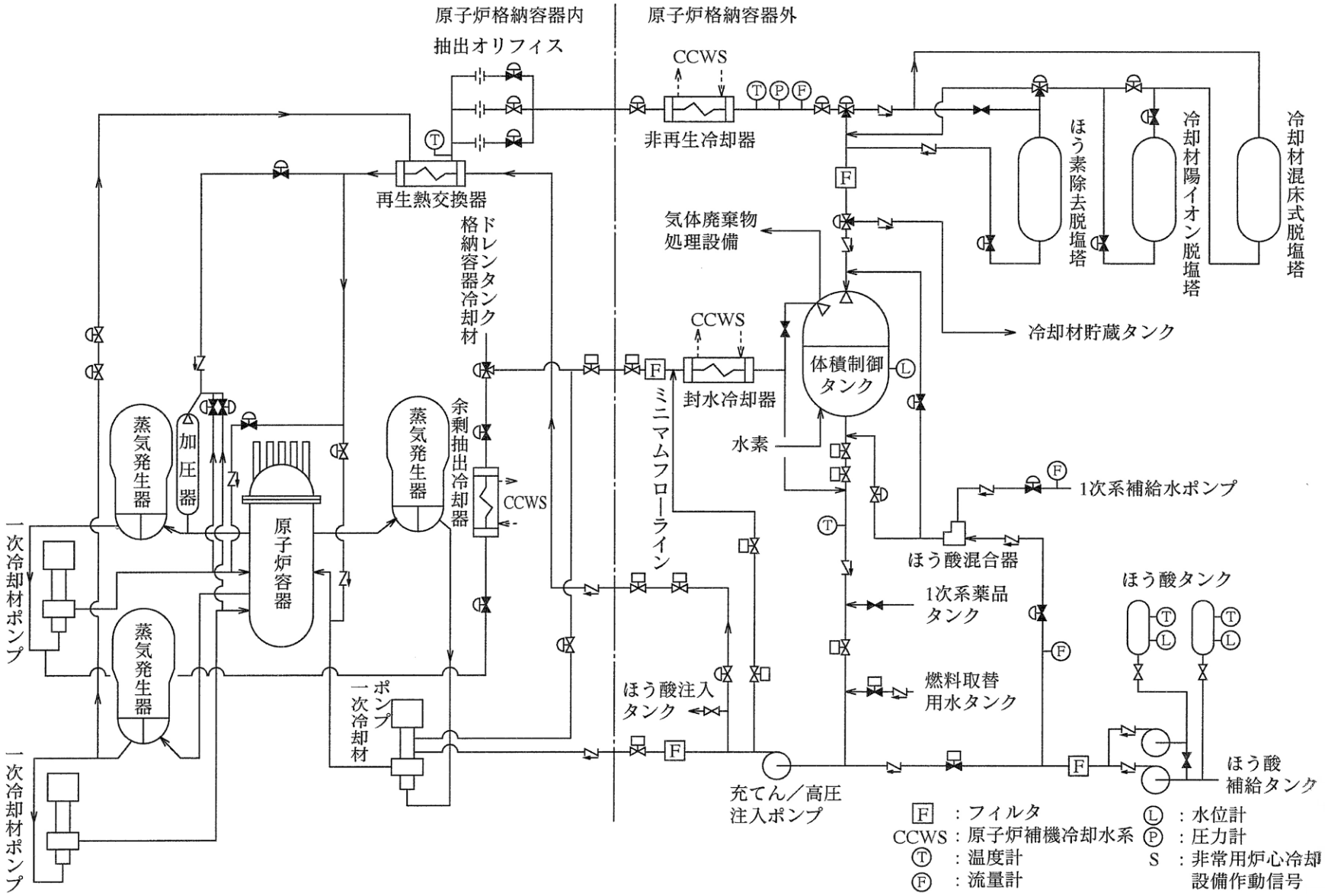
第 5.6.13 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（１３）



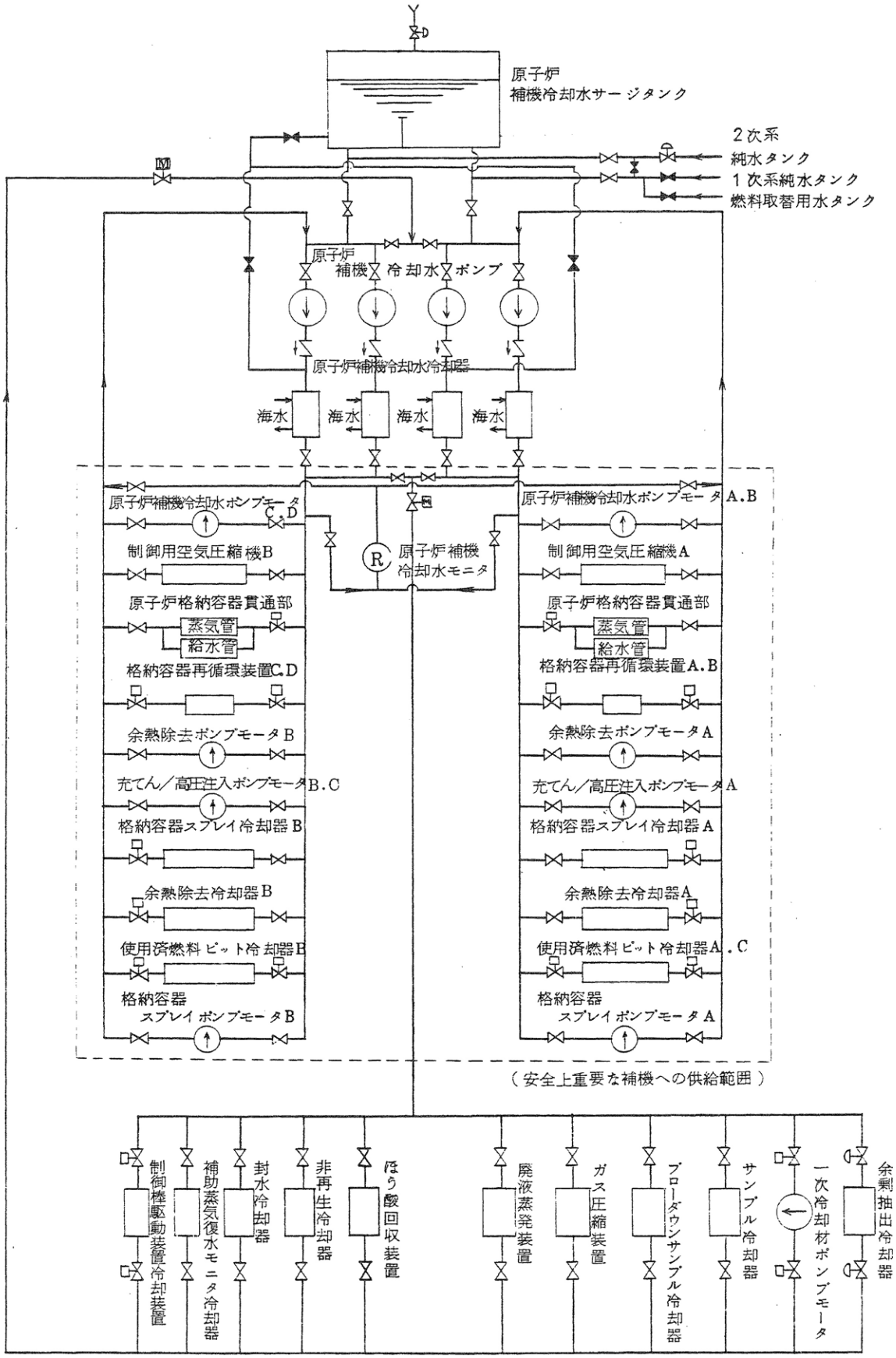
第 5.6.14 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（１４）



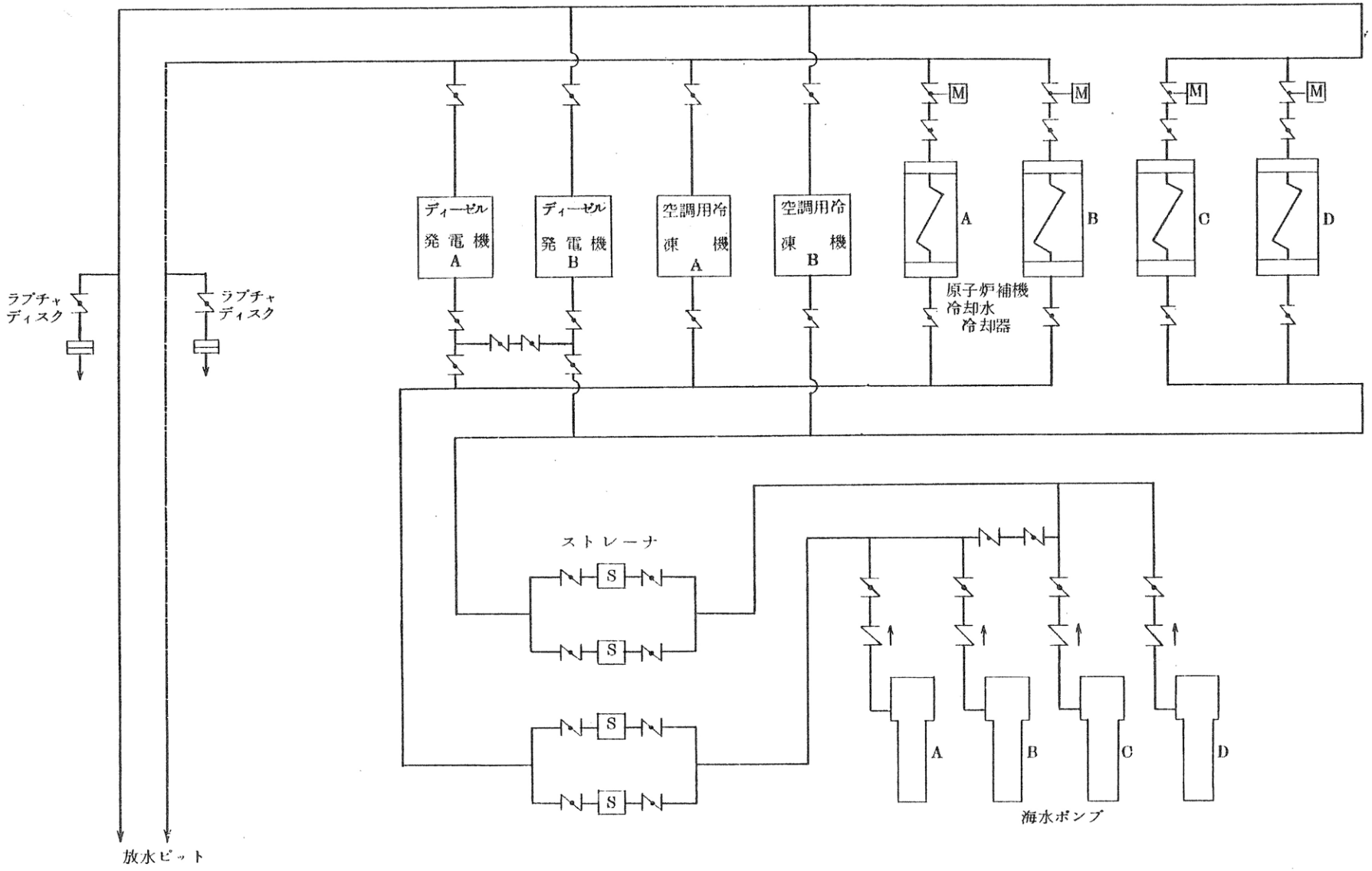
第 5.6.15 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（１５）



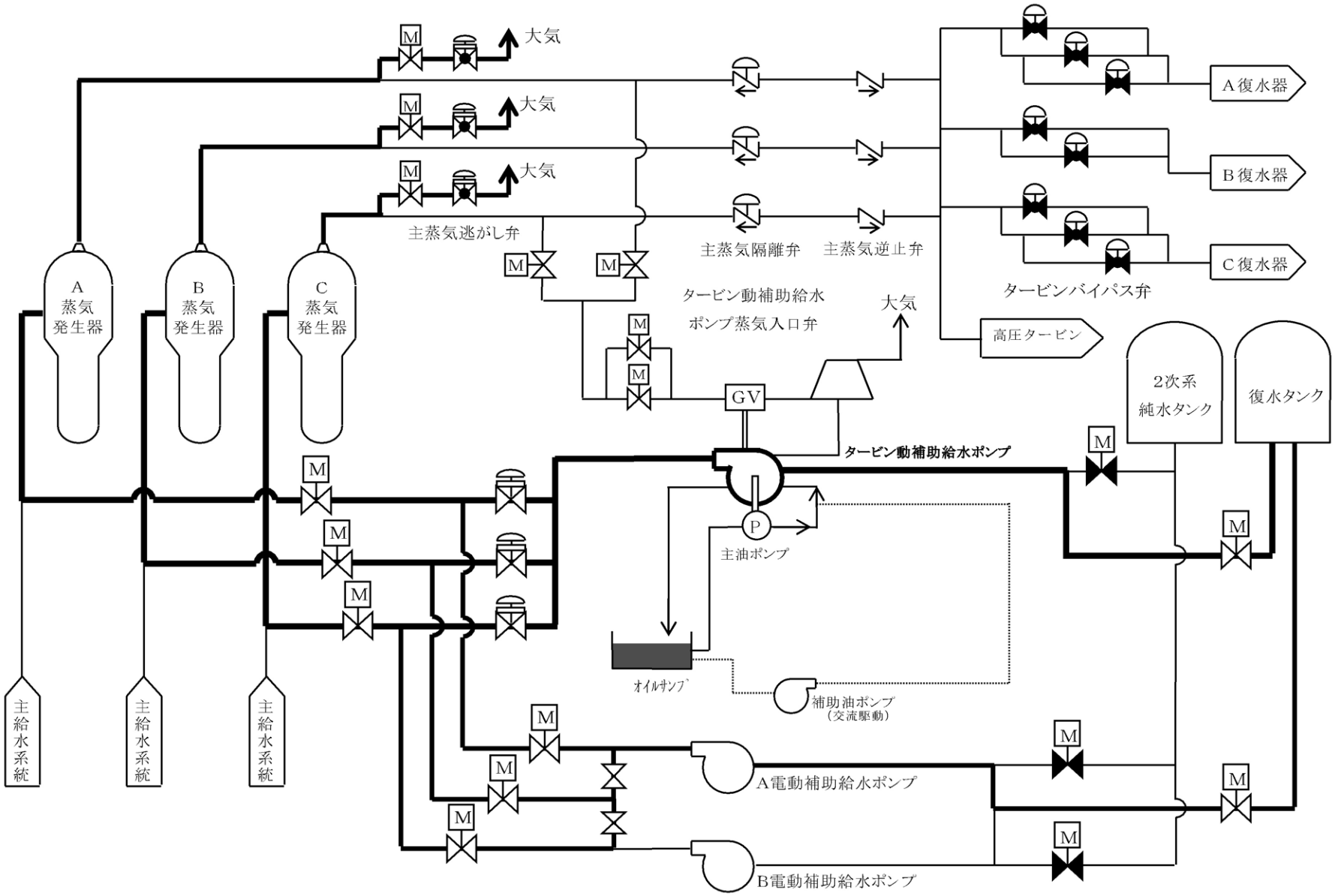
第 5.8.1 図　　化学体積制御設備系統説明図



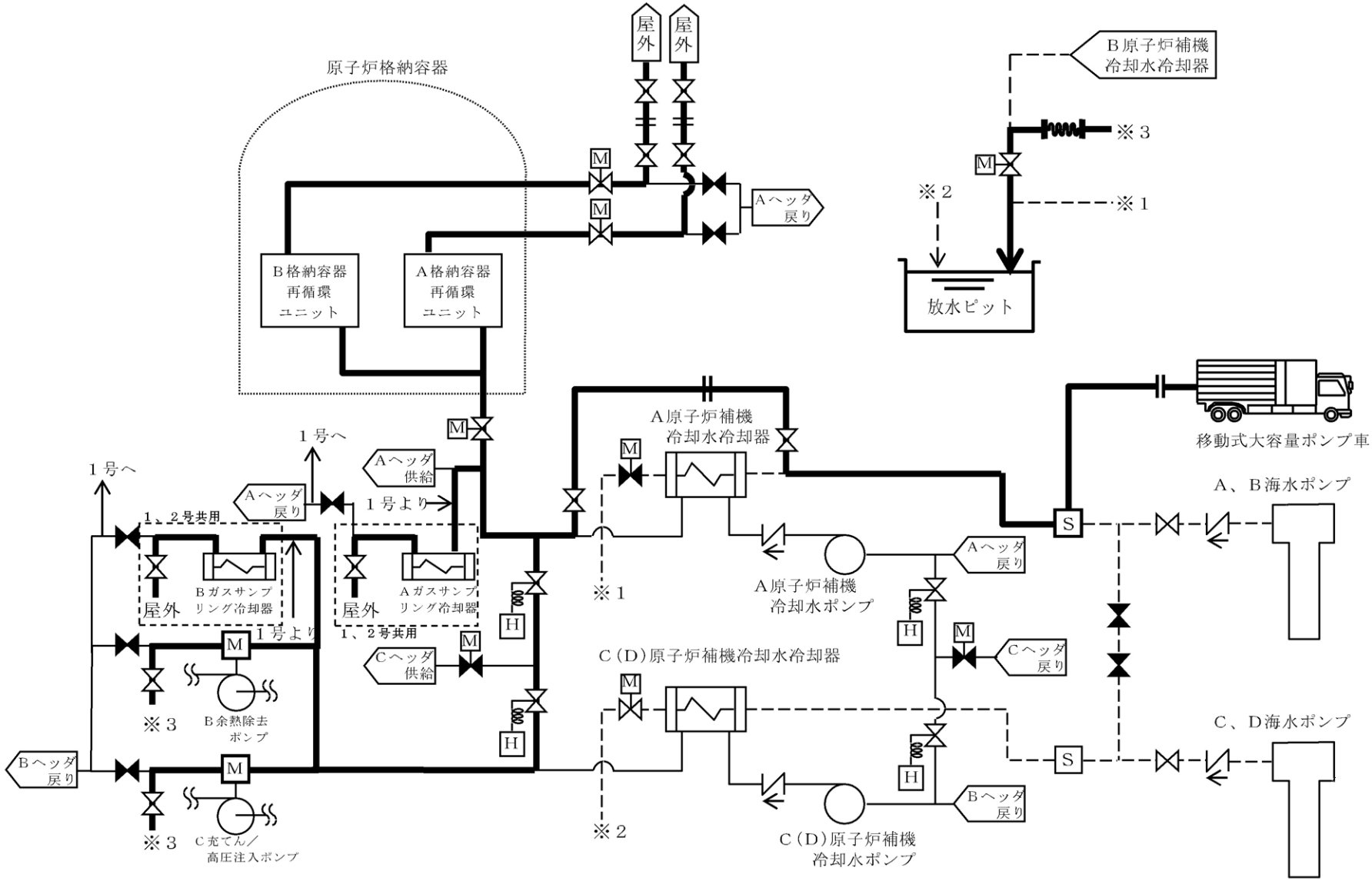
第 5.9.1 図　　原子炉補機冷却水設備系統説明図



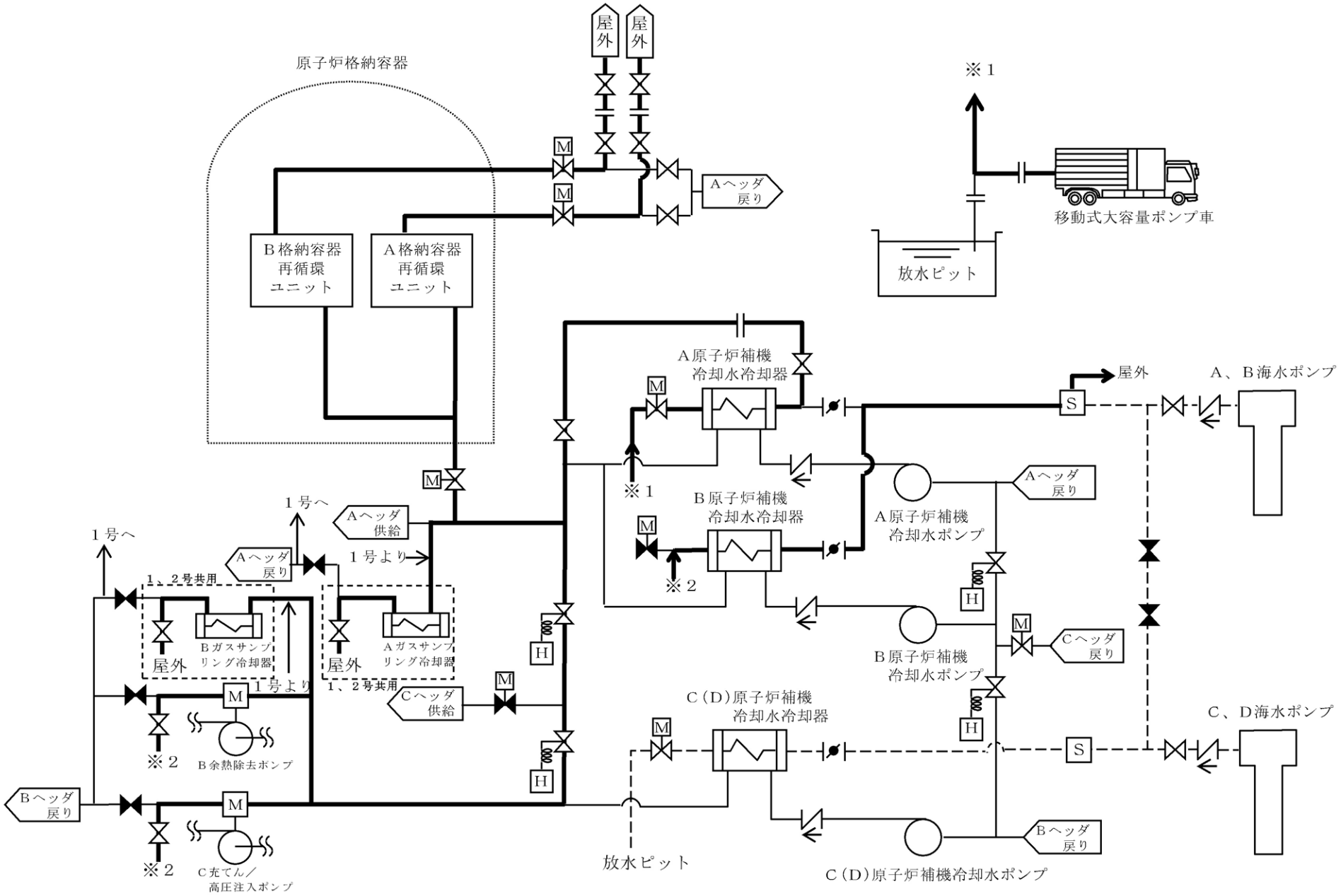
第 5.9.2 図　　原子炉補機冷却海水設備系統説明図



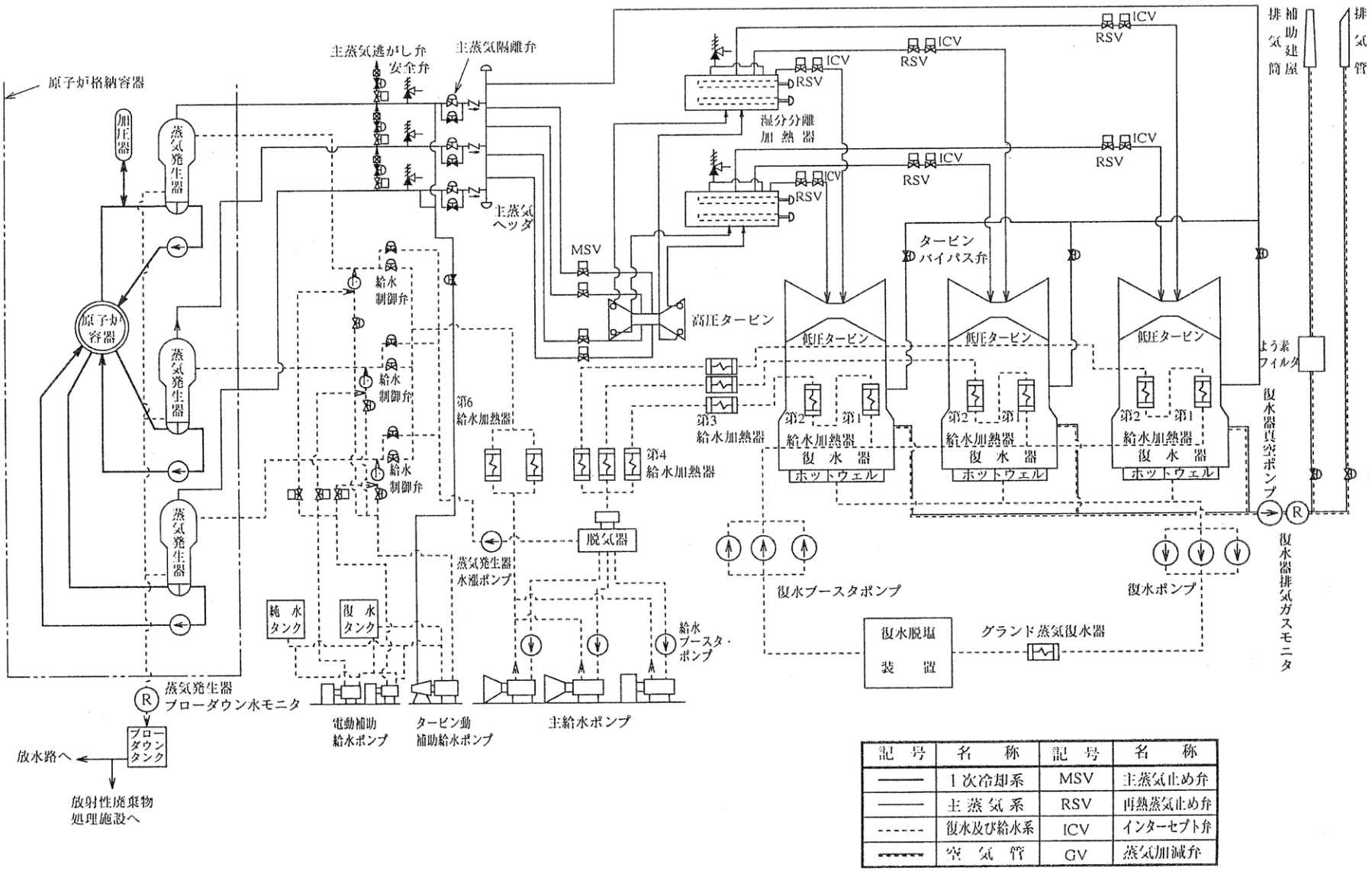
第 5.10.1 図　　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（１）



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系統概要図（２）

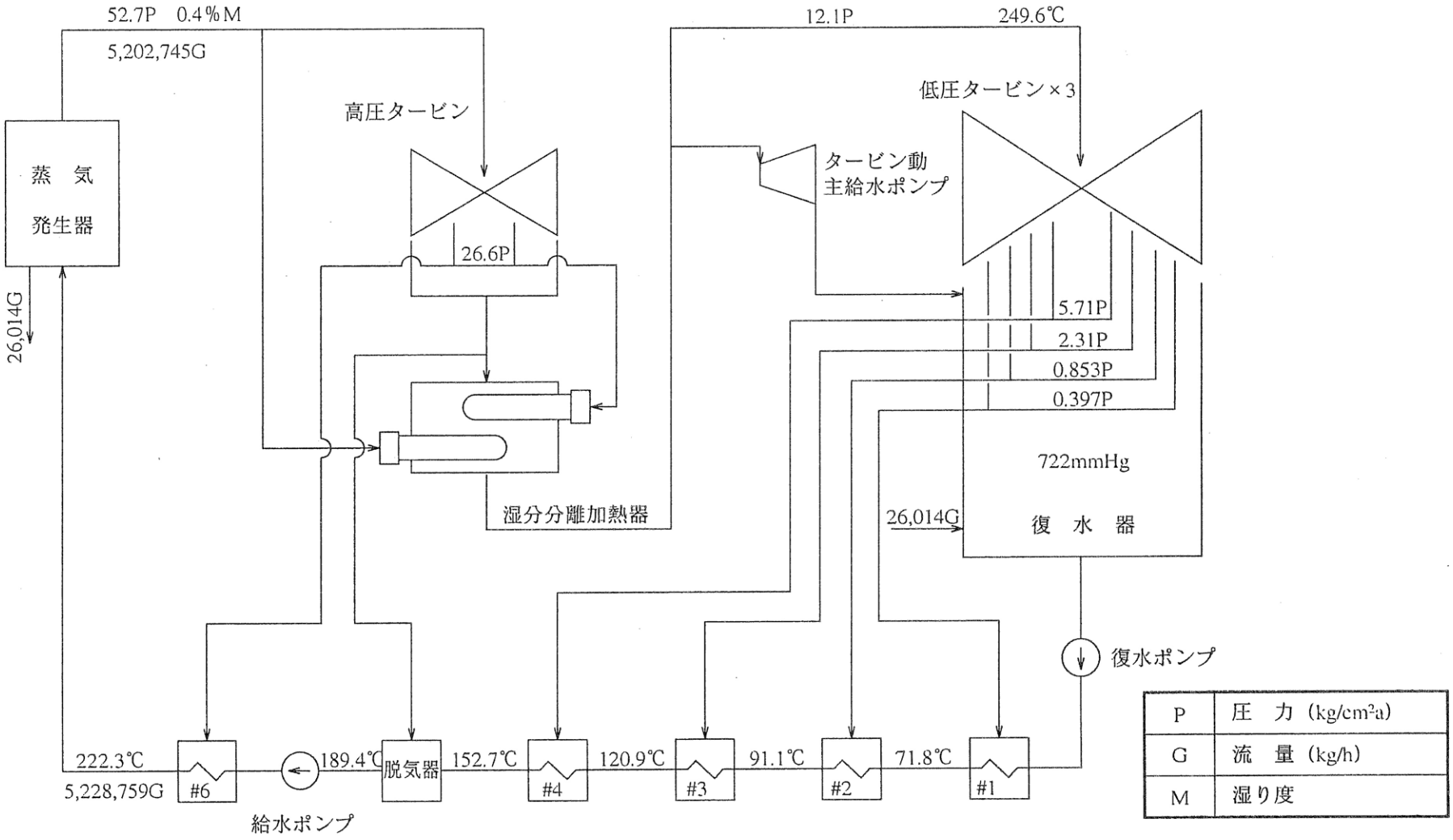


第 5.10.3 図　　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（３）

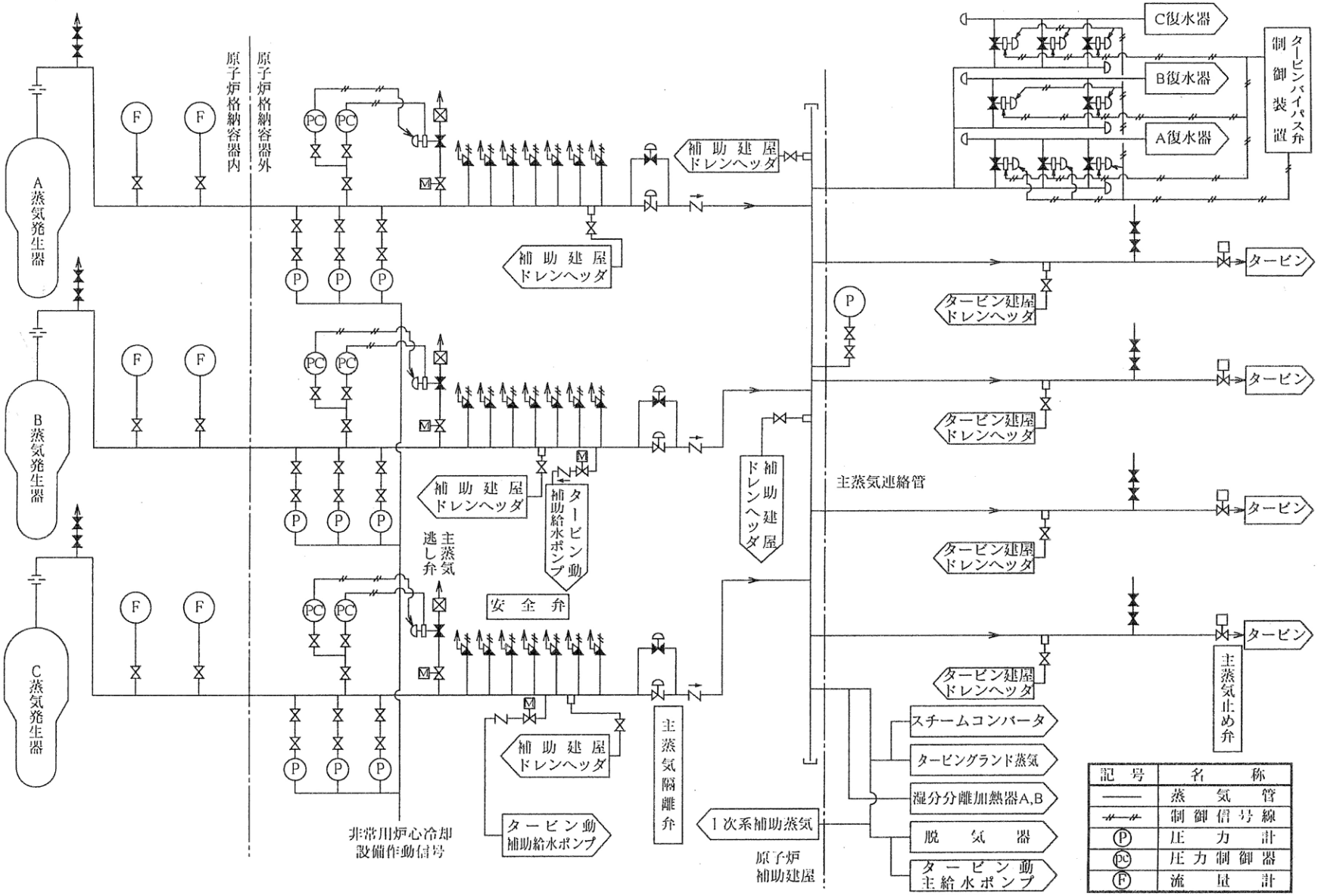


記号	名称	記号	名称
———	1次冷却系	MSV	主蒸気止め弁
———	主蒸気系	RSV	再熱蒸気止め弁
- - - - -	復水及び給水系	ICV	インターセプト弁
———	空気管	GV	蒸気加減弁

第 5.11.1 図　　タービン系統説明図

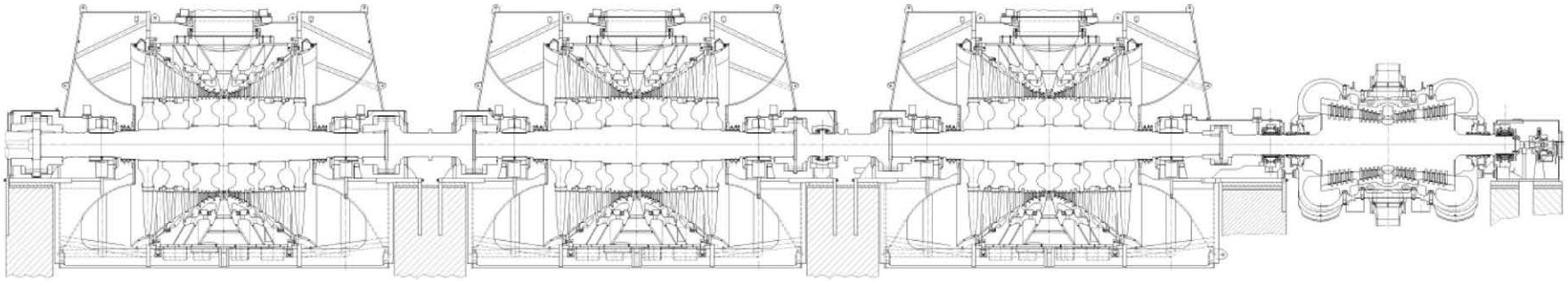


第 5.11.2 図　　タービンヒートバランス図

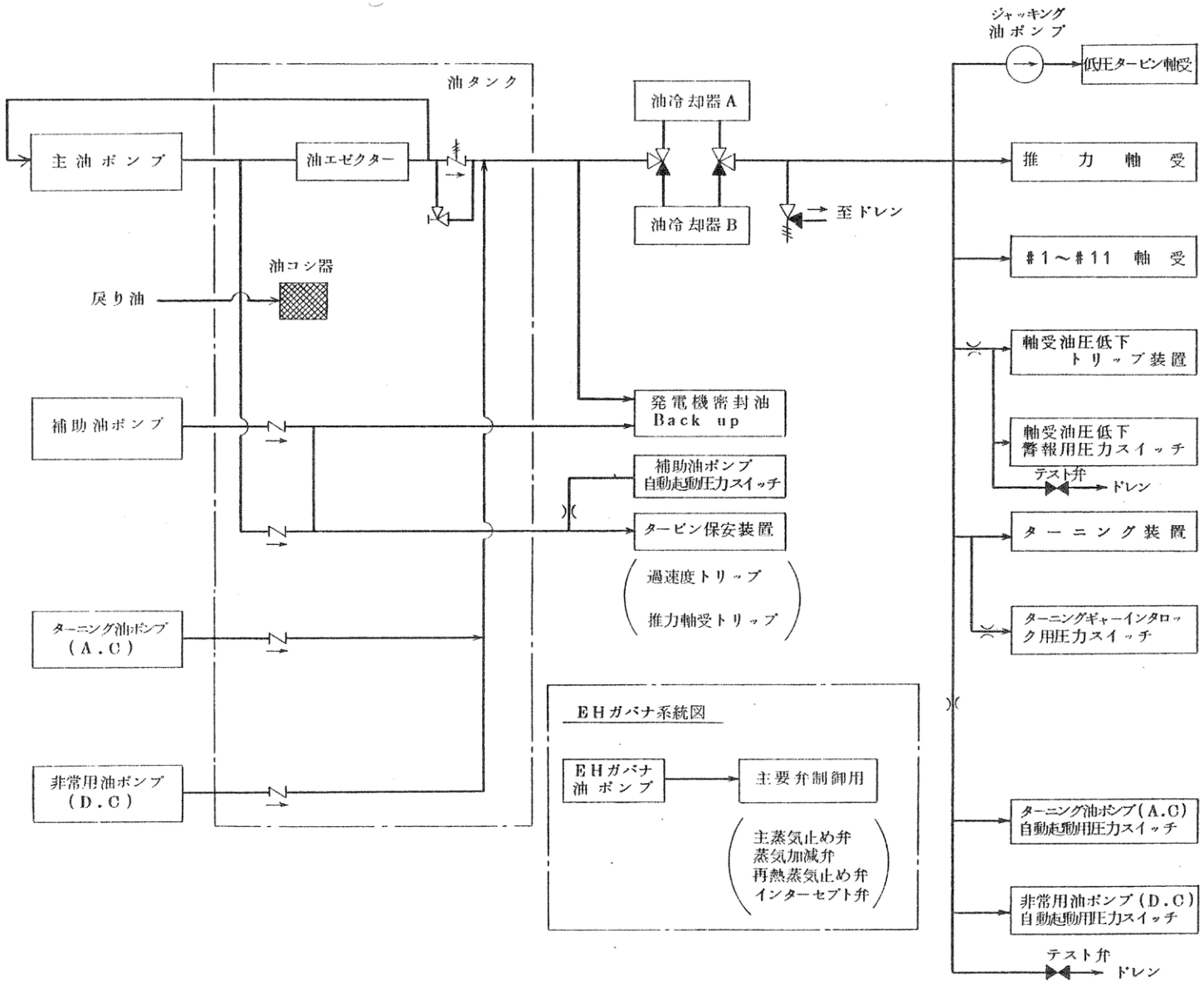


第 5.11.3 図　　主蒸気系統説明図

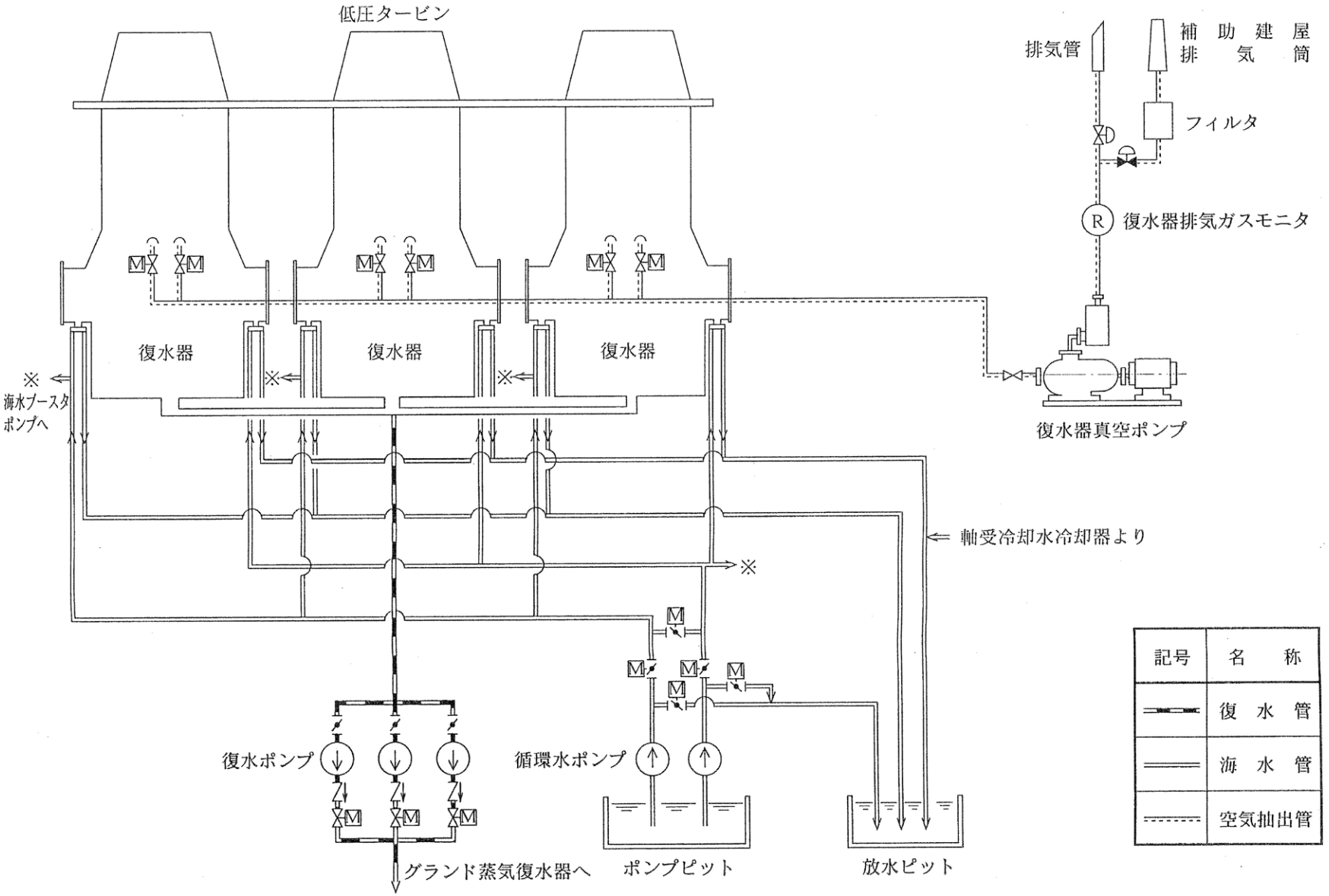
串型４車室６分流排気再熱再生式
定格出力　　約８９０，０００ｋＷ
回 転 数　　約１，８００rpm
蒸気圧力（主蒸気止め弁前にて）　　約５．０７ＭＰａ［gage］
蒸気温度（主蒸気止め弁前にて）　　約２６６．０℃
真 空 度　　約－９６．３ｋＰａ



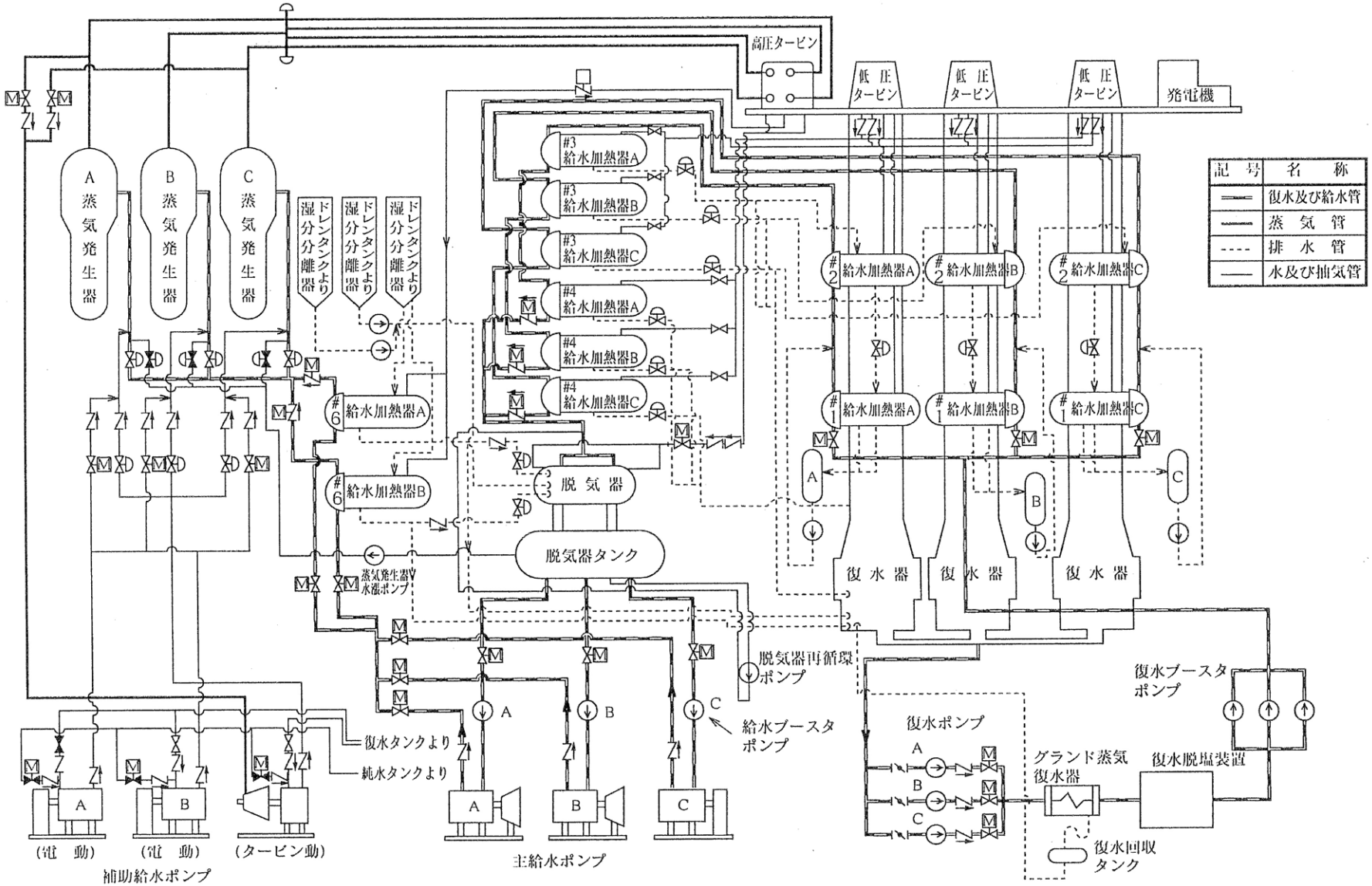
第 5.11.4 図　　蒸気タービン断面説明図



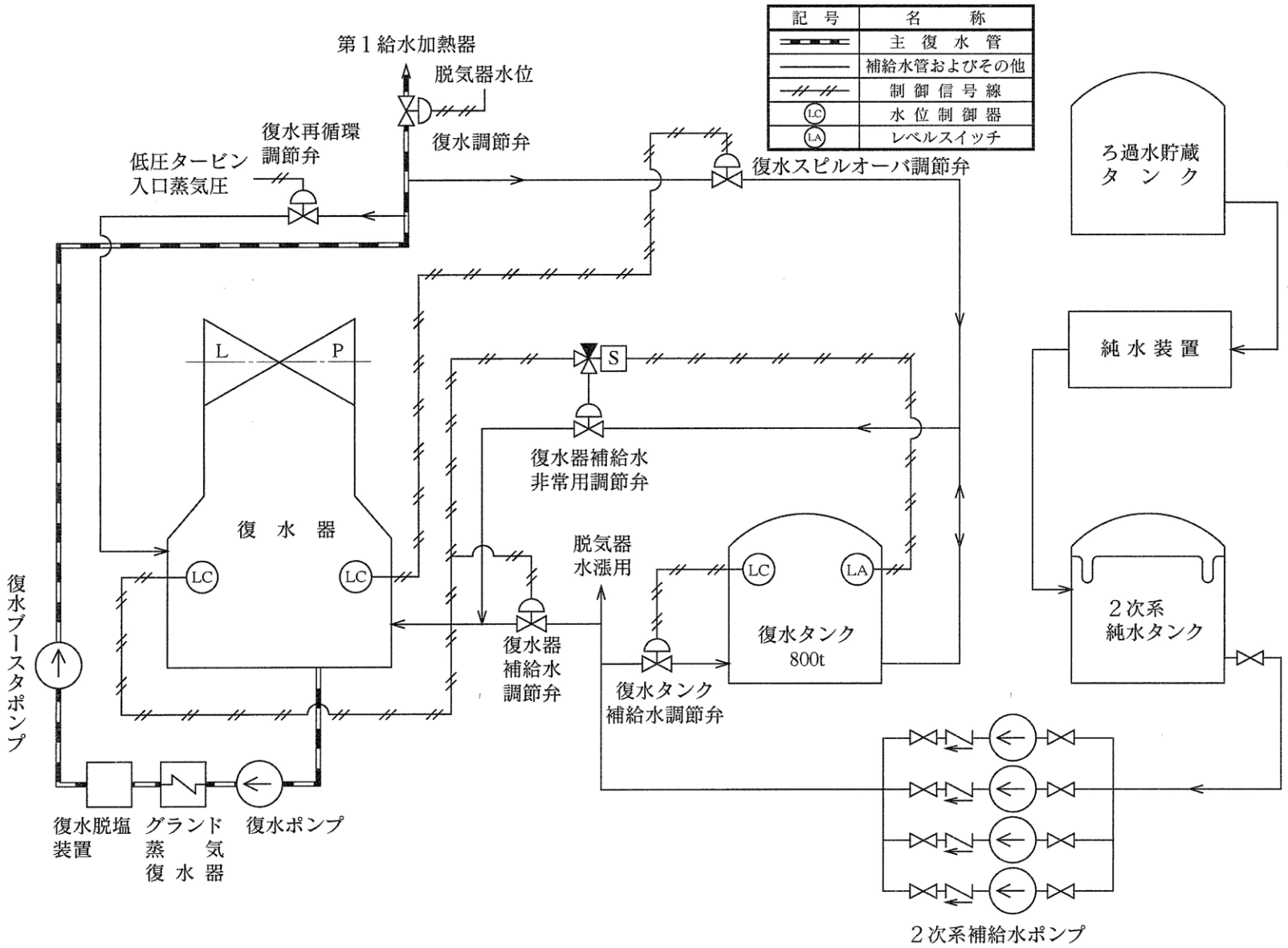
第 5.11.5 図　　潤滑油系統説明図



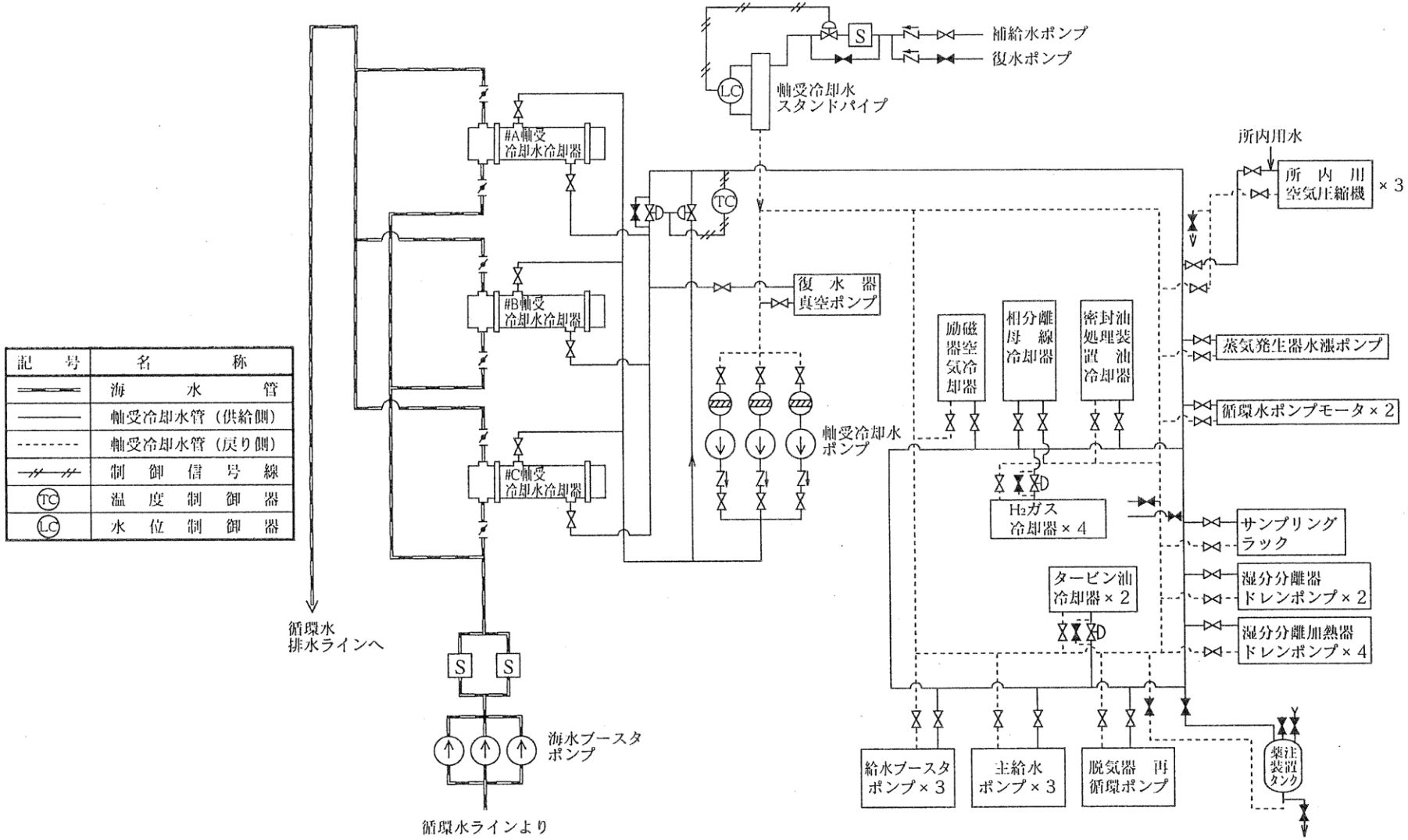
第 5.11.6 図　　復水設備系統説明図



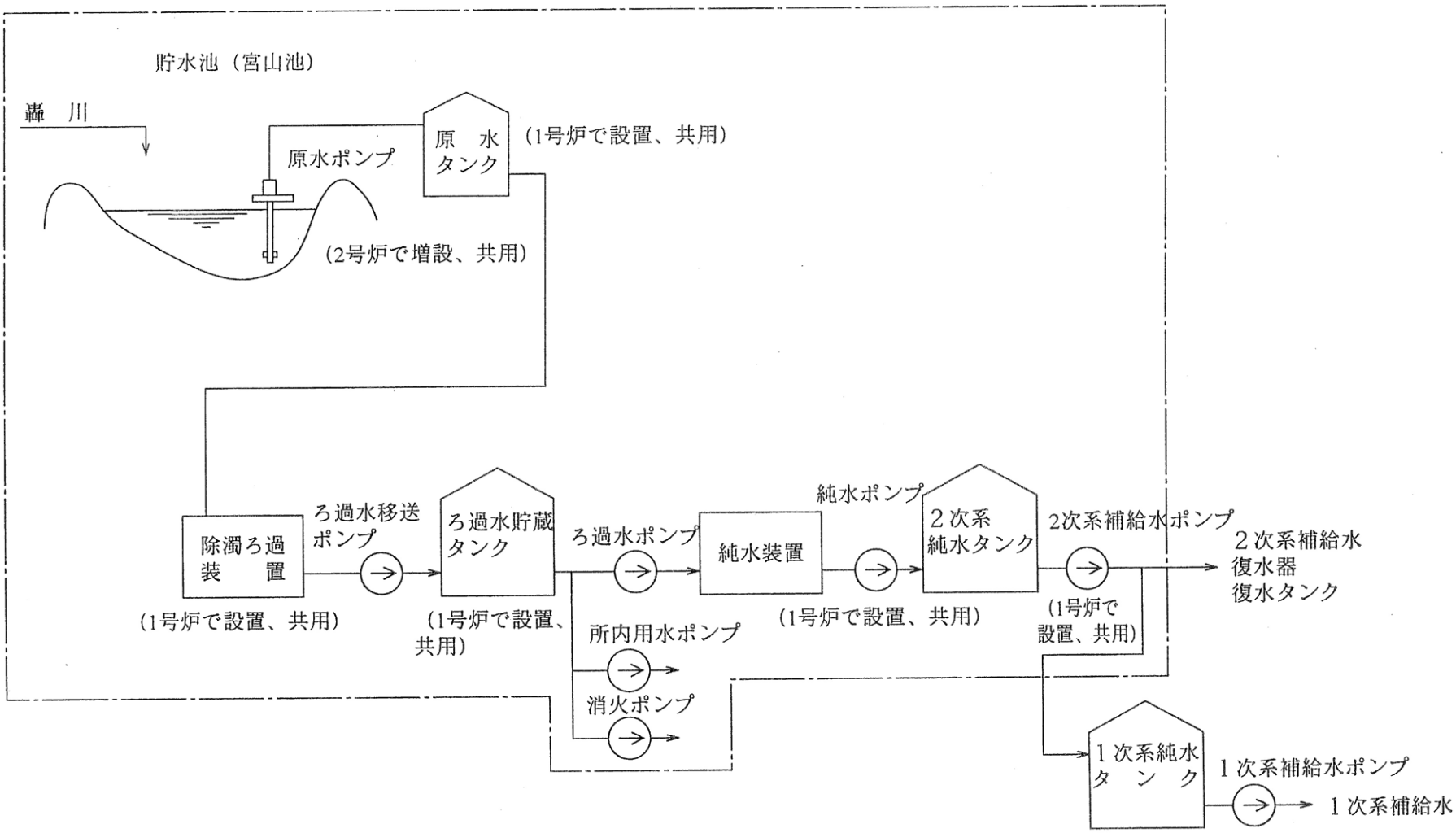
第 5.11.7 図　　給水設備系統説明図



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動作を行う。

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、±５％／minのランプ状負荷変化と、±10％のステップ状負荷変化に応じることができる。また、タービンバイパス制御系（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

(8) 制御棒クラスタ引抜き阻止及びタービンランバック

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48本を制御グループ４バンク、停止グループ２バンクに分け、発電用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48本が、

その駆動装置用電源をしゃ断することにより自重で炉心にそう入される。

(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側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３チャンネルの平均温度を得て、このうちで２番目に大きい信号を信号選択回路で選択して１次冷却材平均温度として使用する。

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

制御棒クラスタのそう入限界位置は、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。

下限は、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。

上限については、制御棒クラスタ位置は、制御棒クラスタ引抜き限界位置からずれれば警報を発する。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

過渡時の1次冷却系の圧力変化は、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、スプレイ弁、逃がし弁及びヒータを設ける。

通常運転状態では、加圧器の下部は液相、上部は気相になっ

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

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

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

加圧器圧力が設定値より大きく低下した場合は、加圧器圧力信号によりスプレイ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、抽出ライン制御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、各蒸気発生器に個別に設置し、主給水制御弁の開度を調節することによって蒸気発生器の水位を所定の値に制御する。

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

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

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

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、おのおの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△Ｔ高

過大出力△Ｔ高

(2)　タービンランバック

過大温度△Ｔ高

過大出力△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±５％／minのランプ状負荷変化と、±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、原子炉トリップすることなく対処できる。（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及び記録計に指示記録すると同時に、設定値に達した場合には、運転員に注意を喚起するよう警報装置及びインターロックを設ける。

各制御装置は、必要な場合には運転員の監視のもとに十分安全に手動制御が可能である。

6.2　原子炉計装(1)

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、中央制御室の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は握するため、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Ｔavg及び温度差△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そう入下限を監視する。

(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。

(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しゃ断に対して最終的に安全な状態に落着くような設計とする。

(6)　炉外核計装は、安全保護系と計測制御系を分離した設計とし、安全保護系の一部から計測制御系へ信号を取出す場合には、計測制御系の故障が安全保護系の機能を損わない設計とする。

(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、機能喪失していないことを確認できるような設計とする。

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の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中央制御室の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、中性子束検出器の高圧電源をしゃ断する。

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中央制御室の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中央制御室の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。上部及び下部個別信号についても直読レベル計を通したのち安全保護系のプロセス計装設備へ、また、絶縁増幅器を介して指示計、記録計へ送る。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台の計測制御用電源からそれぞれ独立に給電してチャンネル相互間の電気的な分離を図る。

盤内配線にはテフロン電線を用いるなど、炉外核計装盤はできるだけ不燃化、あるいは難燃化を考慮した設計とする。

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)　炉外核外装は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の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、チャンネル間の相互干渉を防止するため、検出器に相互に距離をへだてて設置すると共に、チャンネル毎に独立したラックに機器、装置を収納する。ラック内の配線にはテフロン電線を使用するなど、実用可能な限り不燃化あるいは難燃化が計られるほか、検出器ケーブル及び原子炉保護設備への配線はチャンネル毎に分離して布設され、ラッ

クへの電源もチャンネル毎に独立に供給される設計となっている。

(4) 炉外核計装の信号を計測制御系に使用する場合には、絶縁増幅器によって両者の間を絶縁し、計測制御系において、回路の短絡、地絡又は断線による故障が生じても、安全保護系の機能に影響を与えない設計となっている。

(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されている。

(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安全機能を失うことない。

6.2.3 炉内計装

6.2.3.1 設計方針

(1) 炉心の出力分布及び熱水路係数をは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ルでおおい、上記案内管の中に入れる。

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

(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そう入し、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５個設け、炉心内にそう入する通路の選択及び小型検出器の駆動は、中央制御室の炉内計装盤からの遠隔操作によって行う。

小型検出器をそう入するシンブルは、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。コンジットは、原子炉容器底部とシールテーブルの間に設置する。原子炉容器底部からシールテーブルまではシン

ブ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、コンジットとシンブルのシールはシールテーブル部で行う。

シンブルは、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10パス選択装置で構成する。

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そう入する。

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。

10個までの選択可能なパスの１つに検出器を入れるため、10パス選択装置を設ける。

また、５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、中央制御室の炉内計装盤に送り、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は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、制御棒クラスタのそう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そう入限界を設定することにより制御棒クラスタのそう入を制限して、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におのおの停止余裕監視装置を設ける。

制御棒クラスタそう入限界は、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。

制御棒クラスタのそう入限界を設定し、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、制御棒クラスタのそう入を制限する。

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付けた制御棒クラスタ１本当り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ィジタル信号に変換し、中央制御盤上にランプ表示する。とくに全そう入時には、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

6.3.1　概　　要

プラントの適切かつ安全な運転のために１次冷却系をはじめとし、各補助系における必要なプロセス量の測定を行い、その信号の一部は、原子炉保護設備、工学的安全施設作動設備、原子炉制御設備に用いる。

プロセス計装設備は、検出器のほかに、演算処理装置を収納する計器ラックから構成し、主要なパラメータは、中央制御盤に指示、記録及び警報を発する。

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

6.3.2　設計方針

(1)　安全保護回路のプロセス計装は、以下の方針で設計する。

a.　安全保護回路のプロセス計装は、運転時の異常な過渡変化が生じた場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び必要な工学的安全施設と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできる設計とする。

b.　安全保護回路のプロセス計装は、設計基準事故時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び必要な工学的安全施設を含む適切な系統を自動で作動する設計とする。

c.　安全保護回路のプロセス計装は、単一故障又は使用状態からの単一の取外しを行った場合において、安全保護機能を喪失しないよう多重性を確保する設計とする。

d. 安全保護回路のプロセス計装は、チャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間において独立性を確保する設計とする。

e. 安全保護回路のプロセス計装は、駆動源の喪失、系統の遮断その他考慮すべき不利な状況に対して最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。

f. 安全保護回路のプロセス計装は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

g. 安全保護回路のプロセス計装は、計測制御系と分離した設計とし、安全保護回路の一部を計測制御系と共用する場合には、計測制御系の故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取外しが波及し、その安全保護機能を失わないように、機能的に分離する設計とする。

h. 安全確保上最も重要な原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの３つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束、原子炉水位及び原子炉冷却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. 安全保護回路のプロセス計装は、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。

j. 安全保護回路のプロセス計装は、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。

(2) 安全保護回路以外の主要なプロセス計装としては、１次冷却系

計装、補助給水系計装、燃料取替用水系計装等があり、これらは、以下の方針で設計する。

a. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において主要なパラメータは、予想変動範囲での監視、記録ができるよう設計する。

また、事故時において事故の状態を知り対策を講じるに必要なパラメータは監視、記録できるようにする。

b. プロセス計装の主要なパラメータは中央制御盤で監視できるようにする。

c. 主要なプロセス計装の電源は、無停電電源装置より給電する。

6.3.3 主要設備

6.3.3.1 安全保護回路のプロセス計装

原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備に信号を供給する安全保護回路のプロセス計装は、検出器のほかに演算処理装置を収納する計器ラックから構成される。安全保護回路のプロセス計装を第 6.3.1 表に示す。

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

また、これらの計装に必要な電源は、４台の無停電電源装置からそれぞれ独立に給電すると共に、検出器と計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気的にも独立性

を保つようにする。

さらに、安全保護回路のプロセス計装の信号を制御系に使用する場合には、絶縁増幅器により両者の間を絶縁し、制御系に生じた短絡、地絡又は断線による故障が安全保護回路に影響を与えることのないようにする。

これらの計装の機能をテストする場合には、検出器の出力信号回路に模擬入力を印加することにより、規定の設定値において、必要な動作をすることを確認することができる。また、多重化した検出器は、チャンネル相互の信号を比較することにより、原子炉運転中にもその健全性を確認できる。なお、安全保護回路のプロセス計装の計測信号はすべて中央制御盤上に指示、又は記録し、プラントの適切かつ安全な運転ができるようにする。

なお、加圧器水位、蒸気ライン圧力、原子炉格納容器内圧力、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　安全保護回路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に必要なパラメータとしては第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、ループの温度、圧力、流量、サブクー

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

なお、炉心冷却状態監視を補助するものとして原子炉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、補助給水流量、復水タンク水位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

燃料取替用水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。

(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、水素ガス濃度等を連続的に指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(6)　原子炉補機冷却水系計装

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)　安全注入系計装

高圧及び低圧安全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

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

(11)　記録及び保存

安全保護回路以外のプロセス計装で必要なものについては記録及び保存を行う。

(12)　プラント計算機

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

6.3.4　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り外しを行っても安全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、独立した計器ラックに収納している。

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、計器ラック、配線は、実用上可能な限り難燃性、あるいは不燃性材料を使用する設計としている。

(3)　安全保護系のプロセス計装の信号を計測制御系に使用する場合には、絶縁増幅器により絶縁し、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、系のしゃ断に対して原子炉の保護動作をとる方向に作動するように設計している。

(5)　安全保護系のプロセス計装は、原子炉運転中にも検出器の出力信号回路に模擬入力を印加し、規定の設定値において必要な動作をすることが確認できる。

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、原子炉冷却系の圧力、温度及び流量、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格納容器圧力、温度等は、監視できる設計としている。

(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。

6.4　計装設備（重大事故等対処設備）

6.4.1　概　　要

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

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

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な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」の重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータとする。

重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータは、設計基準を超える状態における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。

6.4.2　設計方針

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。

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

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

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）

・アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率

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

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

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

重大事故等の対応に必要となるパラメータは、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となる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）

・SPDSデータ表示装置

・可搬型温度計測装置

重大事故等対処設備は非常用母線に接続され、代替電源である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）及び直流電源用発電機及び可搬型直流変換器から給電可能な設計とする。また、全交流動力電源喪失時においても、大容量空冷式発電機からの給電までは十分な容量を有した蓄電池（安全防護系用）から給電可能な設計とする。

全交流動力電源が喪失した場合において、計測設備へ交流電源を給電するため、大容量空冷式発電機、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。大容量空冷式発電機は、計測設備へ交流電源を給電できる設計とする。また、常設直流電源系統が喪失した場合においても、直流電源を給電するため、蓄電池（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。蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）又は直流電源用発電機及び可搬型直流変換器は、計測設備へ直流電源を給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）
・燃料油貯蔵タンク（10.2　代替電源設備）
・タンクローリ（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（10.2　代替電源設備）
・可搬型直流変換器（10.2　代替電源設備）

大容量空冷式発電機、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ、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」に記載する。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合においても可搬型の格納容器水素濃度は、電源を大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

6.4.2.1　多様性、位置的分散

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

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

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

6.4.2.2　悪影響防止

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

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

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、電源操作によって、通常の系統構成から重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型の格納容器水素濃度、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率及び格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）並びに可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.4.2.3　容 量 等

基本方針については「1.1.7.2 容量等」に示す。

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

可搬型の重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において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は、１号炉及び２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、１号炉及び２号炉で１セット１個使用する。保有数は、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（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率は、１号炉、２号炉でそれぞれ１セット１個使用する。保有数は、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（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）は、１号炉、２号炉それぞれ１セット１個使用する。保有数は、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（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用として１号炉、２号炉それぞれ１セット34個（測定時の故障を想定した予備として、１号炉、２号炉それぞれ２個含む）使用する。保有数は、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34個の合計102個（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

また、格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）計測用として１号炉、２号炉それぞれ１セット４個（測定時の故障を想定した予備として、１号炉、２号炉それぞれ１個含む）

を使用する。保有数は、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（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

6.4.2.4　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時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。

・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
・格納容器再循環サンプ広域水位
・格納容器再循環サンプ狭域水位
・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Ａ（低レンジ）
・格納容器内高レンジエリアモニタＢ（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は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムLOCA時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。

・ほう酸注入ライン流量

・補助注入ライン流量

・補助給水流量

・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は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

・余熱除去ループ流量

・SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量

・Ａ格納容器スプレイ冷却器出口積算流量

・格納容器圧力

・AM用格納容器圧力

・原子炉補機冷却水サージタンク水位

・ほう酸タンク水位

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

・燃料取替用水タンク水位

・復水タンク水位

可搬型の格納容器水素濃度、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）及びアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率、格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）並びに可搬型温度計測装置及び可搬型計測器は、原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。作業は計測場所で可能な設計とする。

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、重大事故等時における中央制御室、原子炉補助建屋、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）のそれぞれの環境条件を考慮した設計とする。

6.4.2.5　操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）の接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

可搬型の格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）

の検出器と温度計本体の接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

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

6.4.3　主要設備及び仕様

計装設備の主要設備及び仕様を第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」に示す。

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

6.5　試料採取設備

6.5.1　概　　要

試料採取設備は、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、高圧、高温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、減圧はもとより、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ひん度が高い試料は、必要に応じてディレイコイル、サンプル冷却器、減圧棒及び減圧弁を通じて冷却、減圧後、原子炉系試料採取室のサンプルフード内で集中採取できる設計とし、第6.5.1図に概略を示す。

集中採取する箇所は次のとおりである。

加圧器気相部

加圧器液相部

１次冷却材管（ループ高温側）

余熱除去設備（余熱除去ポンプ出口）

化学体積制御設備（抽出系脱塩塔入口）

化学体積制御設備（抽出系脱塩塔出口）

蓄圧タンク

なお、１次冷却材サンプルは事故時においても採取でき、放射性物質濃度及びほう素濃度を測定、監視できる設計とする。

(3)　試料採取設備のうち、放射能濃度の低い試料及び分析ひん度の低い試料は、現場で採取できる設計とする。

(4)　事故時、格納容器内のガスを採取して、水素ガス濃度、放射性物質濃度を監視できる設計とする。

(5)　事故時の１次冷却材及び格納容器雰囲気のサンプリングに関しては、格納容器バウンダリの機能を、サンプリングの実施によって、影響を生ずるほど損うことのない設計とする。

6.5.3　主要設備の仕様

試料採取設備の主要設備の仕様を第6.5.1表に示す。

6.5.4　主要設備

(1)　サンプルフード及びサンプルシンク

サンプルフードは、試料採取中に発生するガスを補助建屋換気空調設備に導く。

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

(2)　サンプル冷却器

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

(3)　試料採取管

試料採取管は、試料の流路に組込み、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)　事故後サンプリング設備

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、ガスサンプリング冷却器、ガスサンプリング圧縮機及び試料採取管を設ける。第6.5.2図に概略を示す。

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、事故時に際し工学的安全施設の作動とあいまって燃料の許容設計限界、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリを保護するため原子炉停止系を作動させ、原子炉を自動停止させる。

原子炉保護設備は、原子炉プラントの種々のパラメータを監視する原子炉計装あるいは、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２重トレンの論理回路と原子炉トリップ信号により自動的に開く原子炉トリップしゃ断器とで構成する。

6.6.2　設計方針

(1)　原子炉保護設備は、運転時の異常な過渡変化が生じた場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統を含む適切な設備と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えることがない設計とする。

(2)　原子炉保護設備は、設計基準事故時にその異常な状態を検知し、原子炉停止系統を自動的に作動させ、また、必要な場合には手動でも作動できる設計とする。

(3)　原子炉保護設備は、単一故障又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を喪失しないよう多重性を確保する設計とする。

(4) 原子炉保護設備は、チャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間において独立性を確保する設計とする。

(5) 原子炉保護設備は、駆動源の喪失、系統の遮断その他考慮すべき不利な状況に対して最終的に安全な状態に落着くような設計とする。

(6) 原子炉保護設備のデジタル計算機は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

(7) 原子炉保護設備は、２基以上の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。

(8) 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。

(9) 原子炉保護設備は、作動状況が確認できる設計とする。

6.6.3 主要設備

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、直列に２台設け、制御棒クラスタ駆動装置電動発電機の３相交流電源を制御棒クラスタ駆動装置に接続する。各ロジックトレンは、独立の原子炉トリップ遮断器をそれぞれ開くことができる。

発電用原子炉をトリップさせるには、２台中、１台の原子炉トリップ遮断器を開けばよく、いずれか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は遮断され、制御棒クラスタは、自重で炉心に挿入される。各原子炉トリップ遮断器の不足電圧コイルは、プラント出力運転中励磁して、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回路のプロセス計装によって監視している変数が設定値に達し、所要の演算処理装置等が動作すると、原子炉トリップ遮断器の不足電圧コイルへの直流回路を開く。不足電圧コイルの直流電源が喪失すると、トリッププランジャを解放し、遮断器を開く。

制御棒クラスタは運転員が原子炉トリップ遮断器をリセットするまで引き抜きはできない。また、原子炉トリップ遮断器はトリップ信号が復帰しないと、リセットはできない。

また、運転中に原子炉トリップ遮断器のテストができるようにバイパス遮断器を設ける。

原子炉トリップ遮断器は、原子炉補助建屋内の制御棒駆動装置電源室に設置し、必要な場合には、現場手動遮断が可能である。

6.6.3.2　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、手動でブロックできる。

更に、出力領域中性子束がＰ－10の設定値を超えると自動ブロックされる。

(2)　中間領域中性子束高

原子炉停止及び起動時の保護のため、中間領域中性子束高の“1 out of 2”信号で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、手動でブロックできる。

(3)　出力領域中性子束高

出力領域中性子束高には、高設定と低設定があり、通常の出力運転状態では、定格出力値以上に設定した高設定値により、起動時等の低出力運転状態では、定格出力値以下の低設定値により両者とも、出力領域中性子束高の“2 out of 4”信号で、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、手動でブロックできる。

(4)　出力領域中性子束変化率高

制御棒クラスタの飛び出し及び、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△Ｔ高

過大温度△Ｔ高トリップは、炉心をＤＮＢから保護する。

過大温度△Ｔ高の設定点は以下の通りで“2 out of 3”信号で発電用原子炉をトリップさせる。

過大温度△Ｔ設定＝

$$K_1 - K_2 \frac{1+\tau_1 S}{1+\tau_2 S}\ (T - T_0) + K_3 (P - P_0) - f(\triangle q)$$

ここで、Ｓ　：ラプラス演算子

Ｔ　：１次冷却材平均温度

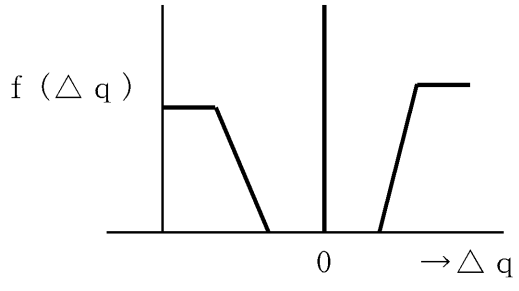
T_0：定格出力時の１次冷却材平均温度

Ｐ　：原子炉圧力

P_0：定格運転圧力

$K_1 \sim K_3$、τ_1、τ_2：定数

ｆ（△ｑ）：炉外中性子束検出器の上半分（ϕ t）と下半分（ϕ ｂ）の指示値の差の関数で、概略を下図に示す。（△ｑ＝ϕ ｔ－ϕ ｂ）



過大温度△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△Ｔ高

過大出力△Ｔ高トリップは、炉心の過出力を防止する。

過大出力△Ｔ高の設定値は以下の通りで“2 out of 3”信号で発電用原子炉をトリップさせる。

$$過大出力\triangle T設定 = K_4 - \left[K_5 \frac{\tau_3 S}{1+\tau_3 S} T\right] - \left[K_6 (T - T_0)\right] - f(\triangle q)$$

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～K_6、τ_3：定数

ｆ（△ｑ）：過大温度△Ｔ高と同じ。

過大出力△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 3”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 3”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でブロックされる。

(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 3”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 3”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 3”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)　１次冷却材ポンプしゃ断器開

(10)、(11)、(12)の後備として、出力領域中性子束あるいは、タービン負荷がＰ－７の設定値以上の出力では、２台以上のポンプしゃ断器開一致信号で、また出力領域中性子束がＰ－８の設定値以上では、いずれかのポンプしゃ断器開信号で、発電用原子炉をトリップさせる。

(14)　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、タービンオートストップ油圧低の“2 out of 3”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。

(15)　蒸気発生器給水流量低

給水流量の喪失による１次冷却系の過圧を防止するため、主蒸気流量と給水流量差大の“1 out of 2”信号と蒸気発生器水位低の“1 out of 2”信号との一致で発電用原子炉をトリップさせる。

(16)　蒸気発生器水位異常低

(15)項の後備として、蒸気発生器の水位が過度に低下した場合には、蒸気発生器水位異常低の“2 out of 3”信号で、発電用原子炉をトリップさせる。

(17)　加圧器水位高

(8)項の後備として、加圧器水位高の“2 out of 3”信号で発電用原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束あるいは、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。

(18)　地震加速度高

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

(19) 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 3”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、中央制御室に警報する。

また、多重チャンネル構成を有する原子炉トリップ信号は、１チャンネルでも動作すれば「パーシャルトリップ警報」を出す。

(2) 表 示 灯

多重チャンネル構成を有する原子炉トリップ信号は、１チャンネルでも動作すればトリップ状態を表示する表示灯を中

央制御盤上に設ける。

6.6.4　手順等

(1)　安全保護系のデジタル計算機が収納された盤については、施錠管理方法を定め運用する。

(2)　発電所への出入については、出入管理方法を定め運用する。

(3)　安全保護系の保守ツールの使用については、パスワードの管理及び入力操作に関する手順等並びにソフトウェアの使用について検証及び妥当性を確認することを定め運用する。

(4)　保守計画に基づき、適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

(5)　保守・点検や盤の施錠管理、出入り管理、パスワード管理などの管理手順に関する教育を実施する。

6.7　工学的安全施設作動設備

6.7.1　概　　要

工学的安全施設作動設備は、１次冷却材喪失事故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、原子炉格納容器バウンダリを保護するための設備を起動するものである。また、２次系の異常な減圧のような運転時の異常な過渡変化時にも、非常用炉心冷却設備を作動し制御棒クラスタの挿入に加えて炉心へのほう酸注入により炉心を臨界未満にでき、かつ維持できる。

工学的安全施設作動設備として、非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器隔離弁、補助給水ポンプ、アニュラス空気浄化設備、格納容器スプレイ設備及びそれらの関連機器を作動させる回路を設ける。これらの回路は、プラントの諸変数を監視する多重計測回路と、それから信号を受けて工学的安全施設を作動させる多重の論理回路とで構成する。

工学的安全施設作動設備の設計方針は、原子炉保護設備の設計方針と同様に、高い信頼性と十分な安全機能が得られるようにする。

工学的安全施設作動説明図を第6.7.1図に、工学的安全施設作動信号一覧表を第6.7.1表に示す。

6.7.2　設計方針

(1)　工学的安全施設作動設備は、単一故障あるいは使用状態からの単一の取り外しを行っても、安全保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。

(2)　工学的安全施設作動設備は、チャンネル相互を分離し、チャン

ネル間の独立性を図る設計とする。

(3) 工学的安全施設作動設備は、駆動源の喪失又は系のしゃ断に対して、最終的に安全な状態に落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る設計とする。

なお、運転員の手動操作を期待するものは、容易に操作可能で、操作に必要な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されるものとする。

(6) 工学的安全施設作動設備は、作動状況が確認できる設計とする。

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。

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

ａ．原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

原子炉圧力低と加圧器水位低との一致の“1 out of 3”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、原子炉圧力がＰ－11の設定値以下の場合には、手動ブロックできる。

ｂ．原子炉圧力異常低

原子炉圧力異常低の“2 out of 3”信号により１次冷却材喪失を検出して非常用炉心冷却設備作動信号を発する。この信号は原子炉圧力がＰ－11の設定値以下の場合には手動ブロックできる。

なお、中間領域中性子束がＰ－６の設定値以下では、原子炉圧力がＰ－11の設定値以上になった場合でも、この信号の自動アンブロックは阻止される。

ｃ．主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは、１次冷却材平均温度異常低の一致

主蒸気流量高（各蒸気ラインは流量高の“1 out of 2”信号で検出する。）の“2 out of 3”信号と主蒸気ライン圧力低の“2 out of 3”信号あるいは、１次冷却材平均温度異常低の“2 out of 3”信号との一致により、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、１次冷却材平均温度がＰ－12の設定値以下の場合は手動でブロックできる。

ｄ．主蒸気ライン差圧高

各蒸気ライン間の主蒸気ライン差圧高の“2 out of 3”信号により、主蒸気管破断による蒸気ライン圧力低を検出し、ある蒸気ラインが他の２ラインに対して圧力低になると非常用炉心冷却設備作動信号を発する。

ｅ．原子炉格納容器圧力高

原子炉格納容器圧力高の“2 out of 3”信号により、１次冷却材喪失や原子炉格納容器内での主蒸気管破断を検出し、非常用炉心冷却設備作動信号を発する。

ｆ．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信することができる。

(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は、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、原子炉格納容器圧力低減を行う。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

蒸気放出を防止し過度の炉心の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 3”信号により、主蒸気管破断を検出して主蒸気ライン隔離信号を発する。

ｂ．主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは、１次冷却材平均温度異常低の一致

主蒸気流量高（各蒸気ラインは、流量高の“1 out of 2”信号で検出する）の“2 out of 3”信号と主蒸気ライン圧力低の“2 out of 3”信号あるいは、１次冷却材平均温度異常低の“2 out of 3”信号（Ｐ－12）の一致により主蒸気ライン隔離信号を発する。

ｃ．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)　格納容器隔離信号

１次冷却材喪失事故及び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トリップ状態を表示する表示灯を中央制御盤上に設ける。

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、多重性をもたせて保護動作を行う。すなわち、“2 out of 4”“2 out of 3”、あるいは“1 out of 2”の論理回路は、連絡ケーブルをも含めて２重トレイン構成としている。これらのトレインは、電気的、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、電気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する。

(3) 運転中試験

工学的安全施設作動回路は、運転中にも論理回路の試験ができる。

すなわち、テストスイッチを操作することにより論理回路が正常に動作したことを確認できる。

(4) 手動操作

必要な場合、手動でも工学的安全施設作動を行えるように、中央制御盤上に手動スイッチを設け、下記の作動信号をそれぞれ発することができる。

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

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

原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・原子炉トリップスイッチ

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

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護盤及び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）として、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）、主蒸気系統設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、２次系補給水設備の復水タンク並びに１次冷却設備の加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）は、作動によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、１次系から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（ATWS緩和設備）は、復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により１次冷却系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（ATWS緩和設備）

・主蒸気隔離弁

・電動補助給水ポンプ

・タービン動補助給水ポンプ

・復水タンク

・加圧器逃がし弁

・加圧器安全弁

・主蒸気逃がし弁

・主蒸気安全弁

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、１次冷却設備の蒸気発生器及びディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電機の詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。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。

多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動動作しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、主蒸気系統設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、２次系補給水設備の復水タンク並びに１次冷却設備の加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

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

・復水タンク

・加圧器逃がし弁

・加圧器安全弁

・主蒸気逃がし弁

・主蒸気安全弁

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、１次冷却設備の蒸気発生器及びディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電機の詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。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については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器及び原子炉安全保護盤の故障等により原子炉トリップ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、

急速ほう酸補給弁、ほう酸タンク及び充てん／高圧注入ポンプを使用する。

ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、急速ほう酸補給弁を介して充てん／高圧注入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

・急速ほう酸補給弁

・ほう酸タンク

・充てん／高圧注入ポンプ

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

ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、ほう酸注入タンクを介して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／高圧注入ポンプ

・ほう酸注入タンク

・燃料取替用水タンク

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。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。

さらに、ほう酸注入タンクが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／高圧注入ポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、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／高圧注入ポンプ

・燃料取替用水タンク

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発

電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備を構成する蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「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。

多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）を使用した自動での１次冷却系統の過圧防止及び原子炉出力抑制は、原子炉安全保護系設備と部分的に設備を共用するため、原子炉安全保護系設備から電気的・物理的に分離することで原子炉安全保護系設備と同時に機能喪失しない設計とする。また、多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）は、原子炉補助建屋内の原子炉安全保護系設備と異なる区画に設置し、位置的分散を図る設計とする。

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

主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを使用した手動での１次冷却系統の過圧防止及び原子炉出力抑制は、原子炉安全保護盤に対して多様性を持ち、原子炉補助建屋内の原子炉安全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。

ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁、充てん／

高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクを使用したほう酸水注入は、制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器及び原子炉安全保護盤に対して多様性を持つ設計とする。

ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁、充てん／高圧注入ポンプ及びほう酸注入タンクは、原子炉補助建屋内の原子炉トリップ遮断器及び原子炉安全保護盤と異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは屋外に設置することで、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤及び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、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器は、遮断器操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉出力抑制に使用する多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう系統から分離が可能な設計とする。原子炉トリップ信号が原子炉安全保護系設備より正常に発信した場合は、不必要な信号の発信を阻止できる設計とする。また、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、加圧器逃がし弁、加圧器

安全弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び蒸気発生器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ほう酸水注入に使用するほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁、ほう酸タンク、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.8.2.3　容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

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

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用する多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）は、重大事故等時に「蒸気発生器水位異常低」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。

多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）の作動による主蒸気隔離弁の閉止に伴う１次冷却系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、設計基準事故対処設備の１次冷却系統の過圧防止機能と兼用しており、設計

基準事故時に使用する場合の放出流量が、主蒸気隔離弁の閉止による１次冷却系統の過圧防止に必要な放出流量に対して十分であることを確認していることから、設計基準事故対処設備として同仕様で設計する。

また、その後の１次冷却系統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、復水タンク、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び蒸気発生器は、設計基準事故対処設備の蒸気発生器２次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の補助給水流量及び蒸気流量が、主蒸気隔離弁の閉止による１次冷却系統の過圧防止に必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認していることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

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

6.8.2.4　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

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

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

原子炉トリップ遮断器、多様化自動作動設備(ATWS 緩和設備)、主蒸気安全弁、ほう酸タンク、ほう酸フィルタ及びほう酸注入タンクは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

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

主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、ほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁及び充てん／高圧注入ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

復水タンク及び燃料取替用水タンクは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

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

6.8.2.5　操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

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

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

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

6.8.3　主要設備及び仕様

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要設備及び仕様は第 6.8.1 表のとおり。

6.8.4　試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは、機能・性能の確認が可能なように、手動操作による原子炉トリップ遮断器開放ができる設計とする。

手動による原子炉緊急停止に使用する制御棒クラスタは、機能・性能の確認が可能なように、動作確認ができる設計とする。

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

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

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

とする。

また、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

復水タンク及び蒸気発生器は、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。

蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

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

また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁は、分解が可能な設計とする。

ほう酸水注入に使用する系統（ほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁、ほう酸タンク、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンク）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

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

また、ほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁及び充てん／高圧注入ポンプは、分解が可能な設計とする。

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

可能な設計とする。

ほう酸タンク、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、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。

6.9 圧縮空気設備

6.9.1 制御用圧縮空気設備

(1) 概　　要

制御用圧縮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されており、原子炉補助建屋、原子炉格納容器及びタービン建屋等内に設置されている空気作動弁、制御器及び計測器に清浄で乾燥した圧縮空気を供給する。

制御用圧縮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、互に分離し得る設計とする。

(3) 主要設備の仕様

制御用圧縮空気設備の設計仕様の概略を第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、たて型往復動圧縮型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、制御用圧縮機空気使用量に対して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圧縮機出口側に設置する。

6.9.2　所内用圧縮空気設備

(1)　概　　要

所内用圧縮空気設備は、原子炉補助建屋、原子炉格納容器、タービン建屋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。

所内用空気圧縮機は、無給油式とし、所内用圧縮空気設備は、制御用圧縮空気の後備ができるように設計する。

(2)　主要設備の仕様

所内用圧縮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、中央制御室（１号炉で設置、共用）を設け、同室内に中央制御盤を設置する。

また、何らかの原因で中央制御室に接近できない場合にも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

(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が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、外部火災に伴うばい煙や燃焼ガス又は有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気の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が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次冷却材系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障等が生じた場合、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、従事者が支障なく中央制御室に入れるとともに、一定期間従事者が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)　室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

(7)　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ができ、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ができるなど、安全性が向上するため、居住性に配慮した共有する設計と

する。

6.10.1.2.2　主要設備

(1)　中央制御盤

中央制御盤は、主制御盤、核計装盤、放射線監視盤及び補助制御盤で構成し、プラントの通常運転、安全停止及び事故の対応に必要な操作器、指示計、記録計及び警報装置を設置する。

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（１号及び２号炉共用）

中央制御室は、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に設計する。

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を内部被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の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設計とする。

中央制御室は、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性が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、

外部火災に伴うばい煙や燃焼ガス又は有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気の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。

また、現場操作が必要な添付書類十の設計基準事故（蒸気発生器伝熱管破断）時の操作場所である主蒸気配管室における環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失及び外部火災に伴うばい煙や燃焼ガス又は有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気の悪化）を想定しても容易に操作ができるとともに、操作に必要な照明（アクセスルート上の照明含む）は、内蔵電池からの給電により外部電源喪失時においても点灯を継続する。さらに、その他の安全施設の操作などについても、プラントの安全上重要な機能に障害をきたすおそれがある機器・弁や外部環境に影響を与えるおそれのある現場弁等に対して、色分けによる識別管理を行い、操作を容易にするとともに、施錠管理により誤操作を防止する。

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、原子炉補助建屋（耐震Ｓクラス）内に設置し、基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しないものとする。また、運転員席に手摺を設置し、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）

運転操作に必要な照明は、地震、風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機が起動することにより操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作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により運転操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作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の悪化）

中央制御室外の火災により発生するばい煙や燃焼ガス又は有毒ガス並びに降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気の悪化を想定しても、中央制御室換気設備の外気取入を手動で遮断し、閉回路循環方式に切り換えることにより、

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。

なお、発電用原子炉施設の外の状況を把握するため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、洪水、風（台風）・竜巻通過後の設備周辺における飛散状況、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、降下火砕物、火災、飛来物）に加え昼夜にわたり発電所構内の周辺状況（海側、山側）を把握するために屋外に暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

b. 気象観測装置等の設置

津波、風（台風）、竜巻等による発電所構内の状況の把握に有効なパラメータ（取水口水位、取水ピット水位、風向・風速等）を入手するために、気象観測装置等を設置する。

c. FAX等の設置

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

6.10.1.2.3 評　　価

中央制御室及び中央制御盤は、以下に示すように設計方

針を十分満足している。

中央制御室には、中央制御盤の他、炉内計装盤、核計装盤、放射線監視盤等を設けプラントの通常運転、安全停止及び事故処理等に必要な監視、制御、操作をここから集中的に行うことができる。また、想定される事故発生に際して従事者が中央制御室に接近し、留まり、事故対策操作が可能であるよう不燃設計、しゃへい設計及び換気設計がなされる。

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

なお、発電用原子炉施設間の共用によって発電用原子炉の安全性に支障を来たさない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、非常用照明設備及び通信設備を設ける。

6.10.1.3.2 主要設備

(1) 中央制御室外原子炉停止盤

(2) 通信設備

(3) 照明設備

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、FAX等により公的機関から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) 監視カメラ、気象観測装置等に要求される機能を維持するため、保守計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

また、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計についても同様に保守管理、点検及び補修を行う。

(4) 保守・点検・運転に関する教育を行う。

(5) 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。

中央制御室の設備系統概要図を第 6.10.1 図から第 6.10.2 図に示す。

6.10.2.2　設計方針

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

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、中央制御室遮へい及び制御建屋換気空調設備のうち中央制御室空調装置の中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに可搬型照明（SA）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。

また、代替電源として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、運転員を内部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が過度の被ばくを受けないよう施設する。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置及び中央制御室遮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。可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の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。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。中央制御室空調装置及び可搬型照明（SA）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。

・中央制御室遮へい（１号及び２号炉共用）
・中央制御室非常用循環ファン（１号及び２号炉共用）
・中央制御室空調ファン（１号及び２号炉共用）
・中央制御室循環ファン（１号及び２号炉共用）
・中央制御室非常用循環フィルタユニット（１号及び２号炉共用）
・可搬型照明（SA）（１号及び２号炉共用）

・酸素濃度計（１号及び２号炉共用）

・二酸化炭素濃度計（１号及び２号炉共用）

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、制御建屋換気空調設備のうち中央制御室空調装置の中央制御室空調ユニット及びディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電機の詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。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。

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

重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、可搬型照明（SA）及び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、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。

・可搬型照明（SA）（１号及び２号炉共用）

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

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

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として、アニュラス空気浄化設備のアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット並びに窒素ボンベ（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へ漏えいする放射性物質等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットを介して放射性物質を低減させたのち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）は代替直流電源系統（大容量空冷式発電機、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）並びに直流電源用発電機及び可搬型直流変換器）により制御用圧縮空気

設備からの電磁弁を開弁することで窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）により開操作できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・アニュラス空気浄化ファン

・アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット

・アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット

・窒素ボンベ（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）

大容量空冷式発電機、蓄電池（安全防護系用）、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。格納容器空調設備を構成する格納容器排気筒は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。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、系統として多重性を持つ設計とする。また、共用することにより号炉間においても多重性を持つ設計とする。

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

6.10.2.2.2　悪影響防止

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

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮へいは、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。

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

中央制御室の居住性の確保のために使用する酸素濃度計

及び二酸化炭素濃度計は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

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

放射性物質の濃度を低減するために使用する窒素ボンベ（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系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.10.2.2.3　共用の禁止

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

中央制御室及び中央制御室遮へい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、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

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

中央制御室の換気空調系は、重大事故等時において中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットを電源復旧し使用するが、共用により自号炉の系統だけでなく他号炉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、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

１号炉及び２号炉それぞれの系統は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。

6.10.2.2.4　容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、重大事故等時に運転員の内部被ばくを防止するために

必要な浄化機能に対して、設計基準事故対処設備としてのフィルタユニットが持つ浄化能力を使用することにより達成できることを確認した上で、同仕様で設計する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを１号炉及び２号炉共用で１セット１個使用する。保有数は、１号炉及び２号炉共用で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（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

可搬型照明（SA）は、重大事故等時に中央制御室の制御盤での操作に必要な照度を有するものを１号炉、２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１号炉、２号炉それぞれで２個使用し、１セット５個とする。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで１セット５個、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 12 個（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

炉心の著しい損傷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微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去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。

窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、供給先のアニュラス空気浄化ファン弁は空気作動式であるため、弁全開に必要な圧力を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数、リークしないことを考慮した容量に対して十分な容量を有したものを１号炉、２号炉それぞれで１セット３個を使用する。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで１セット３個、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号炉、２号炉それぞれで３個、１号炉、２号炉それぞれで合計６個を保管する設計とする。

6.10.2.2.5　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

中央制御室遮へいは、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、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

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

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

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

アニュラス空気浄化ファンは、炉心の著しい損傷時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットは、重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、炉心の著しい損傷時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計と

する。操作は設置場所で可能な設計とする。

格納容器排気筒は、炉心の著しい損傷時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

6.10.2.2.6　操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型照明（SA）は、汎用品を用いる等容易かつ確実に操作ができる設計とする。

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り替えられる設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）を使用したアニュラス空気浄化ファン弁への代替空気供給を行う系統は、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り替えられる設計とする。窒素ボンベ（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、１号炉及び２号炉で同一形状とする。窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）の接続口は、ボンベ取付継手による接続とし、１号炉及び２号炉の窒素ボンベ（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アニュラス空気浄化ファン弁用）の取付継手は同一形状とする。また、窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）の接続口は、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ボ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、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」に示す。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮へいは、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。

中央制御室の居住性の確保のために使用する系統（中央制御室（気密性）、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空

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

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

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

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

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

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微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットは、多重性のある試験系統により独立して機能・性能確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットはフィルタ取り出しができる設計、格納容器排気筒は、外観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微粒子除去フィルタユニット及びアニ

ュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用する窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、アニュラス空気浄化ファン弁駆動用空気配管へ窒素供給することにより機能・性能の確認が可能な設計とする。ボンベは規定圧力が確認できる設計とする。

また、外観の確認が可能な設計とする。

6.11　参考文献

(1)　「加圧水型原子炉の核計装設備」

三菱電機技報、Vol.45、March、1971

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	3	圧　力　伝　送　器
加　圧　器　水　位	3	差　圧　伝　送　器
1　次　冷　却　材　温　度	3	測温抵抗式温度計
蒸　気　発　生　器　水　位	3／蒸気発生器	差　圧　伝　送　器
主　蒸　気　流　量	2／ループ	差　圧　伝　送　器
主蒸気ライン圧力	3／ループ	圧　力　伝　送　器
主　給　水　流　量	2／ループ	差　圧　伝　送　器
タービン第1段圧力	2	圧　力　伝　送　器
1　次　冷　却　材　流　量	3／ループ	差　圧　伝　送　器
格　納　容　器　圧　力	4	圧　力　伝　送　器

第6.3.2表　事故時必要なパラメータ

項　　目	名　　称
１次冷却系計装	１次冷却材温度（高温側、低温側） １次冷却材圧力
化学体積制御系計装	ほう酸タンク水位
主蒸気及び給水、補助給水計装	補助給水流量 復水タンク水位
燃料取替用水系計装	燃料取替用水タンク水位
原子炉格納容器関連計装	格納容器内温度 格納容器水位（広域、狭域） 格納容器内水素ガス濃度
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
安全注入系計装	高圧安全注入流量 低圧安全注入流量
（炉内熱電対計装）	炉心出口温度

第 6.4.1 表　計装設備（常設）の設備仕様

（1）　1 次冷却材高温側温度（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	3
計測範囲	0 ～400℃

（2）　1 次冷却材低温側温度（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	3
計測範囲	0 ～400℃

（3）　1 次冷却材圧力

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・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

・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

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	1
計測範囲	0 ～100％

(6)　ほう酸注入ライン流量

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～225m^3／h

(7) 補助注入ライン流量

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～225m^3／h

(8) 余熱除去ループ流量

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	4
計測範囲	0 ～1,100m^3／h

(9) SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量

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

(10) A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量

個　　数	1
計測範囲	0 ～1,300m^3／h（積算：0 ～10,000m^3）

(11) 格納容器内温度

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～220℃

(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

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～350kPa[gage]

(13) AM 用格納容器圧力

個　　数	1
計測範囲	0 ～ 1 MPa[gage]

(14) 格納容器再循環サンプ広域水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～100%

(15) 格納容器再循環サンプ狭域水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～100%

(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Ａ（低レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

・放射線管理設備（通常運転時）

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数　　２

計測範囲　　10^{2}～10^{7} μSv／h

（19）格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

・放射線管理設備（通常運転時）

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数　　２

計測範囲　　10^{3}～10^{8} mSv／h

（20）出力領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

・炉外核計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数　　４（上部と下部の中性子束平均値）

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。

・炉外核計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数　　2

計測範囲　　10^{-11}～5×10^{-3}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。

・炉外核計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数　　2

計測範囲　　1～10^{6}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

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数　　6

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

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	3
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

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	3
計測範囲	0 ～180m^3／h

(26) 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

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	6
計測範囲	0 ～8.5MPa[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

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～100%

(28) 燃料取替用水タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～100%

(29) ほう酸タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	4
計測範囲	0 ～100%

（30）復水タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数　　2

計測範囲　　0～100％

（31）緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（1号及び2号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所（通常運転時）

・通信連絡設備（通常運転時）

・計装設備（重大事故等対処設備）

・緊急時対策所（重大事故等時）

・通信連絡設備（重大事故等時）

個　　数　　1式

（32）SPDSデータ表示装置（1号及び2号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所（通常運転時）

・通信連絡設備（通常運転時）

・計装設備（重大事故等対処設備）

・緊急時対策所（重大事故等時）

・通信連絡設備（重大事故等時）

個　　数　　1式

第 6.4.2 表　計装設備（可搬型）の設備仕様

(1)　格納容器水素濃度（１号及び２号炉共用）

個　　数　　１（予備２）

計測範囲　　０～20vol％

(2)　アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率（１号及び２号炉共用）

個　　数　　２（予備２）

計測範囲　　0.001～99.99 mSv／h

(3)　原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）（１号及び２号炉共用）

個　　数　　２（予備２）

計測範囲　　０～1MPa[gage]

(4)　格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）（１号及び２号炉共用）

個　　数　　８（予備４）

(5) 可搬型温度計測装置（１号及び２号炉共用）

個　　数　　１式[注1]

注１　格納容器再循環ユニット
入口温度／出口温度（SA）用

(6)　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）（１号及び２号炉共用）

個　　数　　16（予備８）

(7)　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）（１号及び２炉共用）

個　　数　　52（予備 26）

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

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材高温側温度（広域）※１	3	0 ～400℃	最大値：約 337 ℃	１次系最高使用温度（343℃）及び炉心損傷の判断基準である350℃を超える温度を監視可能。なお、１次冷却材高温側温度（広域）で炉心損傷を判断する際は、炉心出口温度に比べ１次冷却材高温側温度（広域）がやや低めの値を示すものの、炉心損傷を判断する時点（350℃）において大きな温度差は見られないことから、１次冷却材高温側温度（広域）により炉心損傷を判断することが可能である。	3
	1次冷却材低温側温度（広域）※１	3	0 ～400℃	最大値：約 336 ℃		
原子炉圧力容器内の圧力	１次冷却材圧力※１	2	0 ～21.0MPa［gage］	最大値：約 17.7 MPa［gage］	１次系最高使用圧力（17.16MPa［gage］）の1.2倍（事故時の判断基準）である 20.59MPa［gage］を監視可能。	1
	1次冷却材高温側温度（広域）※2 1次冷却材低温側温度（広域）※2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位	2	0 ～100％	最大値：約 89％ 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※２	1	0 ～100％	最大値：100％ 最小値：０％	加圧器の下部に位置し、加圧器の計測範囲とラップしないが、原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。重大事故等時において、加圧器水位による監視ができない場合、原子炉容器内の水位及び保有水が監視可能であり、事故対応が可能。	1
	１次冷却材圧力※２	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	1次冷却材高温側温度（広域）※2 1次冷却材低温側温度（広域）※2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
原子炉圧力容器への注水量	ほう酸注入ライン流量	2	0 ～225m^3/h	147 m^3/h	充てん/高圧注入ポンプの流量（147 m^3/h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	1
	補助注入ライン流量	2	0 ～225m^3/h	147 m^3/h	充てん/高圧注入ポンプの流量（147 m^3/h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	1
	余熱除去ループ流量	4	0～1,100m^3/h	1,090 m^3/h	余熱除去ポンプの流量（1,090 m^3/h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	1
	SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	1	0～160 m^3/h （0～10,000m^3）	－（注２）	重大事故等時において、常設電動注入ポンプの流量（30 m^3/h）を監視可能。	1
	燃料取替用水タンク水位※２ 復水タンク水位※２	水源を監視するパラメータと同じ				
	加圧器水位※２ 原子炉容器水位※２	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
	１次冷却材圧力※２	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	1次冷却材低温側温度（広域）※2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
	格納容器再循環サンプ広域水位※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ				

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

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数
原子炉格納容器への注水量	A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量	1	0～1,300m³/h (0～10,000m³)	－（注２）	重大事故等時において、格納容器スプレイポンプの流量（1,075 m³/h）を監視可能。	1
	SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ （計測範囲は、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格納容器への注水流量（140 m³/h）を監視可能。）				
	ほう酸注入ライン流量 補助注入ラインライン流量 余熱除去ループ流量	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ				
	燃料取替用水タンク水位※２ 復水タンク水位※２	水源を監視するパラメータと同じ				
	格納容器再循環サンプ広域水位※２	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	2	0～220℃	最大値:約119℃	格納容器最高使用温度（127℃）及び重大事故等時の格納容器最高温度（138℃）を超える温度を監視可能	1
	格納容器圧力※２ AM用格納容器圧力※２	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力※１	2	0～350kPa［gage］	最大値:約211 kPa［gage］	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力（245kPa［gage］）を監視可能。重大事故等時の格納容器最高圧力（350kPa［gage］）を監視可能。	1
	AM用格納容器圧力※１	1	0～1MPa［gage］	－（注２）	重大事故等時の格納容器最高使用圧力（0.490MPa［gage］以下）を監視可能	1
	格納容器内温度※２	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ広域水位※１	2	0～100%	100%	再循環可能水位（67%）を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能	1
	格納容器再循環サンプ狭域水位※１	2	0～100%	100%以上	格納容器再循環サンプ上端（約100%）を監視可能。狭域水位の100%は、広域水位の約40%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	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	1	ON-OFF	－（注２）	重大事故等時において、原子炉下部キャビティに溶融炉心の冷却に必要な水量があることを監視可能。	
	燃料取替用水タンク水位※２ 復水タンク水位※２	水源を監視するパラメータと同じ				
	A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量※２	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ				
	SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量※２	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ （計測範囲は、重大事故等時において、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（140 m³/h）を監視可能。）				
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	1	0～20vol%	－（注２）	重大事故等時において、水素濃度13vol%を監視可能	－

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

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタA（低レンジ）※1	2	10^{2}～10^{7}μSv/h	10^{5}mSv/h以下（注３）	炉心損傷判断の値である10^{5}mSv/hを超える放射線量率を監視可能。A（低レンジ）とB（高レンジ）の計測範囲はオーバーラップするように設定。	－
	格納容器内高レンジエリアモニタB（高レンジ）※1	2	10^{3}～10^{8}mSv/h			－
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束※1	4 ※3	０～120％ （3.3×10^{5}～1.2×10^{10} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	設計基準事故「制御棒飛び出し」定格出力の約88倍（注４）	設計基準事故時、事象初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され急峻に低下するため、現状の計測範囲でも、同計測範囲により事故対応が可能。また、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。 通常運転時の変動範囲０～100％に対し、０～120％を監視可能。 「中間領域中性子束」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※1	2	10^{-11}～5×10^{-3}A （1.3×10^{2}～6.6×10^{10} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）		通常運転時の変動範囲10^{-11}～約10^{-3}Aに対し、10^{-11}～5×10^{-3}Aを監視可能	－
	中性子源領域中性子束※1	2	１～10^{6}cps （10^{-1}～10^{5} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）		通常運転時の変動範囲１～10^{5}cpsに対し、１～10^{6}cpsを監視可能	－
	１次冷却材高温側温度（広域）※2 １次冷却材低温側温度（広域）※2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
	ほう酸タンク水位※2	水源を監視するパラメータと同じ				
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力※1	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	蒸気発生器狭域水位※1	6	０～100％	最大値：100％以上（注５） 最小値：０％以下（注６）	湿分分離器下端から伝熱管上端まで監視可能。「蒸気発生器広域水位」と相まって、重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。	3
	蒸気発生器広域水位※1	3	０～100％	最大値：100％以上（注５） 最小値：０％以下（注６）	湿分分離器下端から管板付近まで監視可能。重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。（注7）	
	補助給水流量※1	3	０～180m^{3}/h	53m^{3}/h	補助給水流量（53m^{3}/h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	3
	蒸気ライン圧力※1	6	０～8.5MPa［gage］	最大値：約7.8MPa［gage］	２次系最高使用圧力（7.48MPa［gage］）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	3
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	2	０～100％	100％	変動範囲０～100％を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	原子炉補機冷却水サージタンク圧力(SA)※2	1	０～１MPa［gage］	－（注２）	原子炉補機冷却水サージタンクの加圧目標0.255MPa［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) ※1	3 ※4	0～200℃を計測可能 （汎用温度計）	－（注２）	格納容器最高使用温度（127℃）及び重大事故等時の格納容器最高温度（138℃）を超える温度を監視可能	3
	AM用格納容器圧力※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	格納容器内温度※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
	１次冷却材高温側温度（広域）※2 １次冷却材低温側温度（広域）※2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
	復水タンク水位※2	水源を監視するパラメータと同じ				

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

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
格納容器バイパスの監視	蒸気発生器狭域水位※1 蒸気発生器広域水位※2 蒸気ライン圧力※1 補助給水流量※2	最終ヒートシンク確保を監視するパラメータと同じ				
	１次冷却材圧力※1	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	１次冷却材高温側温度（広域）※2 １次冷却材低温側温度（広域）※2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
	加圧器水位※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
	格納容器再循環サンプ広域水位※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
水源の確保	燃料取替用水タンク水位	2	０～100%	100%	変動範囲０～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	ほう酸タンク水位	4	０～100%	100%	変動範囲０～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	復水タンク水位	2	０～100%	100%	変動範囲０～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	格納容器再循環サンプ広域水位※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
	A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量※2	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ				
	ほう酸注入ライン流量※2 補助注入ライン流量※2 余熱除去ループ流量※2 SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量※2	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ				
	補助給水流量※2	最終ヒートシンク確保を監視するパラメータと同じ				
	出力領域中性子束※2 中間領域中性子束※2 中性子源領域中性子束※2	未臨界の維持又は監視をするパラメータと同じ				
アニュラス内の水素濃度	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じ				
	格納容器内高レンジエリアモニタB（高レンジ）※2	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じ		重大事故等時の原子炉格納容器内の線量率は、10^8mSv/h以下であり監視可能	－
	アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率※2	1	0.001mSv/h ～ 99.99mSv/h	－（注２）	重大事故等時のアニュラス空気浄化のダクトからの線量率は最大でも数mSv/hであり監視可能。	－

※１：重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ、※２：重要代替パラメータ、※３：上部と下部の中性子束平均値、※４：入口用１個

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

（注２）重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

（注３）炉心損傷判断の値は10^5mSv/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）計測範囲を一時的に超えるが、100%以上であることで冷却されていることを監視可能。

（注６）計測範囲を一時的に超えるのは、破断側の蒸気発生器においてであり、破断のない側の蒸気発生器の水位は監視可能。

（注７）蒸気発生器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SGがドライアウトしている又はその恐れがあることを監視可能。

第 6.4.4 表　重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（１／９）

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	１次冷却材高温側温度（広域）	①主要パラメータの他ループ ②１次冷却材低温側温度（広域） ③〔炉心出口温度〕	・１次冷却材高温側温度（広域）の１ループが故障した場合は、他ループの１次冷却材高温側温度（広域）により推定する。 ・１次冷却材高温側温度（広域）の計測が困難となった場合は、１次冷却材低温側温度（広域）により推定する。また、使用可能であれば炉心出口温度（多様性拡張設備）により、原子炉圧力容器内の温度を推定する。
	１次冷却材低温側温度（広域）	①主要パラメータの他ループ ②１次冷却材高温側温度（広域） ③〔炉心出口温度〕	・１次冷却材低温側温度（広域）の１ループが故障した場合は、他ループの１次冷却材低温側温度（広域）により推定する。 ・１次冷却材低温側温度（広域）の計測が困難となった場合は、１次冷却材高温側温度（広域）により推定する。また、使用可能であれば炉心出口温度（多様性拡張設備）により、原子炉圧力容器内の温度を推定する。
	〔炉心出口温度〕	①主要パラメータの他検出器 ②１次冷却材高温側温度（広域） ③１次冷却材低温側温度（広域）	・炉心出口温度（多様性拡張設備）の１つの検出器が故障した場合は、他検出器の炉心出口温度により推定する。 ・炉心出口温度（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、１次冷却材高温側温度（広域）又は１次冷却材低温側温度（広域）により推定する。推定は、炉心出口のより直接的なパラメータである１次冷却材高温側温度（広域）を優先する。
原子炉圧力容器内の圧力	１次冷却材圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②〔加圧器圧力〕	・１次冷却材圧力の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの１次冷却材圧力により推定する。 ・１次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、１次冷却材高温側温度（広域）又は１次冷却材低温側温度（広域）により、圧力を推定する。推定は、１次冷却材高温側温度（広域）、１次冷却材低温側温度（広域）の順で優先し使用する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。また、使用可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力（多様性拡張設備）にて推定する。
		③１次冷却材高温側温度（広域） ④１次冷却材低温側温度（広域）	
	〔加圧器圧力〕	①主要パラメータの他チャンネル ②１次冷却材圧力	・加圧器圧力の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの加圧器圧力（多様性拡張設備）により推定する。 ・加圧器圧力の計測が困難となった場合は、測定範囲が広い１次冷却材圧力により圧力を推定する。
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉容器水位	・加圧器水位の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの加圧器水位により推定する。（多様性拡張設備を含む） ・加圧器水位の計測が困難となった場合は、原子炉容器水位により、原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、原子炉圧力容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することで、原子炉容器内の水位が炉心上端以上で冠水状態であることを確認する。 また、推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測している原子炉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、加圧器水位の測定範囲を考慮する。
		③１次冷却材圧力 ③１次冷却材高温側温度（広域）	
	〔燃料取替時用 RCS 水位〕	①１次冷却材高温側温度（広域） ①１次冷却材低温側温度（広域）	・燃料取替時用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）又は１次冷却材低温側温度（広域）の変化及び余熱除去ポンプ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〕	

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表　重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（２／９）

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	ほう酸注入ライン流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉容器水位 ⑤格納容器再循環サンプ広域水位	・ほう酸注入ライン流量の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのほう酸注入ライン流量により推定する。 ・ほう酸注入ライン流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。また、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ・LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ広域水位の水位変化により注水量を推定する。
	補助注入ライン流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉容器水位 ⑤格納容器再循環サンプ広域水位	・補助注入ライン流量の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの補助注入ライン流量により推定する。 ・補助注入ライン流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。また、原子炉容器水位の傾向監視により推定する。 ・LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ広域水位の水位変化により注水量を推定する。
	余熱除去ループ流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉容器水位 ⑤格納容器再循環サンプ広域水位	・余熱除去ループ流量の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの余熱除去ループ流量により推定する。 ・余熱除去ループ流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。また、原子炉容器水位の傾向監視により推定する。 ・LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ広域水位の水位変化により注水量を推定する。
	SA 用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ広域水位	・SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量のうち必要なパラメータの計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。また、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ・可搬型の中間受槽を水源とする場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。 ・LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により注水量を推定する。
	〔充てんライン流量〕	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位	・充てん流量の計測が困難となった場合は、燃料取替用水タンク水位又は加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位の順で優先し使用する。また、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。
	〔蓄圧タンク圧力〕 〔蓄圧タンク水位〕	①１次冷却材圧力 ①１次冷却材低温側温度（広域）	・蓄圧タンク圧力及び蓄圧タンク水位の計測が困難となった場合は、１次冷却材圧力及び１次冷却材低温側温度（広域）の傾向監視により蓄圧タンクからの注水開始を推定する。 ・使用可能であれば他チャンネルの蓄圧タンク圧力及び蓄圧タンク水位（多様性拡張設備）により推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表　重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（３／９）

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	Ａ格納容器スプレイ冷却器出口積算流量	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ広域水位	・原子炉格納容器への注水量は、水源の燃料取替用水タンクの水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ広域水位の順で優先し使用する。
	SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ広域水位	・原子炉格納容器への注水量は、水源のタンクの水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位、格納容器再循環サンプ広域水位の順で優先し使用する。 なお、可搬型の中間受槽を水源とする場合は、ポンプ運転時間による推定を行う。
	ほう酸注入ライン流量	①主要パラメータの他チャンネル	・ほう酸注入ライン流量の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのほう酸注入ライン流量により推定する。 ・原子炉格納容器への注水量は、水源の燃料取替用水タンクの水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ広域水位の順で優先し使用する。
		②燃料取替用水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ広域水位	
	補助注入ライン流量	①主要パラメータの他チャンネル	・補助注入ライン流量の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの補助注入ライン流量により推定する。 ・原子炉格納容器への注水量は、水源のタンクの水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ広域水位の順で優先し使用する。
		②燃料取替用水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ広域水位	
	余熱除去ループ流量	①主要パラメータの他チャンネル	・余熱除去ループ流量の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの余熱除去ループ流量により推定する。 ・原子炉格納容器への注水量は、水源のタンクの水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ広域水位の順で優先し使用する。
		②燃料取替用水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ広域水位	
	〔格納容器スプレイ冷却器出口流量〕	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ広域水位	・格納容器スプレイ冷却器出口流量の計測が困難となった場合は、燃料取替用水タンク水位又は格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	①主要パラメータの他チャンネル	・格納容器内温度の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内温度により推定する。 ・格納容器内温度の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器圧力又はAM用格納容器圧力により、温度を推定する。推定は、詳細な値を把握できる格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。
		②格納容器圧力 ③AM用格納容器圧力	

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表　重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（４／９）

分類	重要な監視パラメータ〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②AM用格納容器圧力 ③格納容器内温度	・格納容器圧力の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器圧力により推定する。 ・格納容器圧力の計測が困難となった場合は、AM用格納容器圧力により圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、AM用格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。
	AM用格納容器圧力	①格納容器圧力 ②格納容器内温度	・AM用格納容器圧力の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器圧力により推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ広域水位	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器再循環サンプ狭域水位 ③原子炉下部キャビティ水位 ③原子炉格納容器水位 ④燃料取替用水タンク水位 ④復水タンク水位 ④A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 ④SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	・格納容器再循環サンプ広域水位の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器再循環サンプ広域水位により推定する。 ・格納容器再循環サンプ広域水位の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器再循環サンプ狭域水位、原子炉下部キャビティ水位、原子炉格納容器水位及び水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、注水積算量であるA格納容器スプレイ冷却器出口積算流量、SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、測定範囲内であれば、連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ狭域水位を優先する。
	格納容器再循環サンプ狭域水位	①格納容器再循環サンプ広域水位	・格納容器再循環サンプ狭域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広域水位との相関関係により水位を推定する。
	原子炉下部キャビティ水位	①格納容器再循環サンプ広域水位 ②燃料取替用水タンク水位 ②復水タンク水位 ②A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 ②SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	・原子炉下部キャビティ水位の計測が困難となった場合、格納容器再循環サンプ広域水位又は注水元である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量及びSA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は格納容器再循環サンプ広域水位を優先する。
	原子炉格納容器水位	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ①A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 ①SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	・原子炉格納容器水位の計測が困難となった場合は、注水元である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量及びSA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表　重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（５／９）

分類	重要な監視パラメータ〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	①主要パラメータの予備 ②静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ②電気式水素燃焼装置動作監視装置 ③〔ガス分析計による水素濃度〕	・格納容器水素濃度計測装置が故障した場合は、予備の格納容器水素濃度計測装置により推定する。 ・格納容器内水素濃度の計測が困難となった場合は、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置動作特性により原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であることを確認する。 使用可能であればガス分析計（多様性拡張設備）により水素濃度を確認し、ガス分析計の結果に基づき水素濃度を推定する。
アニュラス内の水素濃度	〔アニュラス水素濃度〕	①可搬型格納容器水素濃度計測装置 ①格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ） ①アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率 ②〔格納容器排気筒高レンジガスモニタ〕	・アニュラス水素濃度の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）及びアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率の放射線量率の比により、アニュラスへの漏えい率を求め、可搬型格納容器水素濃度計測装置により計測した格納容器水素濃度を基に、あらかじめ評価した格納容器水素濃度とアニュラスへの漏えい率の関係をもとにアニュラス水素濃度を推定する。 使用可能であれば格納容器排気筒高レンジガスモニタ（多様性拡張設備）によりアニュラスへの漏えい率を推定する。
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Ｂ（高レンジ）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ） ②〔モニタリングポスト〕	・格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）により推定する。 ・格納容器内高レンジエリアモニタＢ（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Ａ（低レンジ）及びモニタリングポストの指示の上昇を傾向監視し、急上昇（バックグランド値より数倍から１桁急上昇）により、炉心損傷のおそれが生じているかを推定する。
	格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ） ③〔格納容器入口エリアモニタ〕 ③〔炉内計装区域エリアモニタ〕	・格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）により推定する。 ・格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）の計測が困難になった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタＢ（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の上昇を傾向監視することにより、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。なお、格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）の測定範囲より低く、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測定範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。
	〔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〕 〔格納容器ガスモニタ〕	①格納容器内高レンジエリアモニタＡ（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、測定範囲内であれば格納容器高レンジエリアモニタＡ（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。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表　重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（６／９）

分類	重要な監視パラメータ〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域中性子束	・出力領域中性子束の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの出力領域中性子束により推定する。 ・出力領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束、１次冷却材低温側温度（広域）と１次冷却材高温側温度（広域）の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲をカバーしている中間領域中性子束を優先する。 ・ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。
		③１次冷却材高温側温度（広域） ③１次冷却材低温側温度（広域）	
		④ほう酸タンク水位	
	中間領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②出力領域中性子束 ②中性子源領域中性子束	・中間領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中間領域中性子束により推定する。 ・中間領域中性子束の計測が困難になった場合は、出力領域中性子束の測定範囲であれば、出力領域中性子束による推定を行い、中性子源領域中性子束の測定範囲であれば、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測定範囲下限と中性子源領域中性子束の測定範囲上限の間である場合は、互いの測定範囲外の範囲であると推定する。 ・ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。
		③ほう酸タンク水位	
	中性子源領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域中性子束	・中性子源領域中性子束の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中性子源領域中性子束により推定する。 ・中性子源領域中性子束の計測が困難になった場合は、中間領域中性子束の測定範囲であれば、中間領域中性子束により推定を行う。なお、中間領域中性子束の測定範囲下限以下の場合は、測定範囲下限より低い範囲であると推定する。 ・ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。
		③ほう酸タンク水位	
	〔中間領域中性子束起動率〕	①中間領域中性子束 ②中性子源領域中性子束 ②〔中性子源領域中性子束起動率〕	・中間領域中性子束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測定範囲の場合、中性子源領域中性子束及び中性子源領域中性子束起動率により推定する。
	〔中性子源領域中性子束起動率〕	①中性子源領域中性子束 ②中間領域中性子束 ②〔中間領域中性子束起動率〕	・中性子源領域中性子束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測定範囲の場合、中間領域中性子束及び中間領域中性子束起動率により推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表　重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（７／９）

分類	重要な監視パラメータ〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②AM 用格納容器圧力	・格納容器圧力の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器圧力により推定する。 ・格納容器圧力の計測が困難となった場合は、AM用格納容器圧力により、圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、AM用格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。
		③格納容器内温度	
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	①主要パラメータの他チャンネル	・原子炉補機冷却水サージタンク水位の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの原子炉補機冷却水サージタンク水位により推定する。 ・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系統が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
		②格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)	
	［AM 用原子炉補機冷却水サージタンク圧力］	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)により推定する。
	〔Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット出口冷却水流量〕	①格納容器内温度 ①格納容器圧力	・Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット出口冷却水流量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ことを推定する。
	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格納容器圧力	
	蒸気ライン圧力	①主要パラメータの他チャンネル又は他ループ	・蒸気ライン圧力の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネル又は他ループの蒸気ライン圧力により推定する。 ・　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）を優先する。なお、蒸気発生器２次側が飽和状態になるまで（未飽和状態）は不確かさが生じることを考慮する。
		②１次冷却材低温側温度（広域） ③１次冷却材高温側温度（広域）	
	蒸気発生器狭域水位	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気発生器広域水位	・蒸気発生器狭域水位の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器狭域水位により推定する。（多様性拡張設備を含む） ・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、１次冷却材低温側温度（広域）、１次冷却材高温側温度（広域）の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器狭域水位を推定する。推定は相関関係のある蒸気発生器広域水位を優先する。
		③１次冷却材低温側温度（広域） ③１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、測定範囲内であれば蒸気発生器狭域水位にて推定する。また、１次冷却材低温側温度（広域）、１次冷却材高温側温度（広域）の変化を傾向監視により、蒸気発生器広域水位を推定する。推定は測定範囲内であれば、蒸気発生器狭域水位を優先する。なお、蒸気発生器がドライアウトした場合、１次冷却材低温側温度（広域）及び１次冷却材高温側温度（広域）が上昇傾向となることで推定することができる。
		②１次冷却材低温側温度（広域） ②１次冷却材高温側温度（広域）	
	補助給水流量	①復水タンク水位 ②蒸気発生器広域水位 ③蒸気発生器狭域水位	・補助給水流量の計測が困難となった場合は、復水タンク水位、蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器狭域水位を傾向監視することにより推定する。推定は復水タンク水位を優先する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表　重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（８／９）

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	〔主蒸気流量〕	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気ライン圧力 ③蒸気発生器狭域水位 ③蒸気発生器広域水位 ③補助給水流量	・主蒸気流量の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの主蒸気流量により推定する。 ・主蒸気流量の計測が困難となった場合は、蒸気ライン圧力の変化を傾向監視するとにより、蒸気発生器２次側による除熱状況を監視する。また、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器広域水位の変化傾向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。
格納容器バイパスの監視	蒸気発生器狭域水位	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気発生器広域水位 ③蒸気ライン圧力 ③補助給水流量	・蒸気発生器狭域水位の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器狭域水位により推定する。 ・蒸気発生器狭域水位の計測が困難となった場合、蒸気発生器広域水位の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、蒸気ライン圧力及び補助給水流量により傾向監視する。
	蒸気ライン圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気発生器広域水位 ②補助給水流量	・蒸気ライン圧力の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気ライン圧力により推定する。 ・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減少を傾向監視することで蒸気発生器伝熱管破損を推定する。
	１次冷却材圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②〔加圧器圧力〕 ③蒸気発生器狭域水位 ③蒸気ライン圧力 ③格納容器再循環サンプ広域水位 ④１次冷却材高温側温度（広域） ④１次冷却材低温側温度（広域）	・１次冷却材圧力の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの１次冷却材圧力により推定する。 ・１次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば、加圧器圧力により推定する。また、蒸気発生器狭域水位及び蒸気ライン圧力の傾向監視により蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ広域水位の上昇がないことでインタフェイスシステムLOCAを推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、１次冷却材高温側温度（広域）又は１次冷却材低温側温度（広域）により、圧力を推定する。推定は、測定範囲内であれば、圧力を直接測定している加圧器圧力を優先する。
	〔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〕 〔高感度型主蒸気管モニタ〕	①蒸気発生器狭域水位 ①蒸気ライン圧力	・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蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
	〔補助建屋排気筒ガスモニタ〕 〔安全補機室排気ガスモニタ〕 〔補助建屋サンプタンク水位〕 〔余熱除去ポンプ出口圧力〕	①１次冷却材圧力 ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ広域水位 ①蒸気発生器狭域水位 ①蒸気ライン圧力	・補助建屋排気筒ガスモニタ、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、加圧器水位、格納容器再循環サンプ広域水位、蒸気発生器狭域水位及び蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視ができる。
	〔加圧器逃がしタンク圧力〕 〔加圧器逃がしタンク水位〕 〔加圧器逃がしタンク温度〕	①１次冷却材圧力 ①加圧器水位 ②〔格納容器サンプ水位〕	・加圧器逃がしタンク圧力、加圧器逃がしタンク水位及び加圧器逃がしタンク温度の計測が困難となった場合は、１次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視ができる。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

分類	重要な監視パラメータ〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
水源の確保	燃料取替用水タンク水位	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器再循環サンプ広域水位 ③ A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 ③〔格納容器スプレイ冷却器出口流量〕 ③ほう酸注入ライン流量 ③補助注入ライン流量 ③余熱除去ループ流量 ③〔充てんライン流量〕 ③ SA 用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	・燃料取替用水タンク水位の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの燃料取替用水タンク水位により推定する。 ・燃料取替用水タンク水位の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ広域水位又はA格納容器スプレイ冷却器出口積算流量等の燃料取替用水タンクを水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定する。推定は、格納容器再循環サンプ広域水位を優先するが、燃料取替用水タンク以外からの注水がないことを前提とする。
	復水タンク水位	①主要パラメータの他チャンネル ②補助給水流量 ③ A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 ③ SA 用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	・復水タンク水位の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの復水タンク水位により推定する。 ・復水タンク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タンクを水源とするポンプの注水量の合計により、使用量を推定する。
	ほう酸タンク水位	①主要パラメータの他チャンネル ②〔ほう酸急速注入ライン流量〕 ③出力領域中性子束 ③中間領域中性子束 ③中性子源領域中性子束	・ほう酸タンク水位の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのほう酸タンク水位により推定する。 ・ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、ほう酸急速注入ライン流量（多様性拡張設備）により水位を推定する。また、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束の指示低下により推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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	3
伝熱容量	約5.3×10^4(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	4
容　　量	約75ml／個
材　　料	ステンレス鋼

(3)　事故後サンプリング設備（1号及び2号炉共用）

a．　ガスサンプリング圧縮装置

型　　式	空冷2段式往復動方無給油式
個　　数	2
容　　量	2 Nm^3／h（1個当たり）

b．　ガスサンプリング冷却器

型　　式	2重管式
個　　数	2
伝熱容量	約3.0×10^7J／h（1個当たり）
材　　料	
内 側 管	ステンレス鋼

外 側 管　　ステンレス鋼

c．　試料採取管

個　　数　　2

容　　量　　約10ml（１個当たり）

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	(P-10)設定値以上で手動ブロック
出力領域中性子束変化率高 ａ．増加率高 ｂ．減少率高	 出力領域中性子束検出器 出力領域中性子束検出器	 2/4 2/4	
非常用炉心冷却設備作動			第6.7.1表参照
過大温度△Ｔ高	⟨１次冷却材温度検出器 加圧器圧力検出器 出力領域中性子束検出器⟩	2/3	
過大出力△Ｔ高	⟨１次冷却材温度検出器 出力領域中性子束検出器⟩	2/3	
原子炉圧力高	加圧器圧力検出器	2/3	
原子炉圧力低	加圧器圧力検出器	2/3	(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 2/3	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	2/3	(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	2/3	(P-7)設定値以下で自動ブロック
１次冷却材ポンプしゃ断器開	１次冷却材ポンプしゃ断器	１ 台 開 ２台以上開	(P-8)設定値以下で自動ブロック (P-7)設定値以下で自動ブロック
タービントリップ	タービンオートストップ油圧検出器主蒸気止め弁	2/3 ４ 台 閉	(P-7)設定値以下で自動ブロック
蒸気発生器給水流量低	⟨給水流量検出器 主蒸気流量検出器 蒸気発生器水位検出器⟩	主蒸気給水流量差大の1/2と蒸気発生器水位低の1/2の一致	
蒸気発生器水位異常低	蒸気発生器水位検出器	2/3	
加圧器水位高	加圧器水位検出器	2/3	(P-7)設定値以下で自動ブロック
地震加速度高 ａ．水平方向加速度高 ｂ．垂直方向加速度高	 水平方向加速度検出器 垂直方向加速度検出器	 2/3 2/3	
手　　動		1/2	

（注）トリップ設定値は詳細設計で決定

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．２台以上の１次冷却材ポンプしゃ断器開 ｃ．１次冷却材ポンプ電源電圧低 ｄ．１次冷却材ポンプ電源周波数低 ｅ．タービントリップ ｆ．原子炉圧力低 ｇ．加圧器水位高	出力領域中性子束高の2/4あるいはタービン初段圧力高の1/2
Ｐ－８	下記信号による原子炉トリップ許可 ａ．１ループの１次冷却材流量低 ｂ．１台の１次冷却材ポンプしゃ断器開	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．原子炉圧力低と加圧器水位低の一致	加圧器圧力検出器 加圧器水位検出器	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致信号の1/3	P-11の設定値以下で手動ブロック
	b．原子炉圧力異常低	加圧器圧力検出器	2/3	P-11の設定値以下で手動ブロック
	c．主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致	主蒸気流量検出器 主蒸気圧力検出器 1次冷却材温度検出器	主蒸気流量高（各ラインは1/2）の2/3と主蒸気ライン圧力低の2/3あるいは1次冷却材平均温度異常低の2/3の一致	P-12の設定値以下で手動ブロック
	d．主蒸気ライン差圧高	主蒸気圧力検出器	他の2ラインに対して圧力低（各ライン間の主蒸気ライン差圧高の2/3）	
	e．原子炉格納容器圧力高	原子炉格納容器圧力検出器	2/3	
	f．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	2/3	
	b．主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致	非常用炉心冷却設備作動信号cと同じ	非常用炉心冷却設備作動信号cと同じ	
	c．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．格納容器スプレイ作動信号	格納容器スプレイ作動信号と同じ	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	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致による非常用炉心冷却設備作動信号の手動ブロック許可	加圧器圧力低の2/3
Ｐ－12	主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは１次冷却材平均温度異常低の一致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	１次冷却材平均温度異常低の2/3
Ｐ－６	原子炉圧力異常低による非常用炉心冷却設備作動信号アンブロック許可	中間領域中性子束高の1/2

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）
被ふく管材料	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	48

制御棒クラスタ

制御棒有効長さ	約 3.6m
吸収材直径	約 8.7mm
被ふく管厚さ	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	低圧気中しゃ断器
台　　数	2
定格使用電圧	460V
定　格　電　流	1,600A

(4)　多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）

個　　数	1

工学的安全施設等の作動信号の種類

a.　タービントリップ信号

b.　主蒸気ライン隔離信号

c.　補助給水ポンプ起動信号

(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	3
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
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。

・給水設備

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型　　式	横置多段うず巻式
台　　数	２
容　　量	約90m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約900m
電　動　機	約400kW
本体材料	合金鋼

（7）　タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・給水設備

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型　　式	横置多段タービン式（蒸気加減弁付）
台　　数	1
容　　量	約210m^3／h
揚　　程	約900m
材　　料	
胴	ステンレス鋼
インペラ主軸	ステンレス鋼

(8)　復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・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

・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・原子炉格納容器下部の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となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
容　　量	約800m^3
本体材料	低炭素鋼
設置高さ	EL.＋11.0m
距　　離	約70m（２号炉心より）

(9)　加圧器逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

・１次冷却設備（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

・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型　　式	空気作動式
個　　数	２
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	360℃
材　　料	ステンレス鋼

(10) 加圧器安全弁

兼用する設備は以下のとおり。

・１次冷却設備（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157t／h（１個当たり）
材　　料	ステンレス鋼

(11) 主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

・主蒸気系統設備

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型　　式	空気作動玉形弁
個　　数	3
容　　量	約183t／h（1個当たり）
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
本体材料	低炭素鋼

(12) 主蒸気安全弁

兼用する設備は以下のとおり。

・主蒸気系統設備

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型　　式	スプリング式
個　　数	21
容　　量	約260t／h（1個当たり）
本体材料	低炭素鋼

（13）蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

・１次冷却設備（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

・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

・１次冷却設備（重大事故等時）

型　　式	たて置Ｕ字管式熱交換器型
基　　数	３
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
１次冷却材流量	約15,200t／h（１基当たり）
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約269℃
蒸気発生量（定格出力時）	約1,750t／h（１基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt％以下
伝熱面積	約5,060m^2（１基当たり）

伝　熱　管	
本　数	3,386（１基当たり）
内　径	約20mm
厚　さ	約1.3mm
胴部外径	
上　部	約4.5m
下　部	約3.5m
全　高	約21m
材　料	
本　体	低合金鋼
伝　熱　管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(14) 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	横置うず巻式
台　　数	2
容　　量	約17m^3／h（1台当たり）
最高使用圧力	0.98MPa[gage]
最高使用温度	95℃
本体材料	ステンレス鋼

(15) 急速ほう酸補給弁

兼用する設備は以下のとおり。

・化学体積制御設備

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型　　式	電気交流作動式
個　　数	1
最高使用圧力	1.4MPa[gage]
最高使用温度	150℃
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30m^3（１基当たり）
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
電熱器	ストリップ型　8.1kW×２ （１基当たり）
ほう素濃度	約21,000ppm
材料	ステンレス鋼

（17）充てん／高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・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

・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

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	横置うず巻式
台　　数	３
容　　量	約34m^3／h（１台当たり） （充てん使用時） 約 45m^3／h（１台当たり） （最大充てん時） 約147m^3／h（１台当たり） （安全注入時）
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
揚　　程	約1,770m（充てん使用時） 約732m（安全注入時）
本体材料	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

型　　式	カートリッジ型
基　　数	1
最高使用圧力	0.98MPa[gage]
最高使用温度	95℃
容　器　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。

・化学体積制御設備

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

型　　式	多胴横置Ｕ字管式
基　　数	1
最高使用圧力	
管　　側	18.8MPa[gage]
胴　　側	17.16MPa[gage]
最高使用温度	
管　　側	343℃
胴　　側	343℃
材　　料	
管	ステンレス鋼
胴	ステンレス鋼

（20）ほう酸注入タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
容　　量	約3.4m^3
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
ほう素濃度	20,000ppm以上
材　　料	炭素鋼（ステンレス内張り）
ヒータ基数	2
ヒータ型式	外部電気ヒータ式
ヒータ容量	約５kW（１基当たり）

（21）燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・原子炉格納容器スプレイ設備

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・原子炉格納容器下部の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となる水の供給設備

・火災防護設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
容　　量	約1,800m^3
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	2,700ppm以上
材　　料	ステンレス鋼
設置高さ	EL.＋11.0m
距　　離	約 45m（２号炉心より）

第6.9.1表　制御用圧縮空気設備の設備仕様

(1)　制御用空気圧縮機

型　　式	たて型往復動無給油式
個　　数	2
容　　量	約18(Nm^3／min)／個
吐出圧力	約７kg／cm^2 G

(2)　制御用空気だめ

個　　数	2
容　　量	約11m^3／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18(Nm^3／min)／個

第6.9.2表　所内用圧縮空気設備の設備仕様

(1)　所内用空気圧縮機（１号炉で設置、共用）

型　　式	たて型往復動無給油式
個　　数	３
容　　量	約９(Nm^3／min)／個
吐出圧力	約７kg／cm^2 G

(2)　所内用空気だめ（１号炉で設置、共用）

個　　数	２
容　　量	約2.5m^3／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 蒸気発生器圧力計
操　　作　　器	電動補助給水ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ 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（１号及び２号炉共用）　　１式

兼用する設備は以下のとおり。

・遮へい設備

・中央制御室（重大事故等時）

(2)　中央制御室非常用循環ファン（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・換気設備

・中央制御室（重大事故等時）

台　　数　　4

(3)　中央制御室空調ファン（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・換気設備

・中央制御室（重大事故等時）

台　　数　　4

(4)　中央制御室循環ファン（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・換気設備

・中央制御室（重大事故等時）

台　　数　　4

(5)　中央制御室非常用循環フィルタユニット（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・換気設備

・中央制御室（重大事故等時）

型　　式　　微粒子フィルタ及び
よう素フィルタ内蔵型

基　　数　　2

(6)　中央制御室空調ユニット（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・換気設備

・中央制御室（重大事故等時）

型　　式　　粗フィルタ、冷水冷却コイル内蔵型

基　　数　　4

(7)　アニュラス空気浄化ファン

兼用する設備は以下のとおり。

・アニュラス空気浄化設備（設計基準事故時）

・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

・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）

台	数	2
容	量	約226m^3／min（1台当たり）

(8)　アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

・アニュラス空気浄化設備（設計基準事故時）

・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

・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）

型	式	粗フィルタ、微粒子フィルタ及び電気加熱コイル内蔵型
基	数	2
容	量	約226m^3／min（1基当たり）
粒子除去効率		99%以上（0.7μm粒子）

(9) アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

・アニュラス空気浄化設備（設計基準事故時）

・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

・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）

型　　式	よう素用フィルタ 及び微粒子フィルタ内蔵型
基　　数	2
容　　量	約226m^3／min（1基当たり）
チャコール層厚さ	約50mm
よう素除去効率	95%以上（相対湿度約80%、 温度約100℃において）
粒子除去効率	99%以上（0.7μm粒子）

(10) 格納容器排気筒

兼用する設備は以下のとおり。

・換気設備

・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

・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）

個　　数	1
寸　　法	約1.8m×約1.0m
地上高さ	約61m

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）（１号及び２号炉共用）

個　　数　　10（予備２）

(2)　酸素濃度計（１号及び２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）

測 定 範 囲　　０～100％

個　　数　　１（予備２）

(3)　二酸化炭素濃度計（１号及び２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）

測 定 範 囲　　０～１％

個　　数　　１（予備２）

(4) 窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）

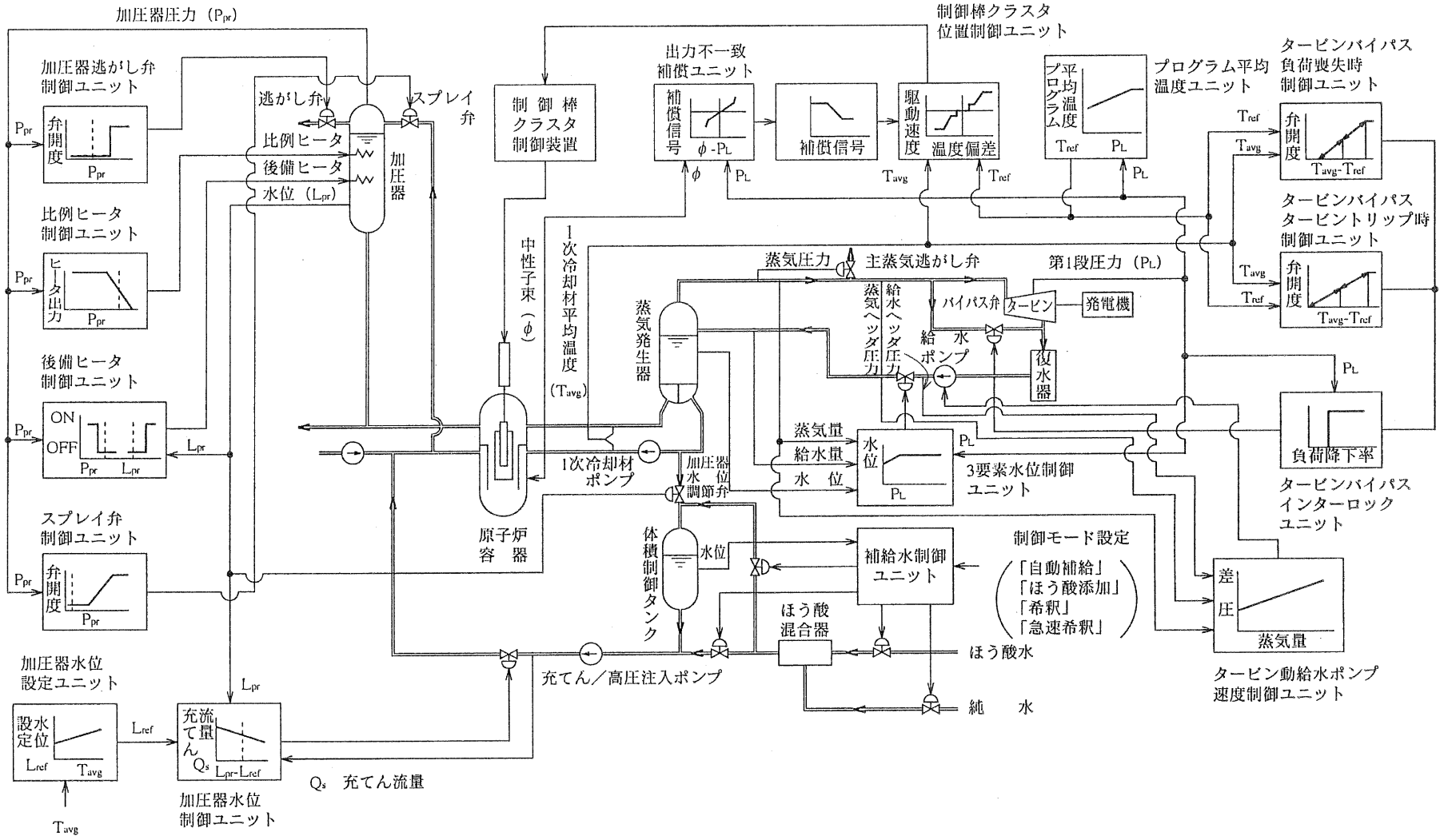
兼用する設備は以下のとおり。

・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

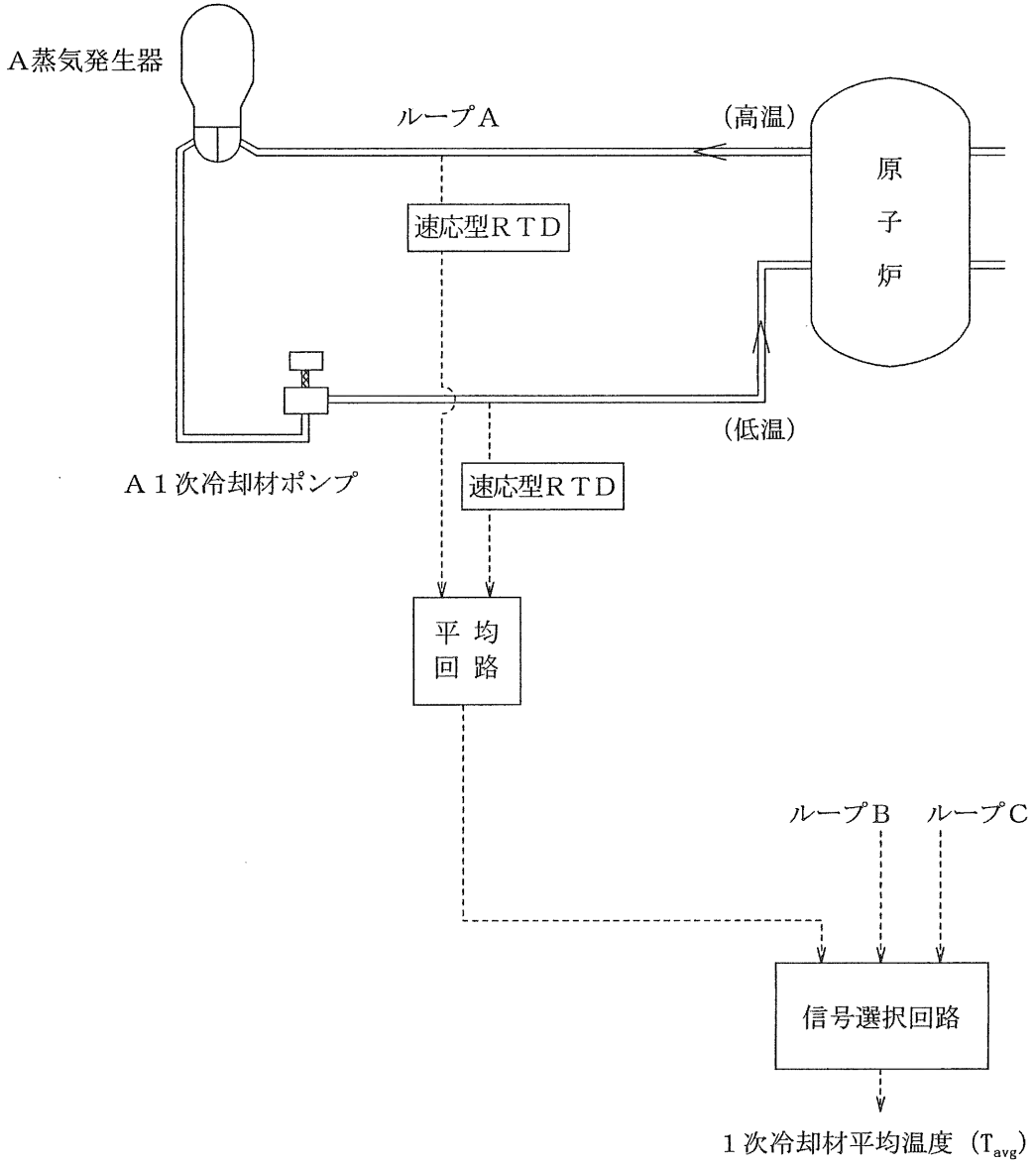
・中央制御室（重大事故等時）

・アニュラス空気浄化設備（重大事故等時）

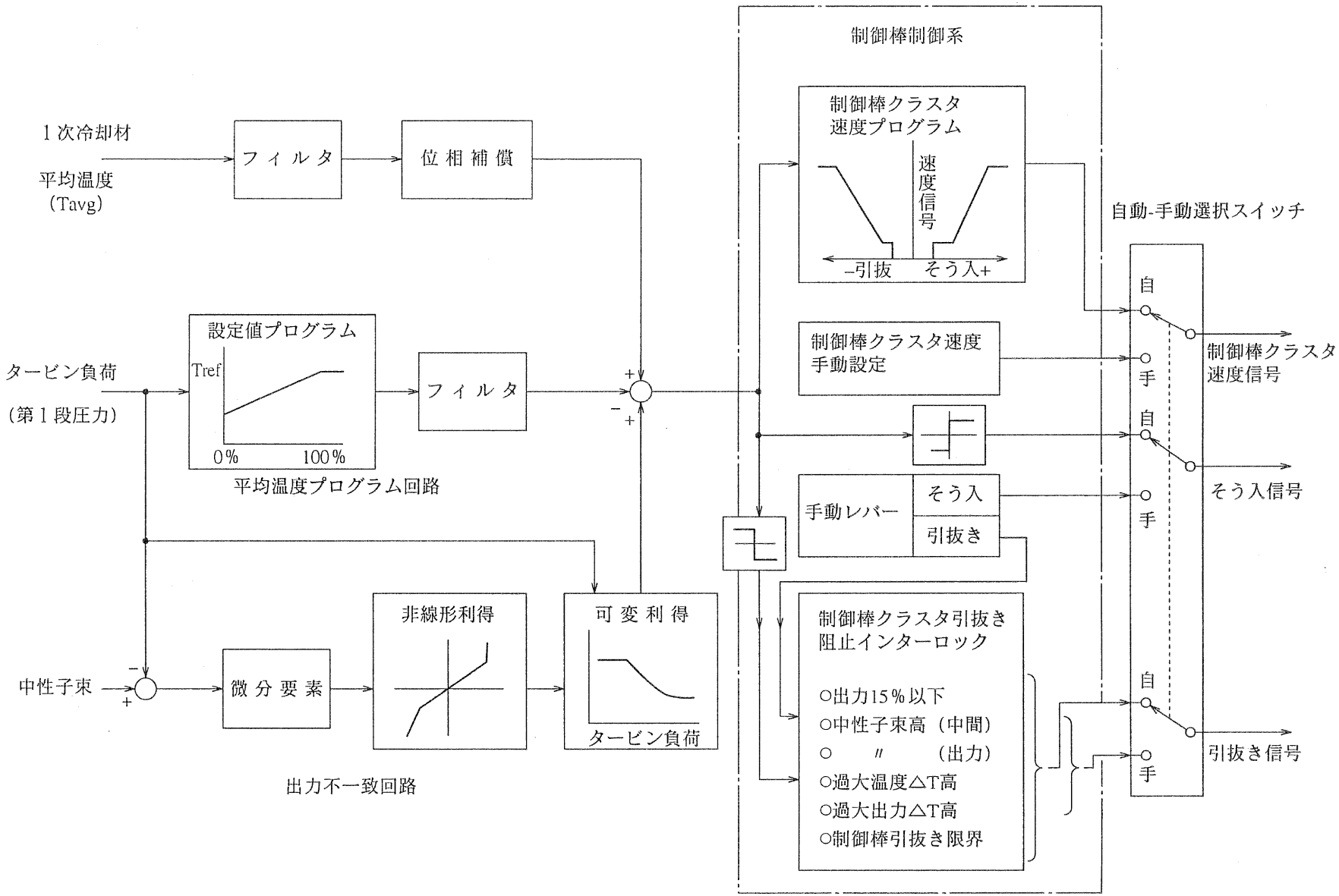
種　　類	鋼製容器
個　　数	３（予備３）
容　　量	約47ℓ（１個当たり）
最高使用圧力	14.7MPa[gage]
供 給 圧 力	0.7MPa[gage]（減圧後圧力）



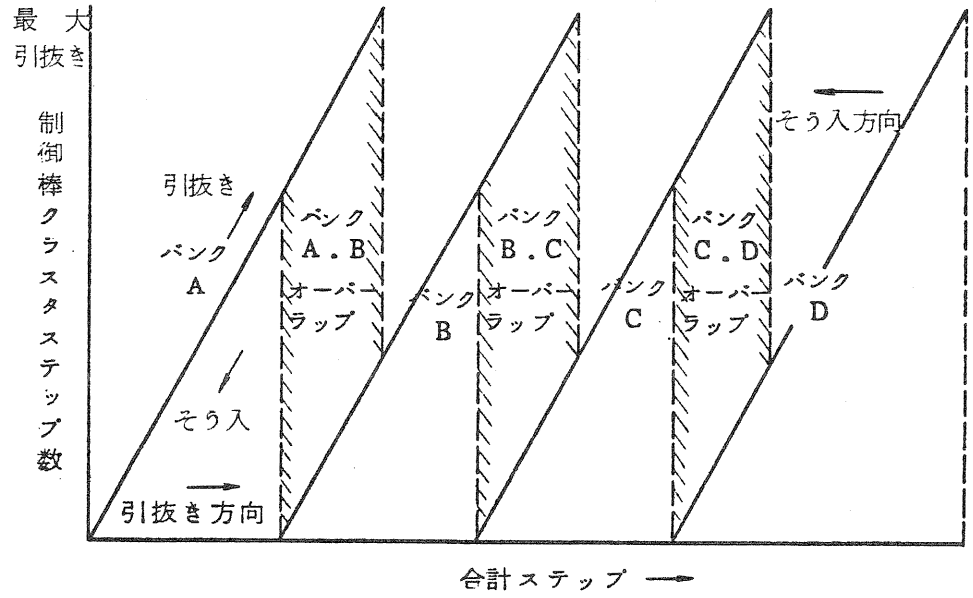
第 6.1.1 図　　原子炉制御系説明図



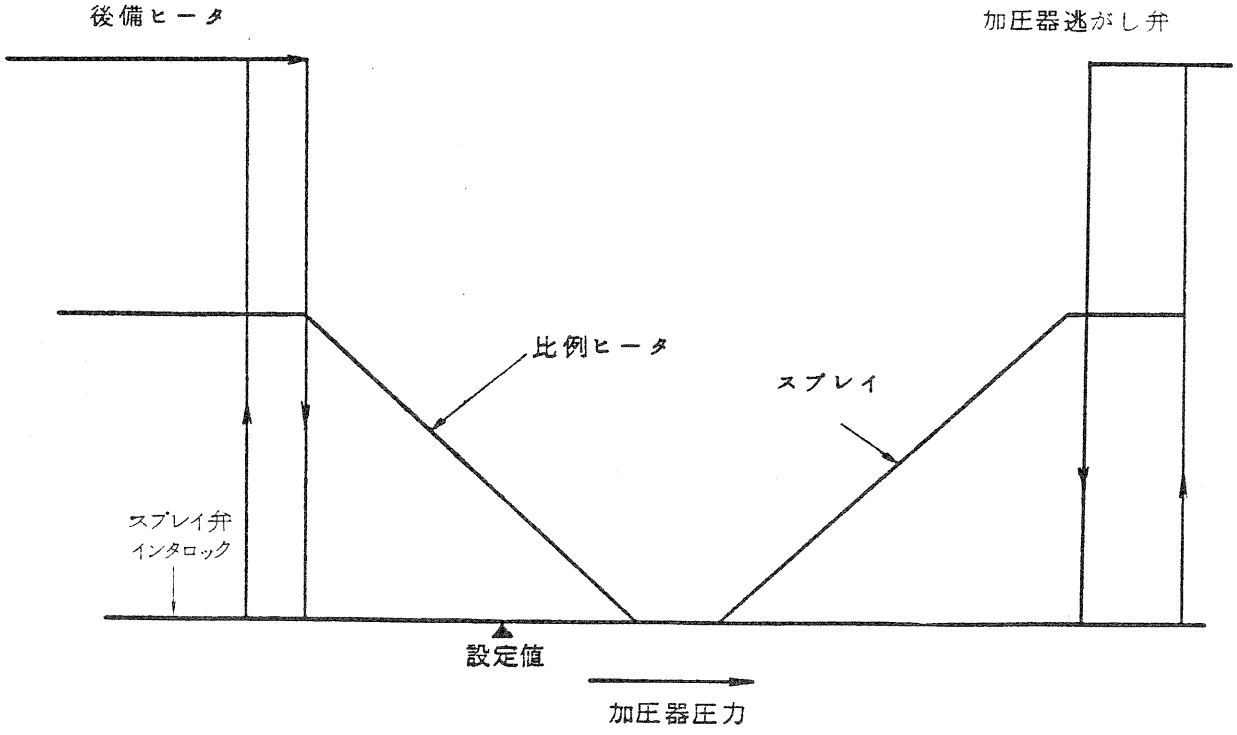
第 6.1.2 図　　1 次冷却材平均温度測定説明図



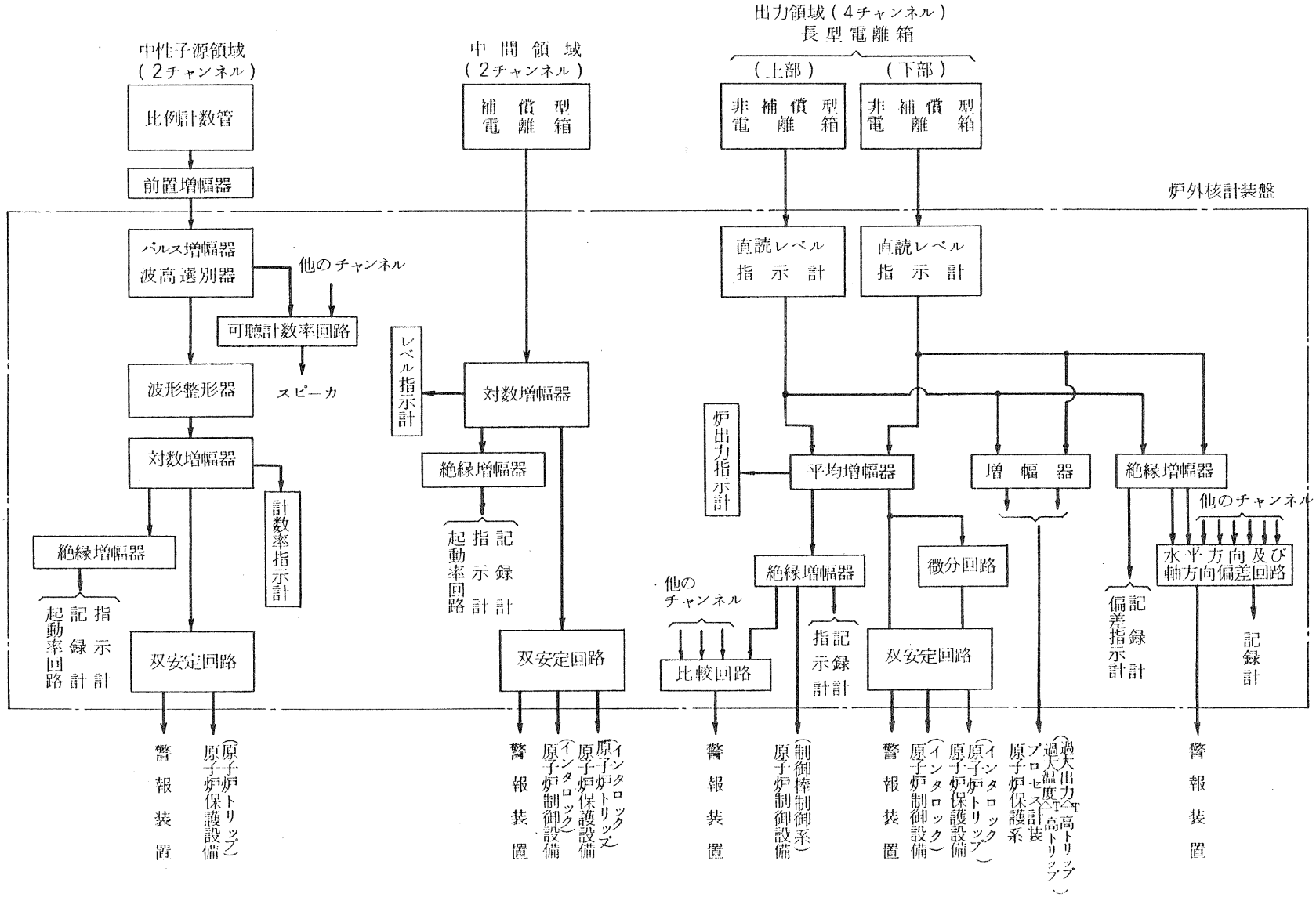
第 6.1.3 図　　制御棒クラスタ制御系説明図



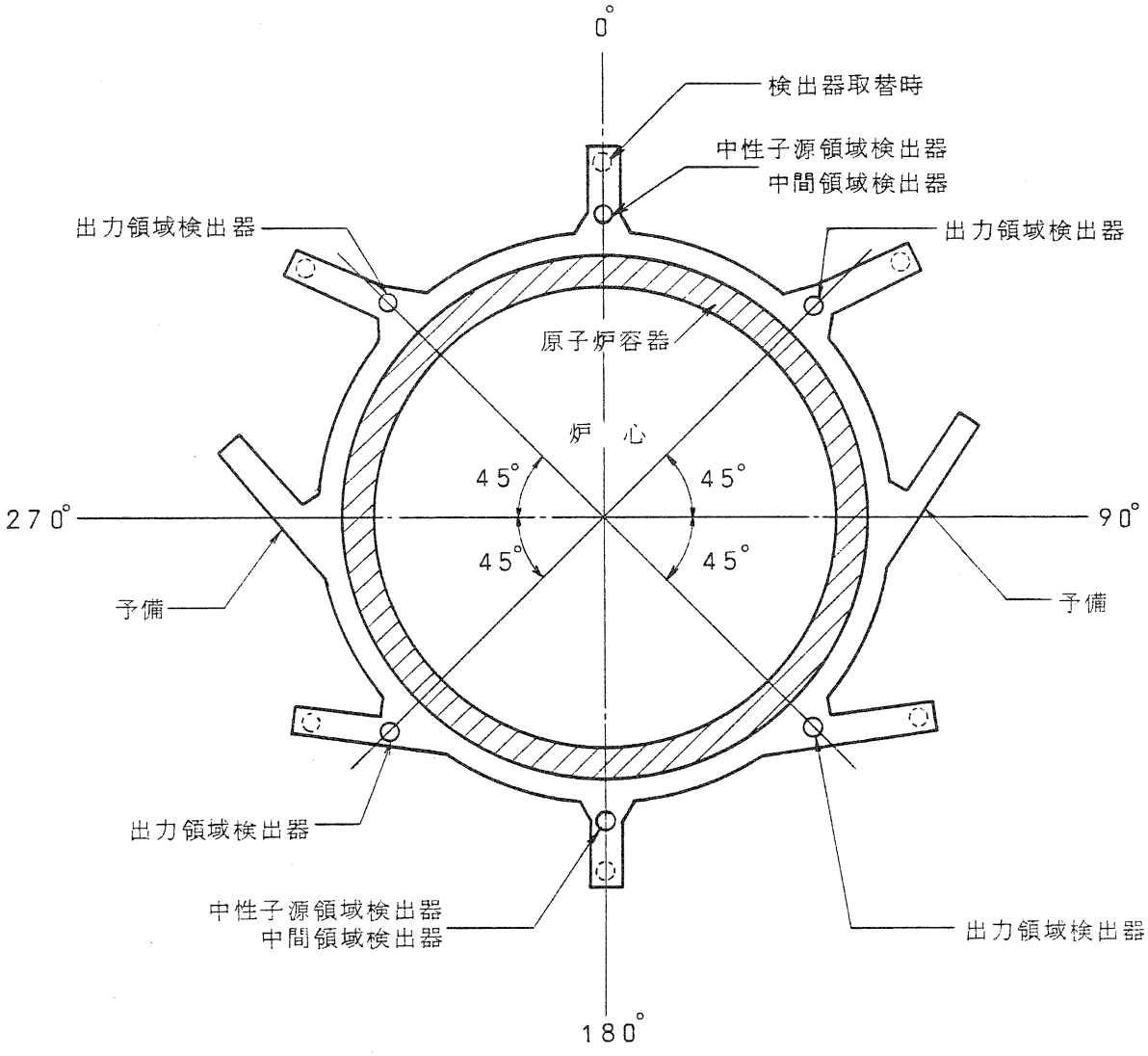
第 6.1.4 図　制御棒クラスタオーバーラップ説明図



第 6.1.5 図　　加圧器圧力制御説明図

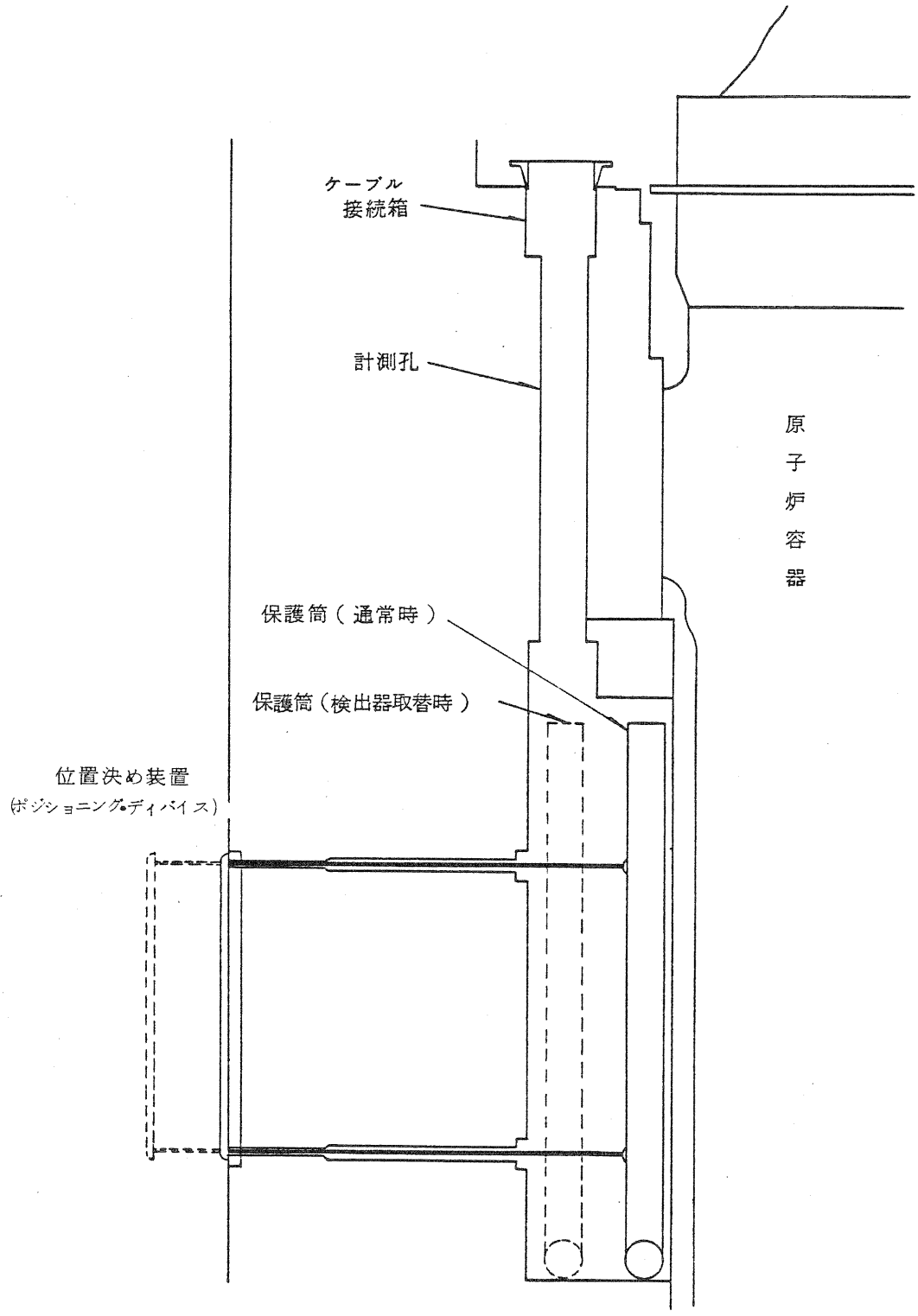


第 6.2.1 図　　炉外核計装説明図



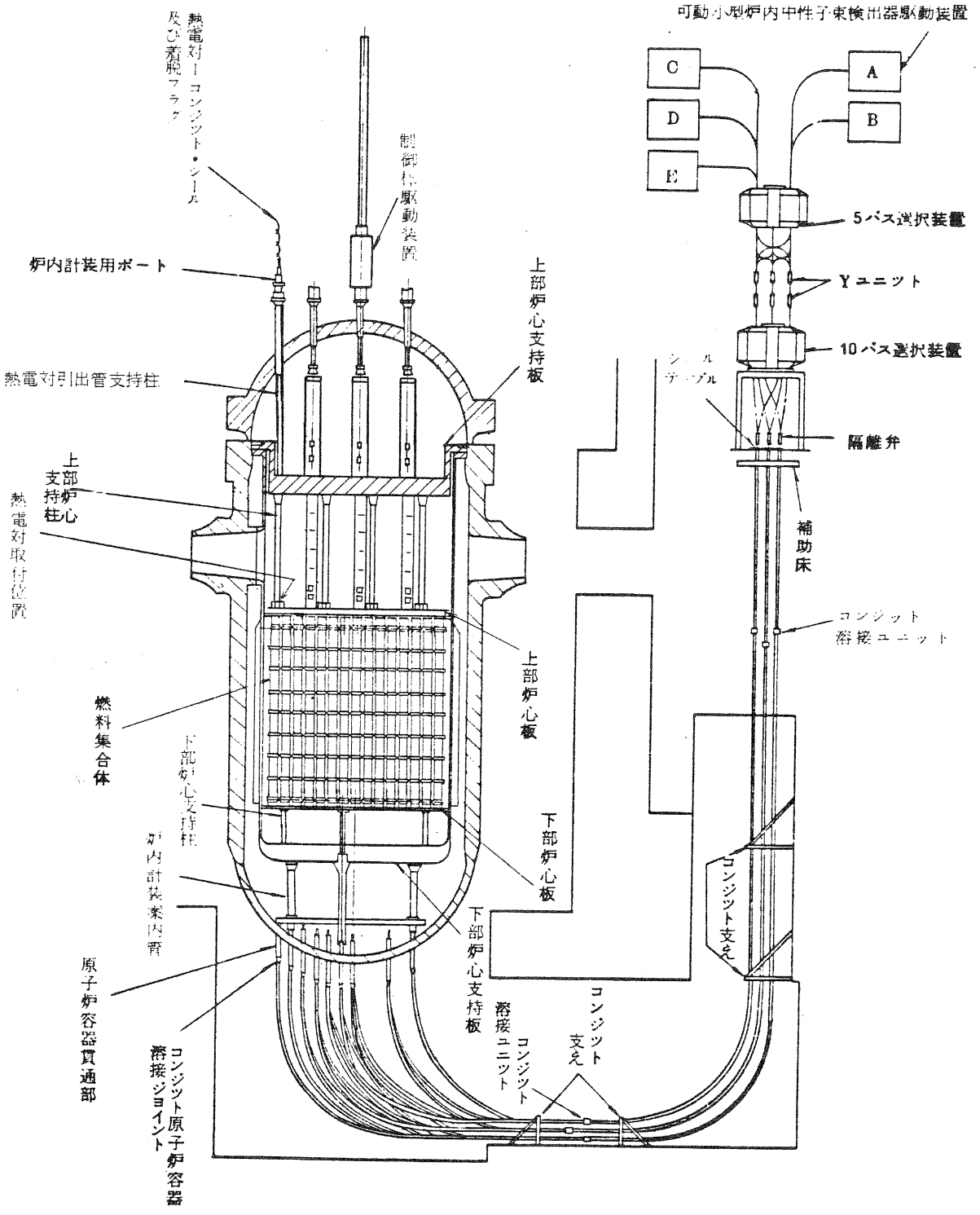
第 6.2.2 図　　中性子束検出器配置説明図

（平面図）

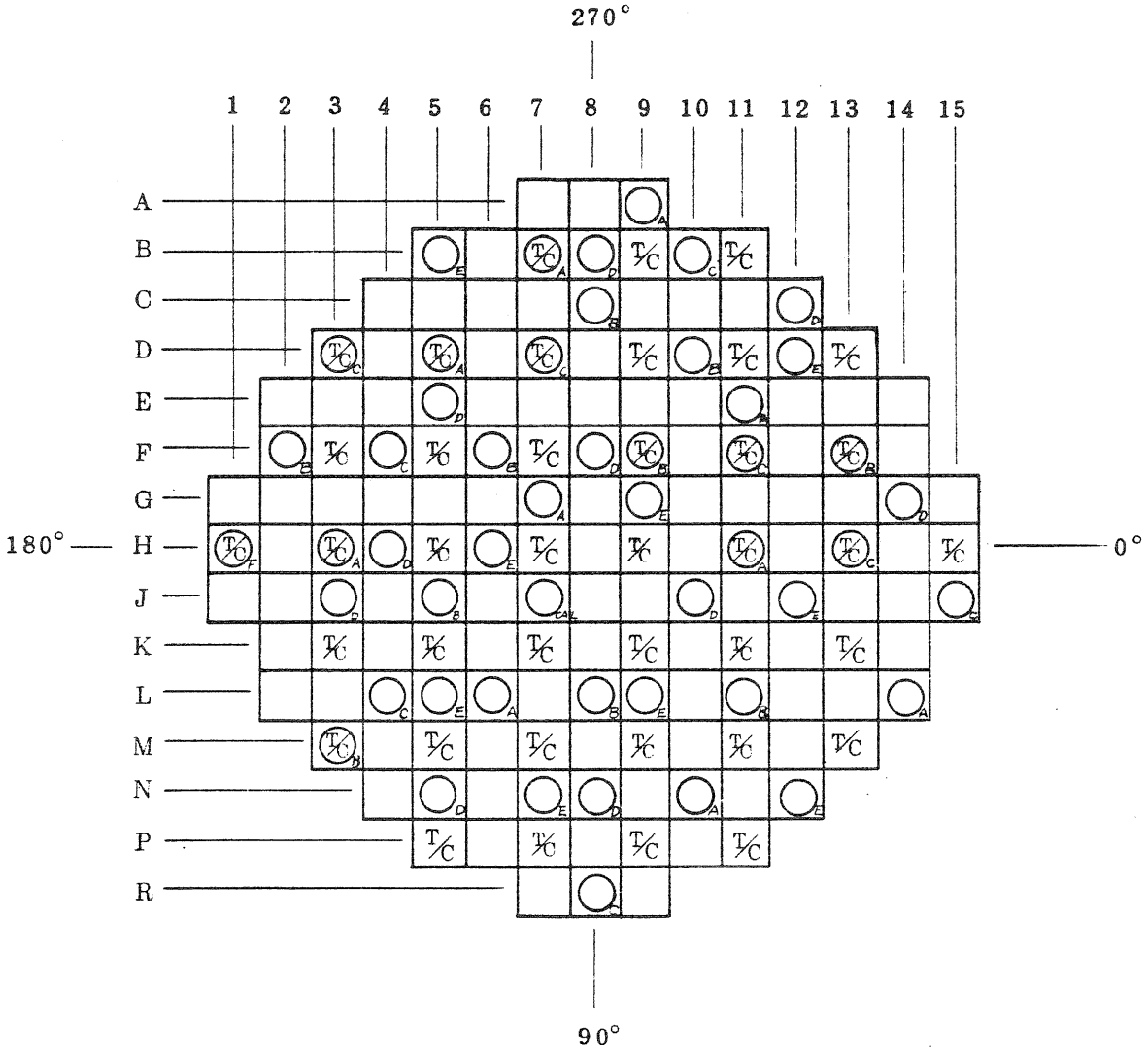


第 6.2.3 図　　中性子束検出器配置説明図

（断面図）



第 6.2.4 図　　炉内計装説明図



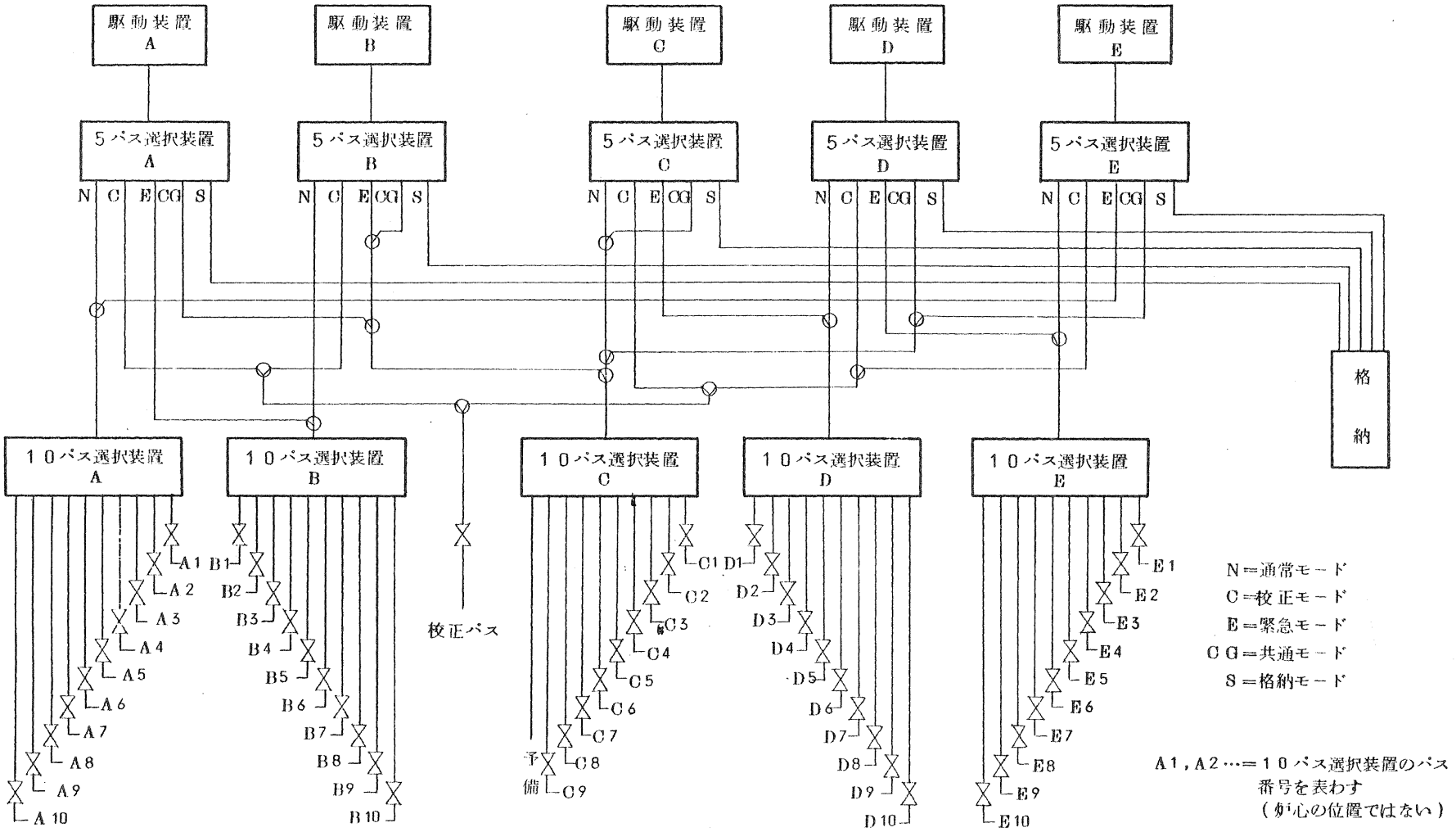
凡　例

T/C：炉内熱電対　39点

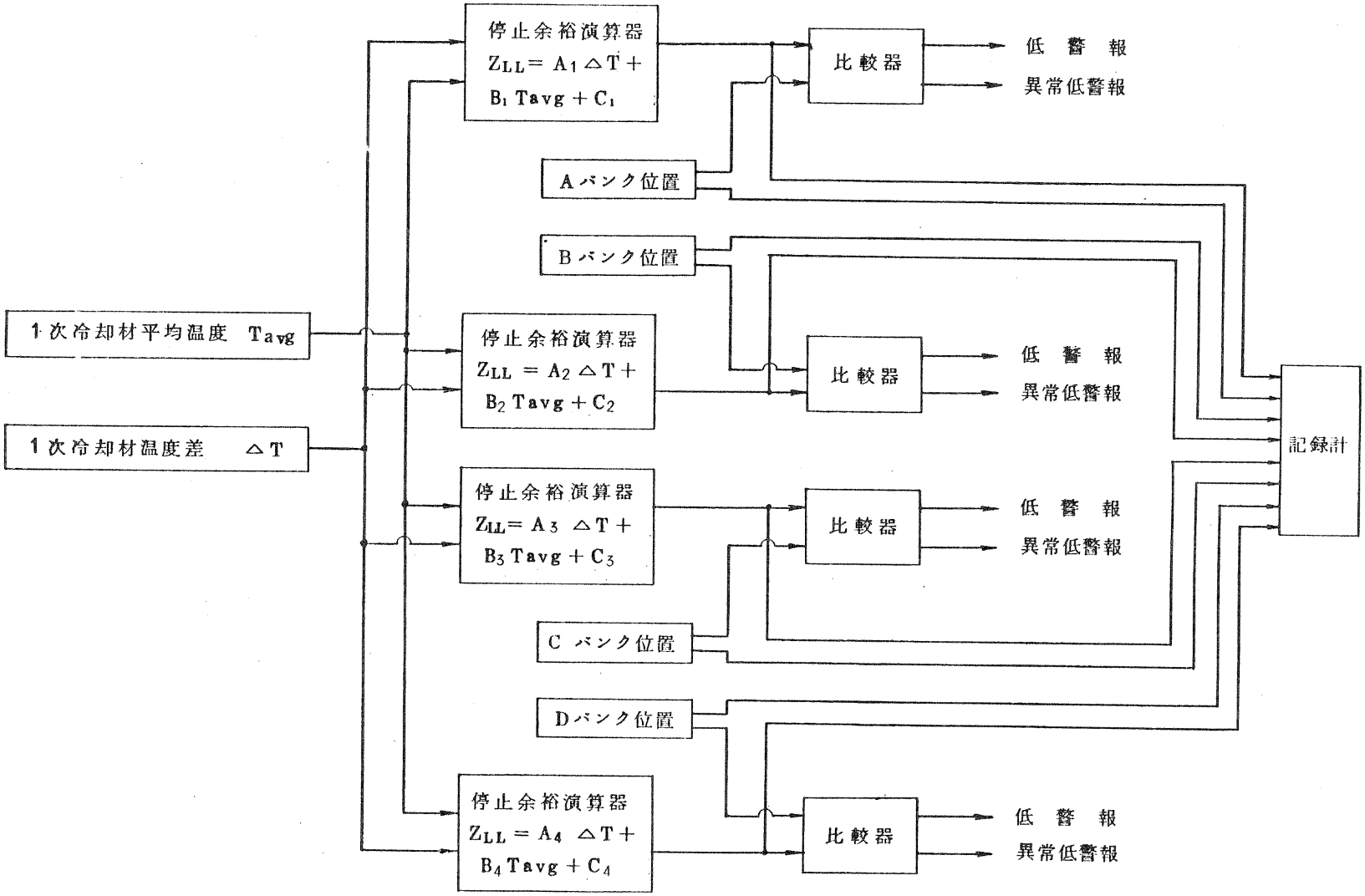
○ A,B,C,D,E　：炉内中性子束検出器A,B,C,D,E，49点

○ CAL　：炉内中性子束検出器校正用　1点

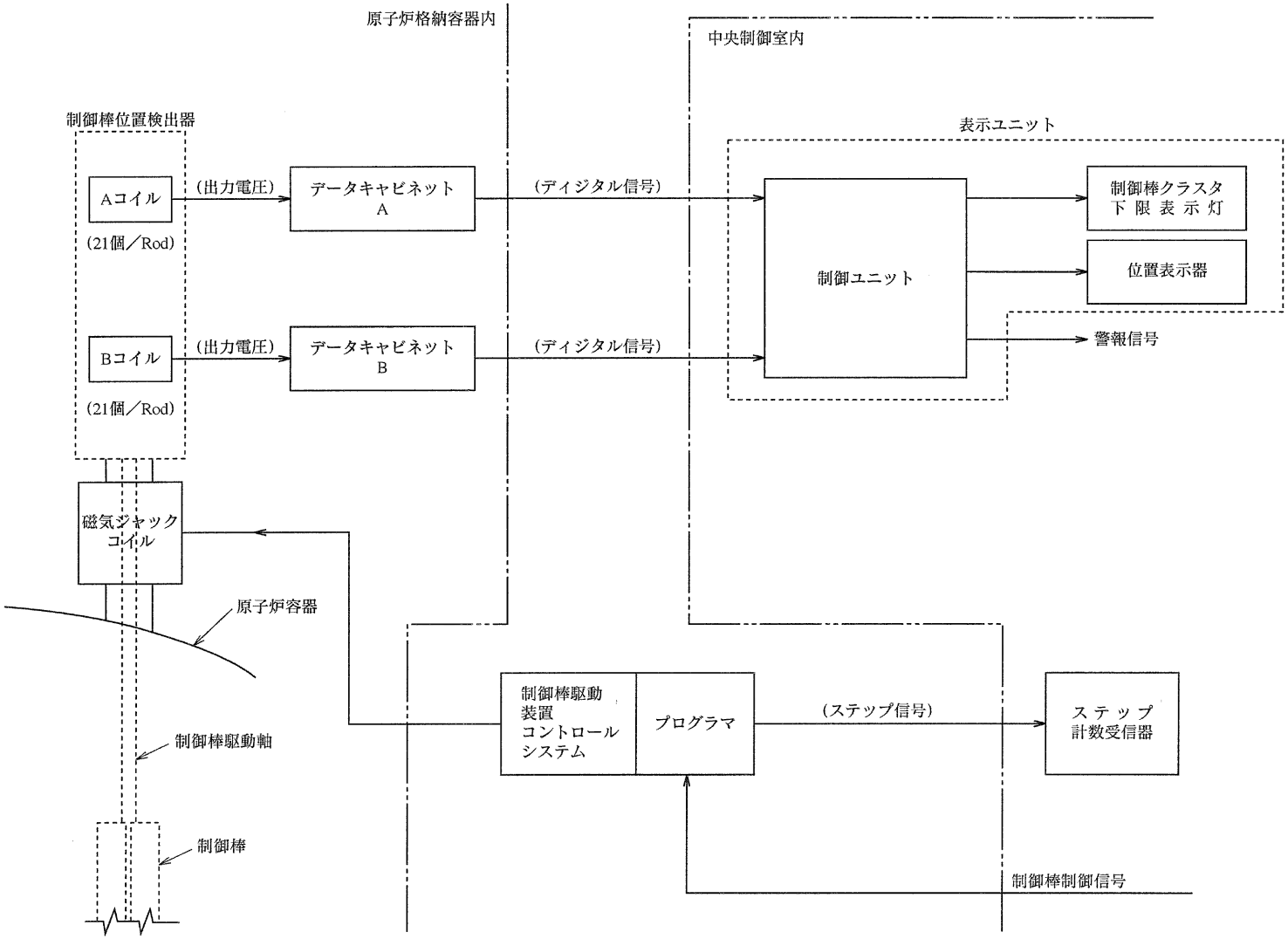
第 6.2.5 図　　炉内計装配置説明図



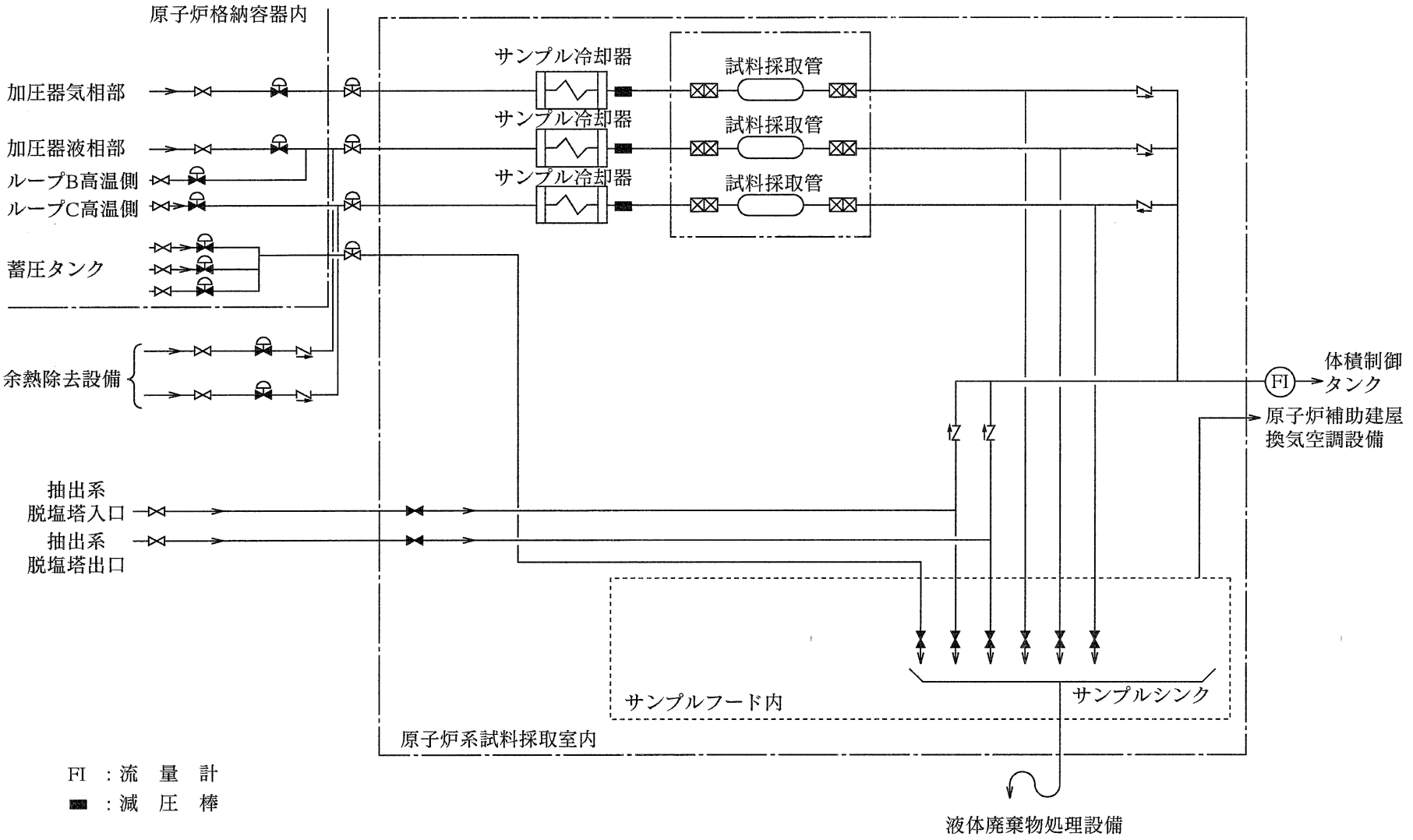
第 6.2.6 図　　炉内核計装検出器駆動系統説明図



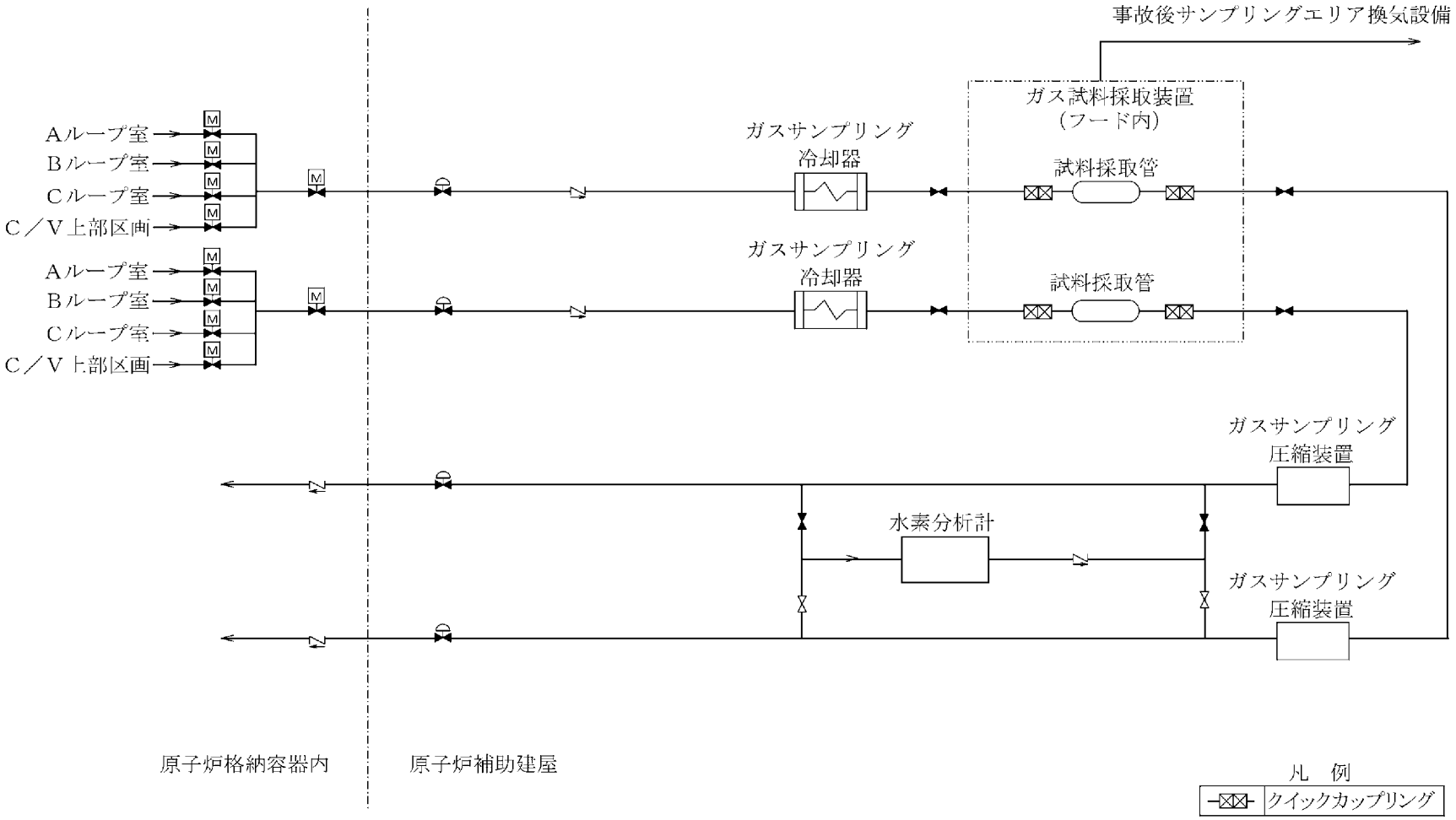
第 6.2.7 図　　停止余裕監視装置説明図



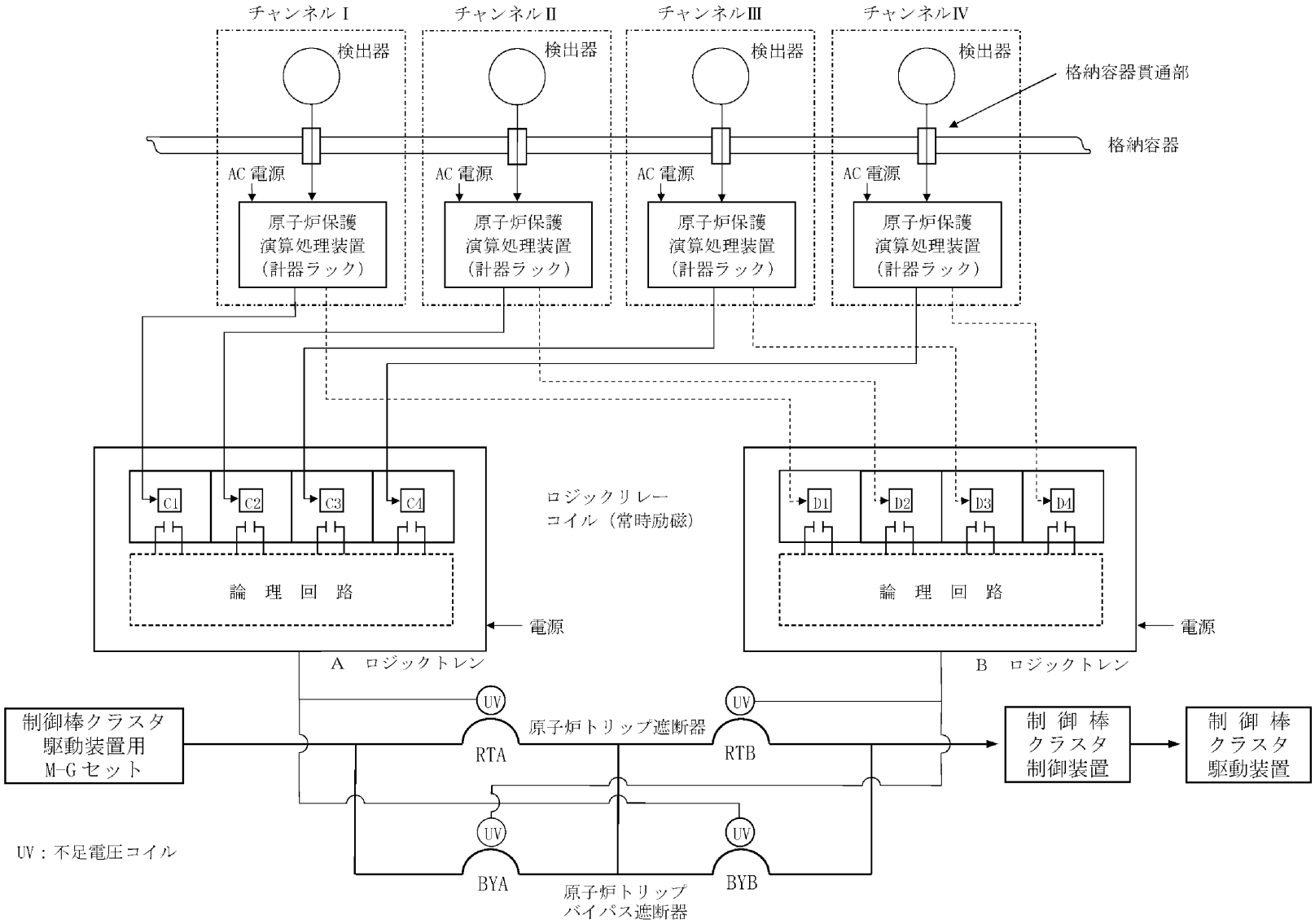
第 6.2.8 図　　制御棒位置指示系統説明図



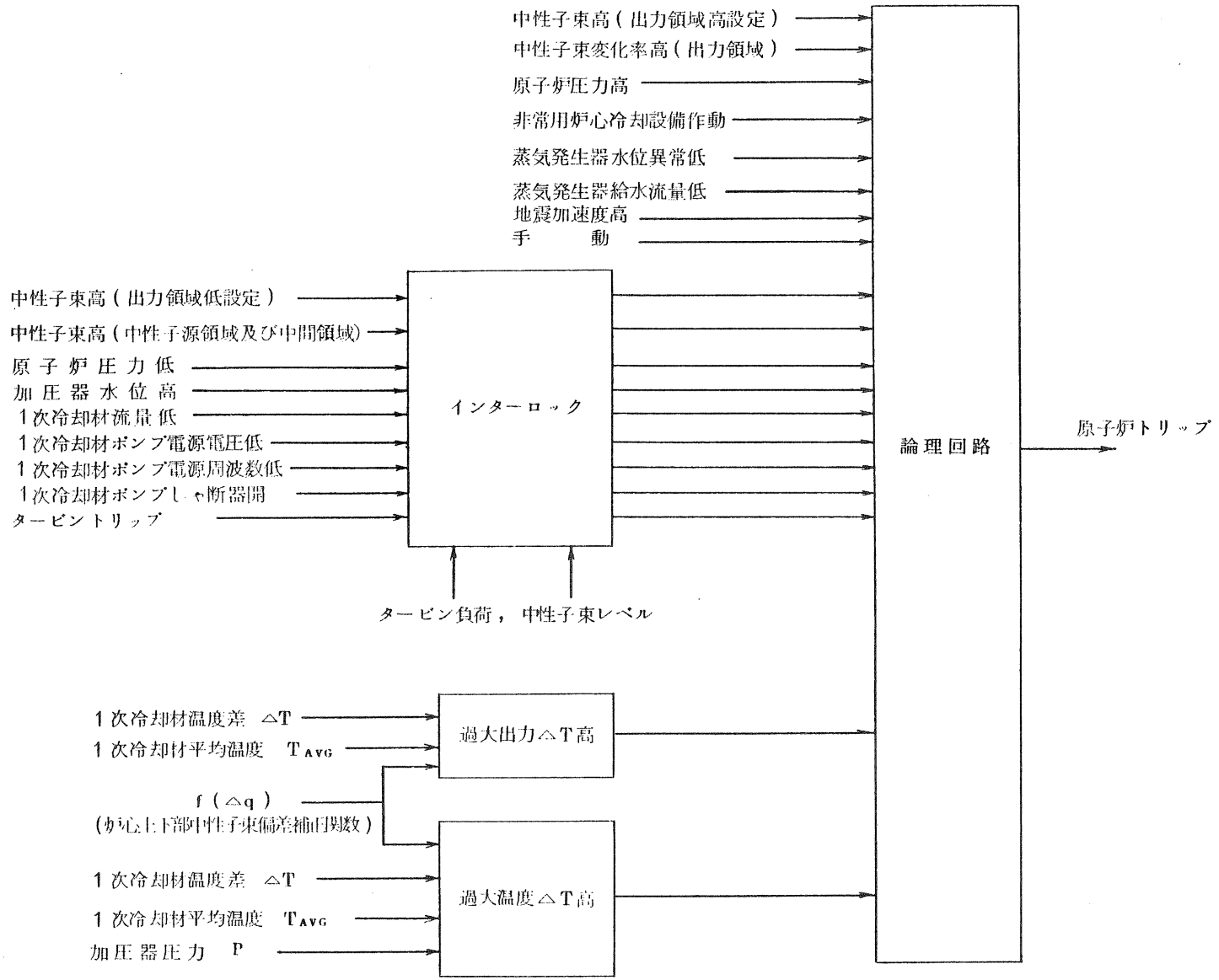
第 6.5.1 図　　試料採取設備系統説明図



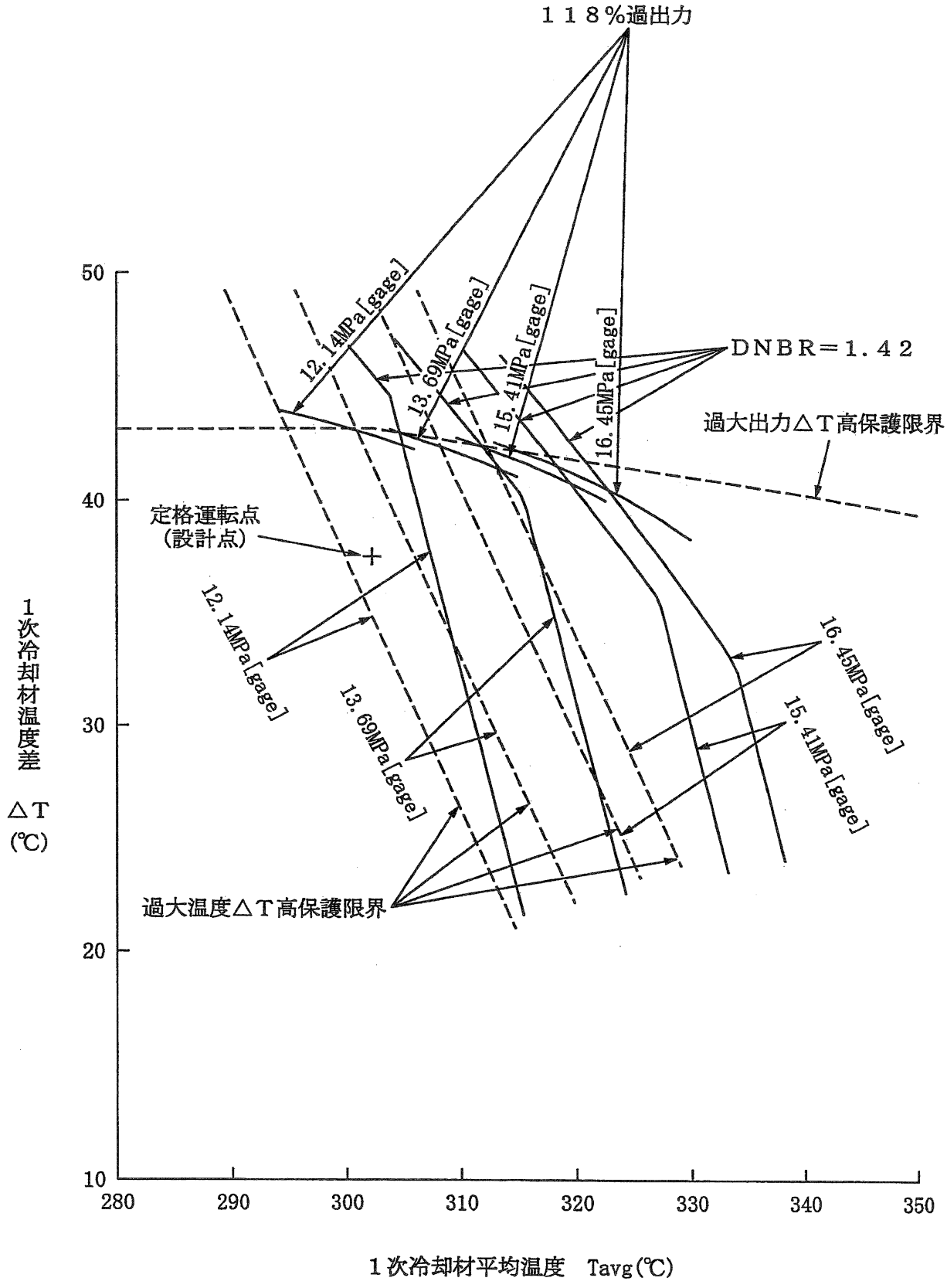
第 6.5.2 図　事故後サンプリング設備系統説明図



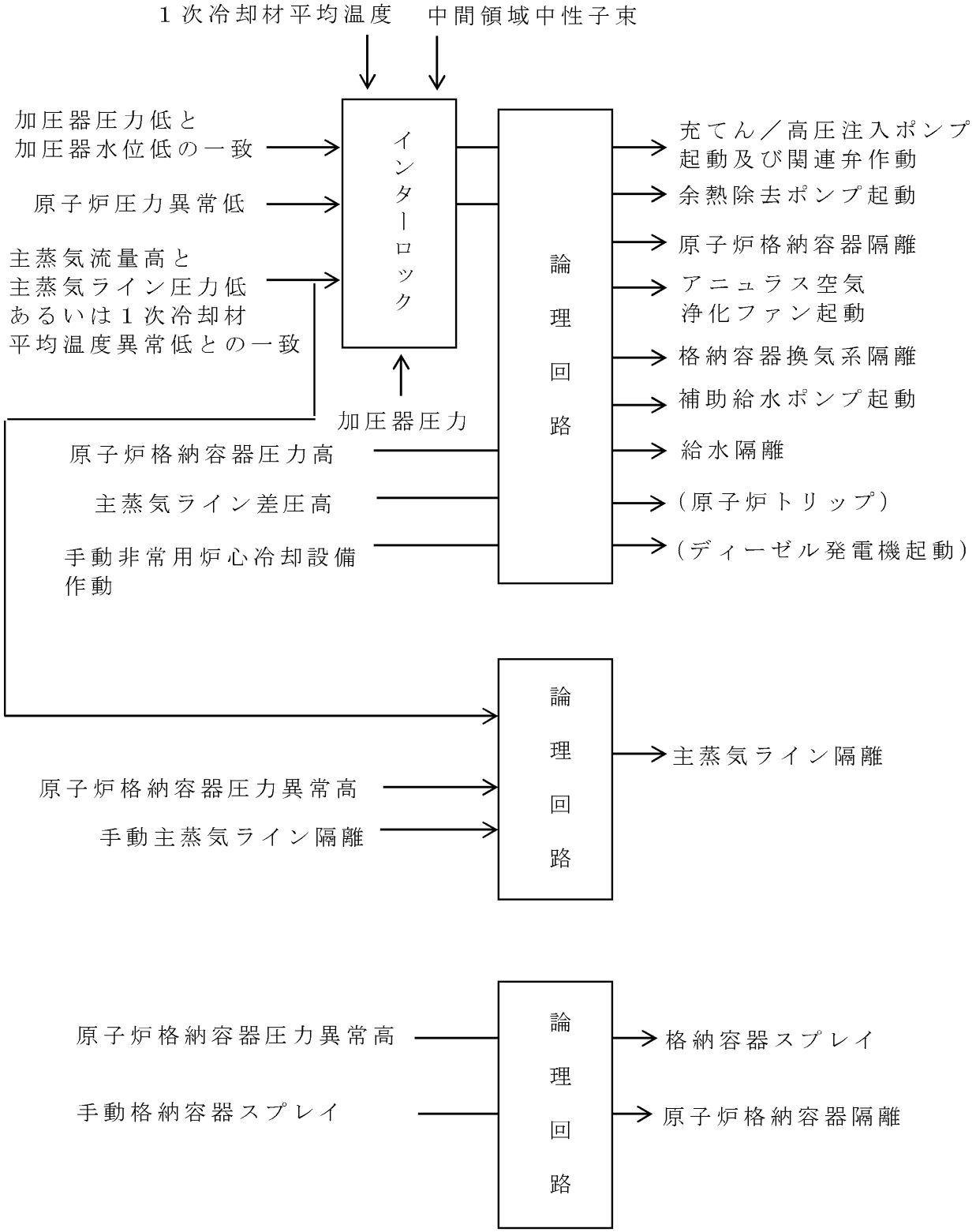
第 6.6.1 図　原子炉保護設備概念図（２ out of ４の場合）



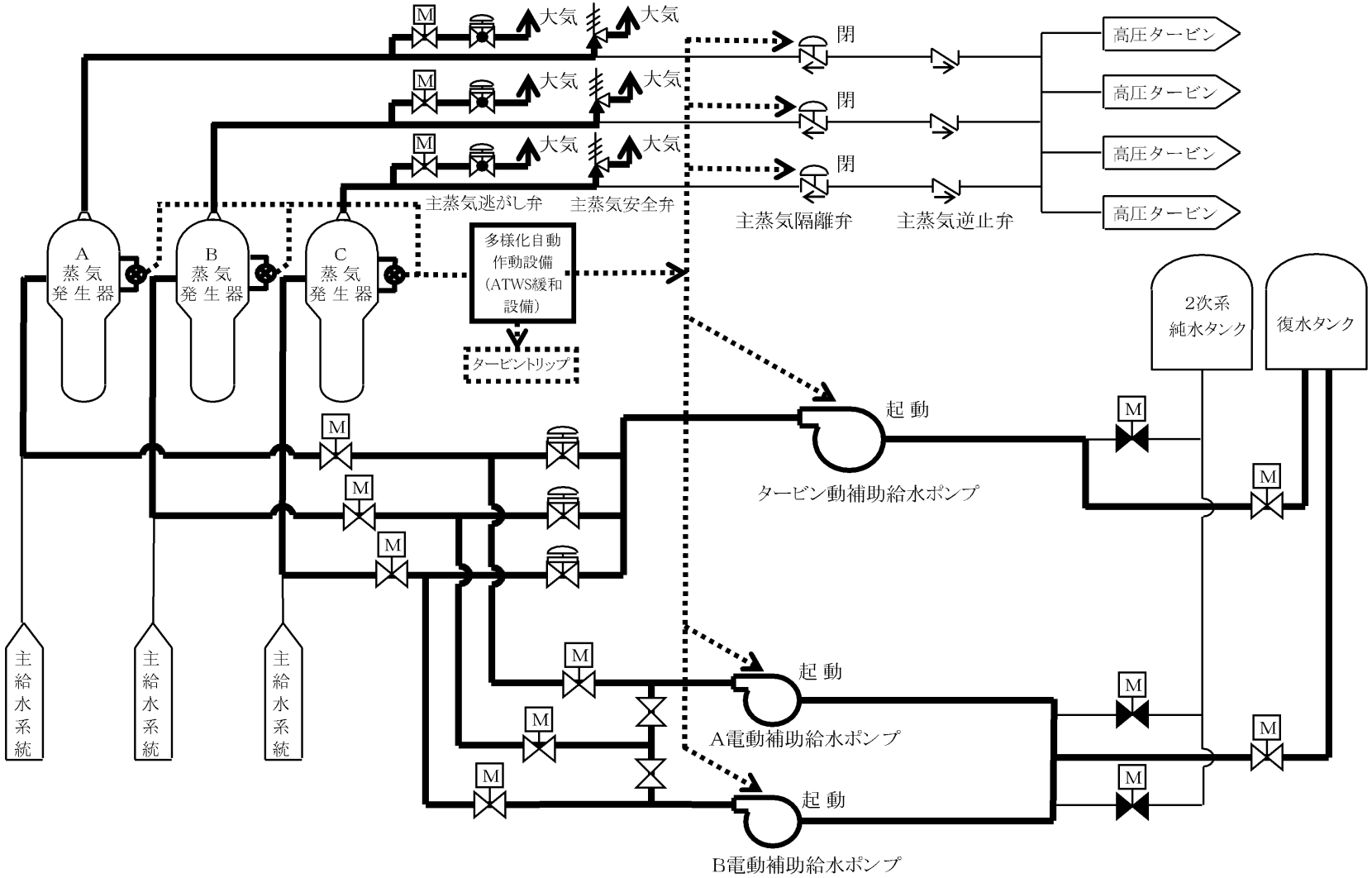
第 6.6.2 図　　原子炉保護系説明図



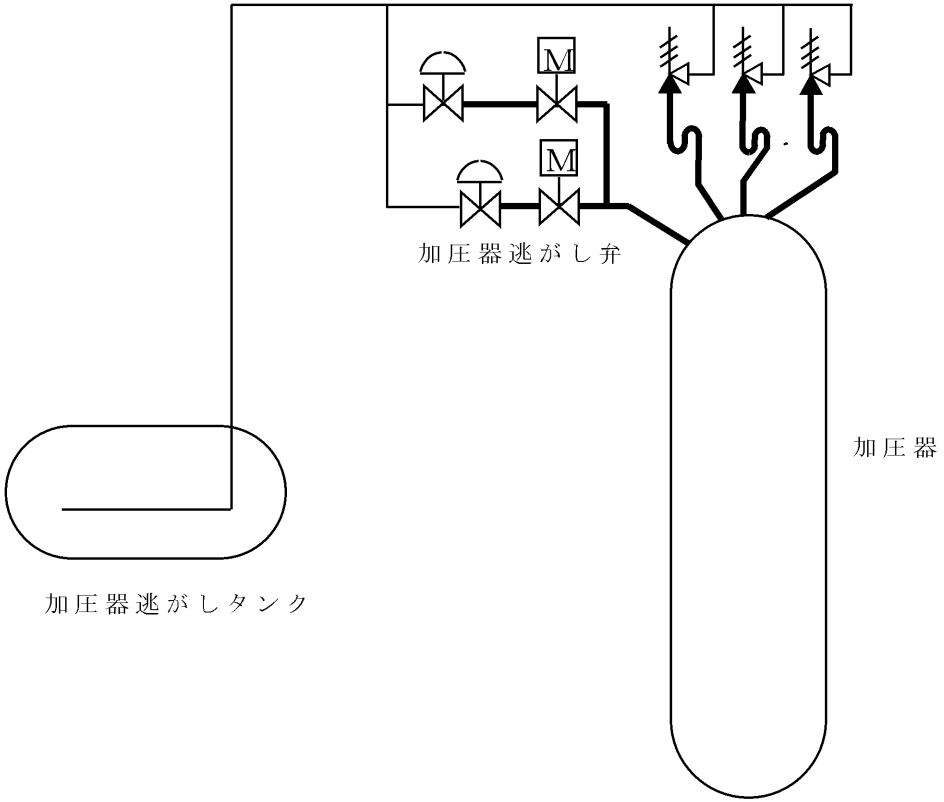
第 6.6.3 図　　過大出力ΔＴ高及び過大温度ΔＴ高による保護限界図
（代表例）



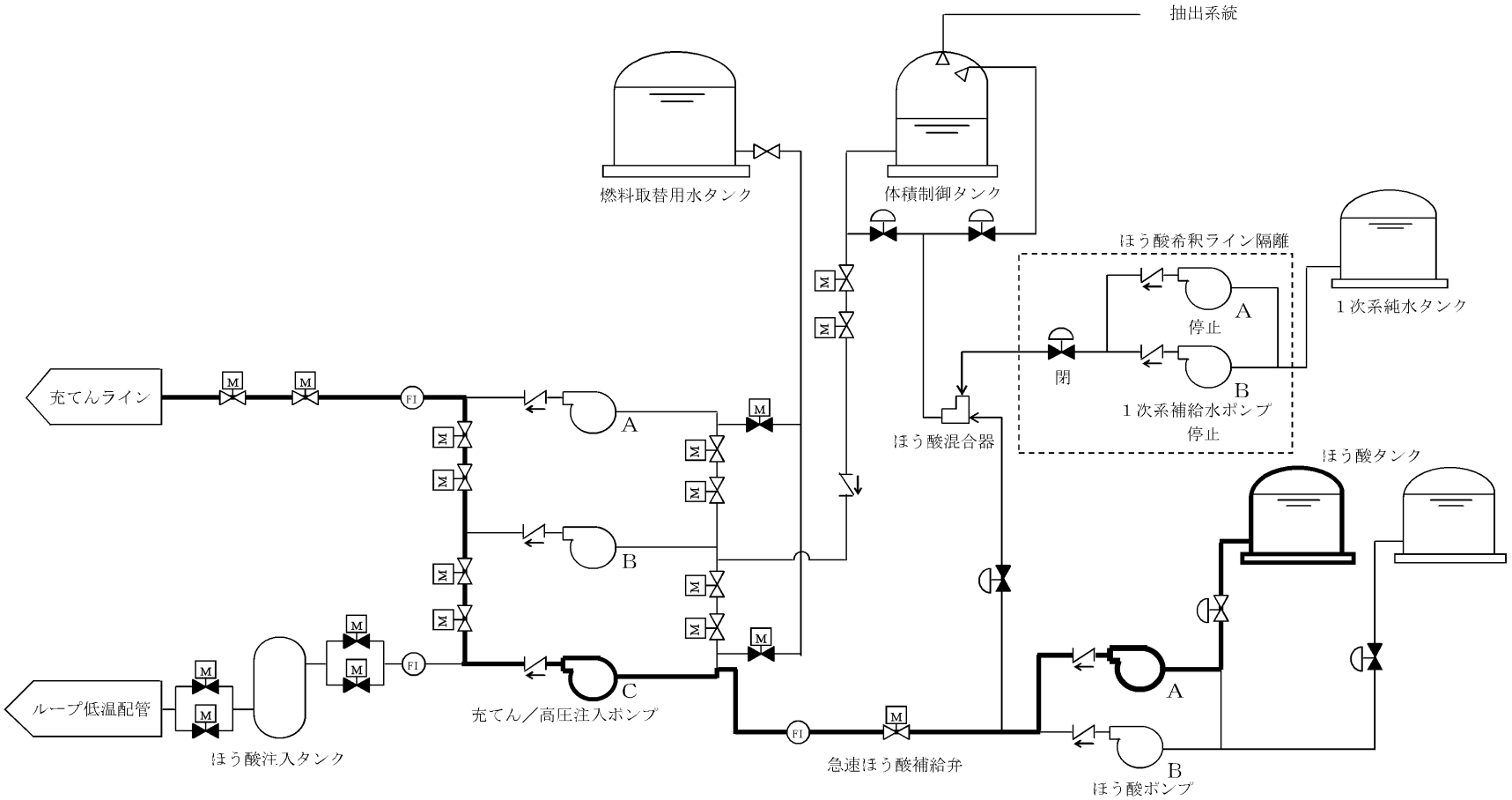
第 6.7.1 図　　工学的安全施設作動説明図



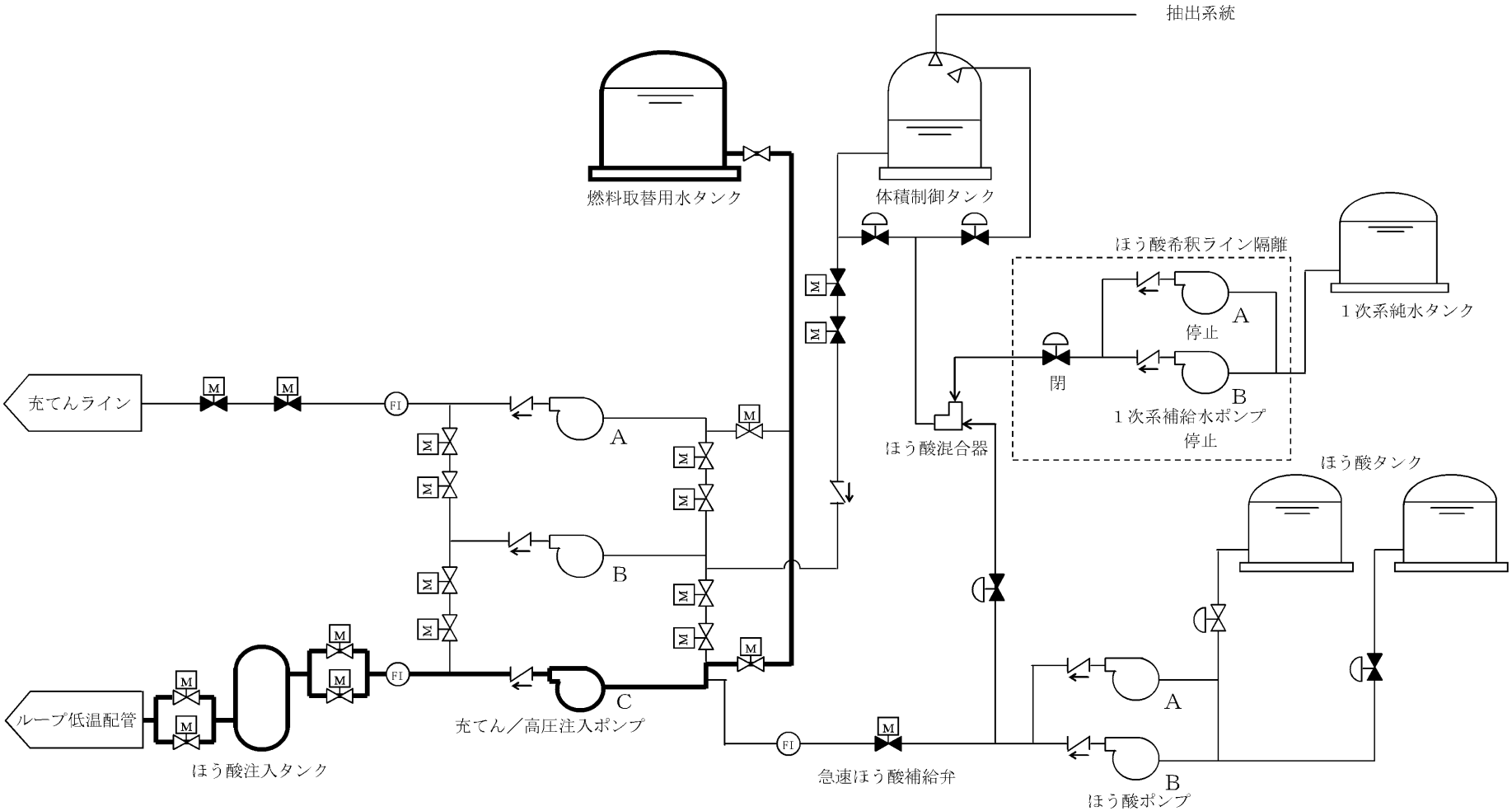
第 6.8.1 図　　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（１）



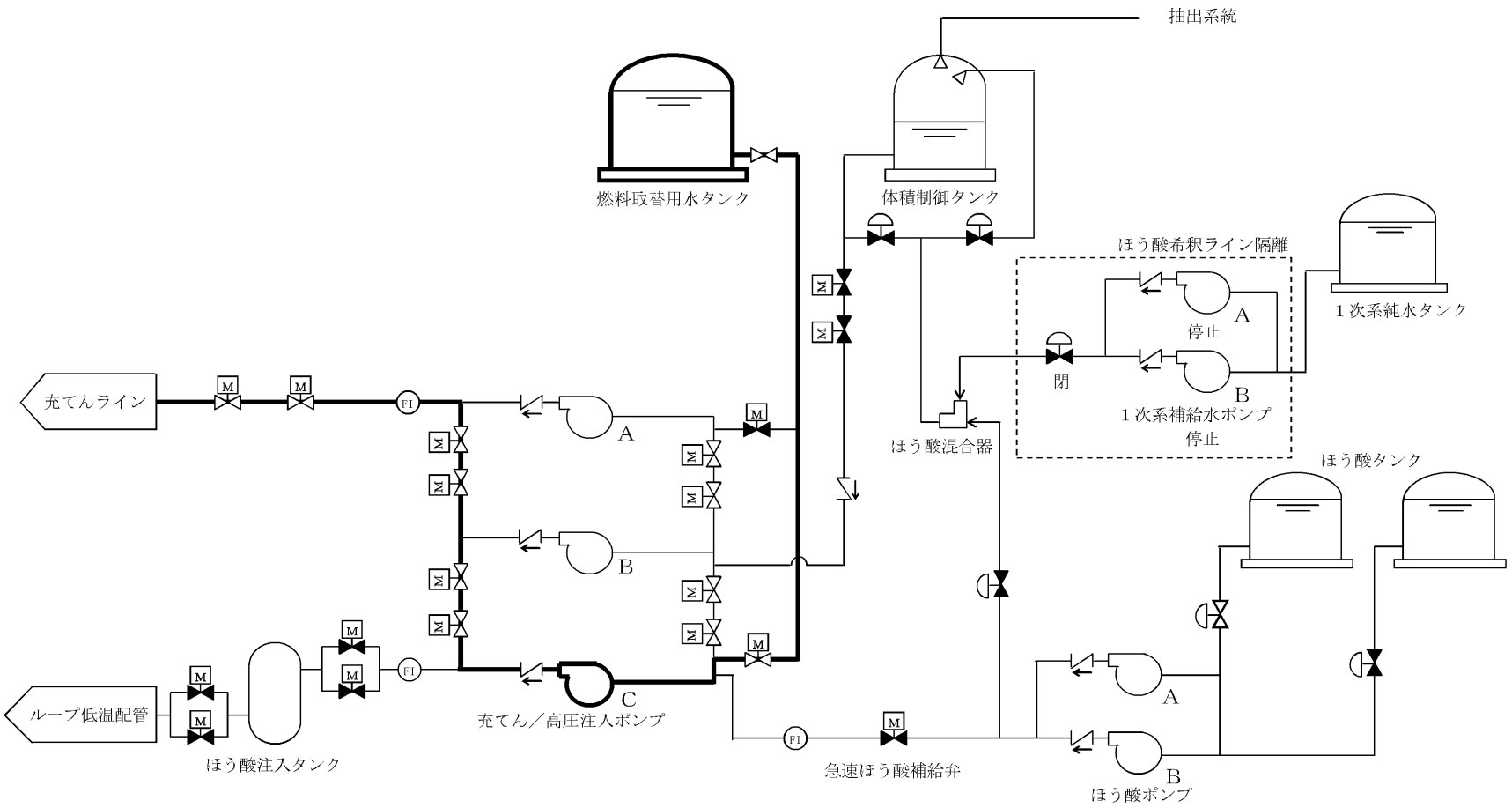
第 6.8.2 図　　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（２）



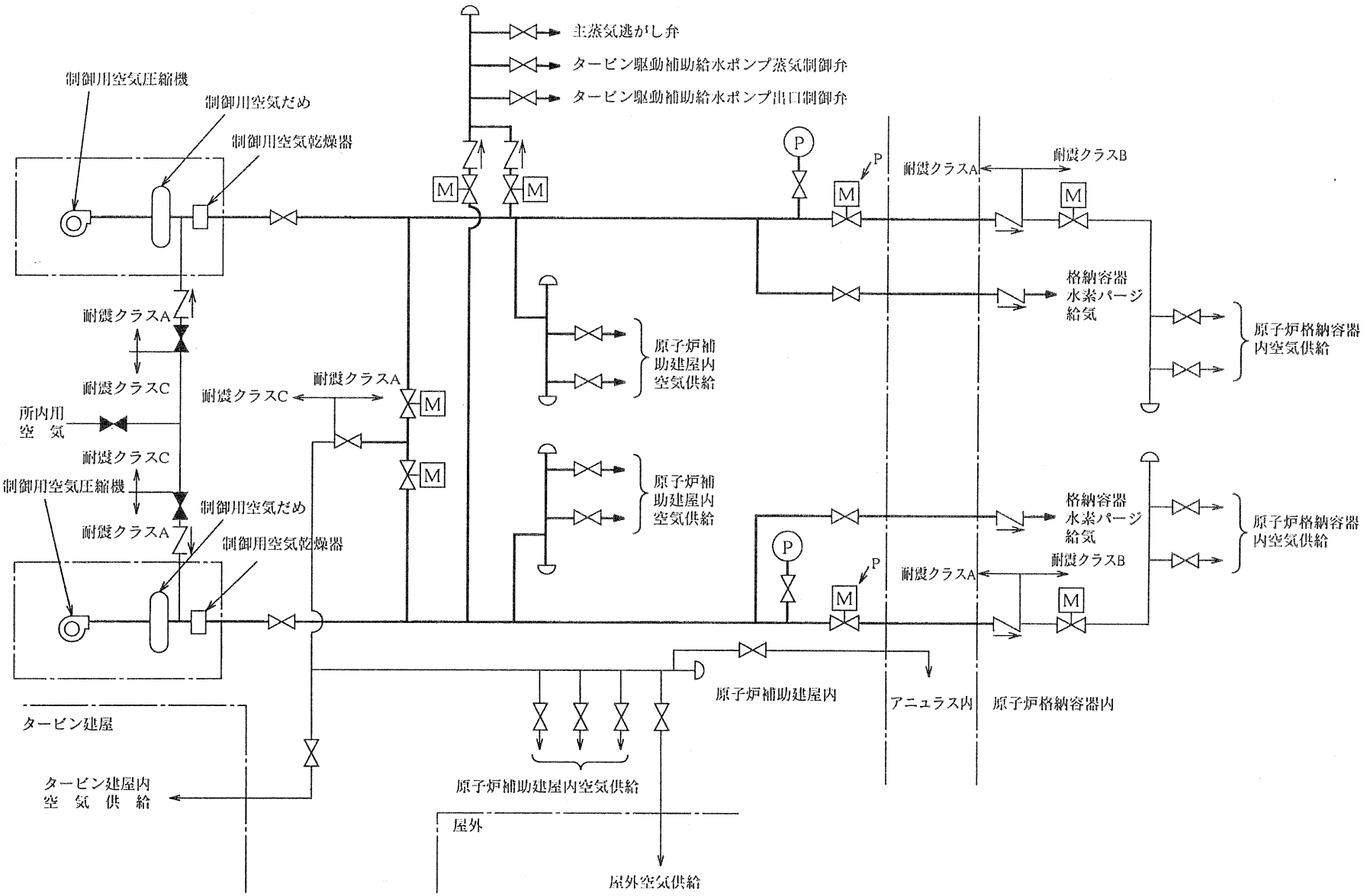
第 6.8.3 図　　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（３）



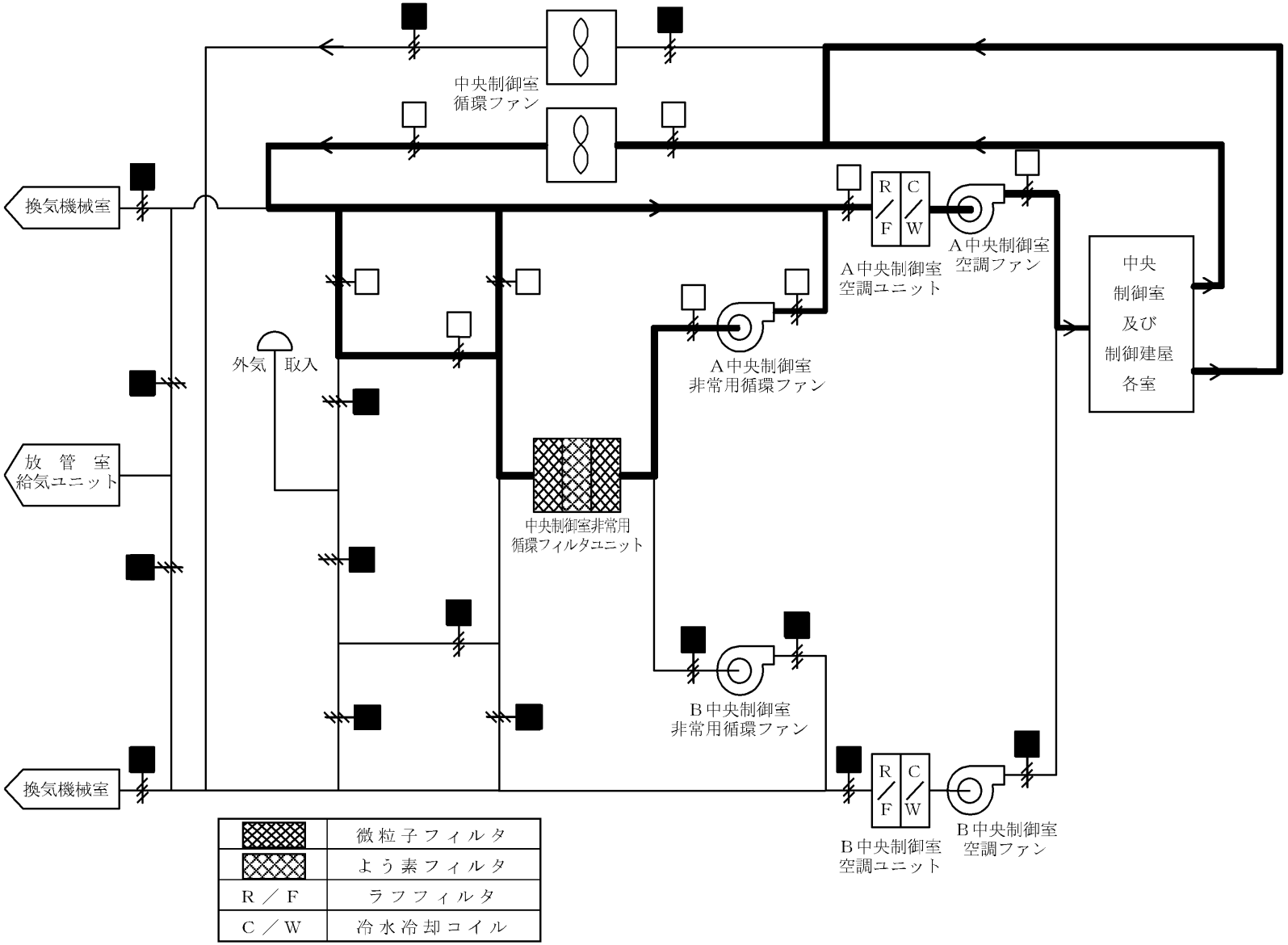
第 6.8.4 図　　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（４）



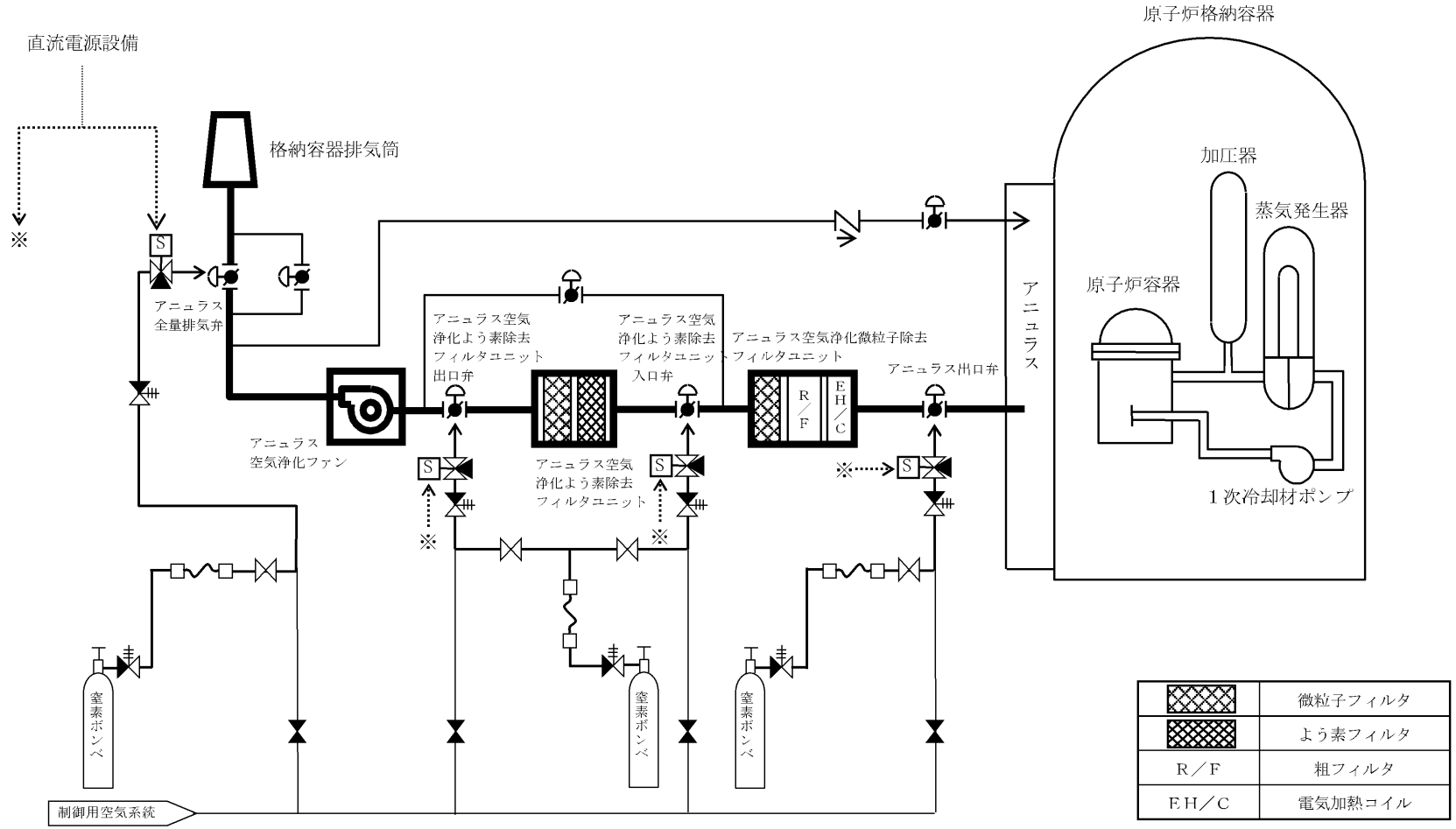
第 6.8.5 図　　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（５）



第 6.9.1 図　　制御用圧縮空気設備系統説明図



第 6.10.1 図　　中央制御室の設備系統概要図（１）



第 6.10.2 図　　中央制御室の設備系統概要図（２）

7. 放射性廃棄物廃棄施設[1]

7.1 概　　要

放射性廃棄物廃棄施設は、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)　気体廃棄物をガス減衰タンクに一定期間貯留して、放射能を十分に減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら放出する。

(2)　液体廃棄物をその性状に応じ、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で長期貯蔵するか、あるいはドラム詰め後、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は、ガス圧縮装置、ガス減衰タンク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パ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受ける線量が、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を満足するように、次のような放出ガスの貯留、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。

(1) 窒素廃ガス及び水素廃ガスは、ガス圧縮装置により加圧、圧縮し、ガス減衰タンクに貯留して、冷却材貯蔵タンクのカバーガスとして再使用するが、気体量が余剰となれば、十分に放射能を減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出できる設計とする。

(2) 気体廃棄物処理設備を設置する各室は、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

(1)　ガス圧縮装置

ガス圧縮装置は、ガス減衰タンクに窒素廃ガス及び水素廃ガスを圧縮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53m^3／h[normal]に対して、約68m^3／h[normal]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減衰タンクの最高使用圧力を下回るように設計する。

(2)　ガス減衰タンク

ガス減衰タンクは、ガス圧縮装置によって加圧された放射性気体廃棄物を貯留し、放射能を減衰させる。ガス減衰タンクの容量は、通常運転時に発生する気体廃棄物を約45日間貯留できるように、約17m^3×８基とし、約0.7MPa[gage]に加圧して貯留する。

7.2.4　主要仕様

気体廃棄物処理設備の主要仕様を第7.2.1表に示す。

7.3 液体廃棄物処理設備

7.3.1 概　　要

液体廃棄物処理設備は、液体廃棄物の性状に応じて処理するため、ほう酸回収系、Ａ廃液処理系、Ｂ廃液処理系及び洗浄排水処理系の４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)　Ａ廃液処理系は、Ａ廃液貯蔵タンクに回収、貯留される大気に接触した１次冷却材ドレンなどの良水質廃液を処理する。

(3)　Ｂ廃液処理系は、Ｂ廃液貯蔵タンクに回収、貯留される１次冷却材以外の機器ドレン及び床ドレンなどの低水質廃液を処理する。

なお、薬品ドレンタンクに集められる強酸等以外の薬品ドレンは、１号炉のＢ廃液処理系で処理する。

(4)　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、本設備のうち薬品ドレンタンク、洗浄排水処理系及び酸液ドレン処理系は、１号炉及び２号炉共用として設計し、１号炉の原子炉補助建屋内に設置する。

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

止できる設計とする。

b．タンクの水位、漏えい検知等の警報を設け、タンク等からの漏えいが生じた場合、漏えいを早期に検出し、中央制御室等に警報を発することができる設計とする。

また、液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設を設ける建屋の床及び壁面は漏えいし難い構造とするとともに、液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設は独立した区画内に設けるか周辺にせき等を設け、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．液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設を設ける建屋内部には敷地外に管理されずに排出される排水が流れる排水路に通じる開口部を設けない設計とする。また、液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設を設ける建屋の床面下には、敷地外に管理されずに排出される排水が流れる排水路を施設しない設計とする。

7.3.3　主要設備

(1)　格納容器冷却材ドレンタンク

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

のを１基設置する。なお、予想発生量は約1,100ｍ^3／ｙである。

(2)　補助建屋冷却材ドレンタンク

補助建屋冷却材ドレンタンクは、原子炉補助建屋内の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。補助建屋冷却材ドレンタンクは、容量約1.3ｍ^{3}のものを１基設置する。なお、予想発生量は約100ｍ^3／ｙである。

(3)　冷却材貯蔵タンク

冷却材貯蔵タンクは、１次冷却材の抽出水及び１次冷却材ドレンを貯留する。本タンク水は、ほう酸回収装置に送り処理する。冷却材貯蔵タンクは、容量約220m^{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及び補助建屋冷却材ドレンタンクからの移送分も含めて、約3,000m^3／ｙである。

(4)　ほう酸回収装置脱塩塔

ほう酸回収装置脱塩塔は、ほう酸回収装置で処理する水のイオン状不純物のうち、ほう酸以外のものを除去する。ほう酸回収装置脱塩塔は、樹脂容量約0.76ｍ^{3}のものを２基及び約0.57ｍ^{3}のものを１基設置する。

(5)　ほう酸回収装置

ほう酸回収装置は、冷却材貯蔵タンク水を処理する。蒸留水及び濃縮液は、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3.4m^3／ｈのものを１基設置する。なお、予想処理量は約3,000m^3／ｙである。

(6)　ほう酸蒸留水脱塩塔

ほう酸蒸留水脱塩塔は、ほう酸回収装置で処理された１次冷

却材ドレンの蒸留水を更に浄化する。ほう酸蒸留水脱塩塔は、樹脂容量約0.57m^{3}のものを２基設置し、このうち１基は予備とする。

(7)　モニタタンク

モニタタンクは、ほう酸蒸留水脱塩塔からの蒸留水を貯留する。本タンク水は、試料採取分析し、水質を確認した後、１次系純水タンクに送り、原則として再使用する。モニタタンクは、容量約41m^{3}のものを２基設置する。　なお、予想発生量は約3,000m^3／yである。

(8)　ほう酸濃縮液タンク

ほう酸濃縮液タンクは、ほう酸回収装置からのほう酸濃縮液を貯留する。本タンク水は、ほう酸タンクに送り、原則として再使用する。ほう酸濃縮液タンクの容量は、ほう酸回収装置からの１回分の濃縮液約2.8m^{3}に対して約４m^{3}のものを１基設置する。

(9)　補助建屋機器ドレンタンク

補助建屋機器ドレンタンクは、配置上、Ａ廃液貯蔵タンクに落とせない良水質の補助建屋機器ドレンを集める。本タンク水は、Ａ廃液貯蔵タンクに送り処理する。補助建屋機器ドレンタンクは、容量約4.3m^{3}のものを１基設置する。なお、予想発生量は約170m^3／ｙである。

(10)　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、Ｂ廃液貯蔵タンクに落とせない低水質の補助建屋機器ドレンを集め

る。本タンク水は、Ｂ廃液貯蔵タンクに送り処理する。補助建屋サンプタンクは、容量約10ｍ^{3}のものを１基設置する。なお、予想発生量は約200ｍ^3／ｙである。

(11)　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、Ｂ廃液貯蔵タンクに送り処理する。なお、予想発生量は約10ｍ^3／ｙである。

(12)　燃料取扱建屋サンプタンク

燃料取扱建屋サンプタンクは、燃料取扱建屋内で発生する機器ドレン及び床ドレンを集める。本タンク水は、Ｂ廃液貯蔵タンクに送り処理する。燃料取扱建屋サンプタンクは、容量約4.3ｍ^{3}のものを１基設置する。なお、予想発生量は約40ｍ^3／ｙである。

(13)　Ａ廃液貯蔵タンク

Ａ廃液貯蔵タンクは、良水質の補助建屋機器ドレンを貯留する。

本タンク水は、Ａ廃液蒸発装置に送り処理する。Ａ廃液貯蔵タンクは、容量約30ｍ^{3}のものを１基設置する。なお、予想発生量は約300ｍ^3／ｙである。

(14)　Ｂ廃液貯蔵タンク

Ｂ廃液貯蔵タンクは、原子炉格納容器床ドレン、低水質の補助建屋機器ドレン及び床ドレン並びに燃料取扱建屋機器ドレン及び床ドレンを貯留する。本タンク水は、Ｂ廃液蒸発装置に送り処理する。Ｂ廃液貯蔵タンクは、容量約70ｍ^{3}のものを１基設置する。

なお、予想発生量は約250m^3／ｙである。

(15)　Ａ廃液蒸発装置

Ａ廃液蒸発装置は、Ａ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Ａドラム詰バッチタンクに送る。Ａ廃液蒸発装置は、容量約0.45m^3／ｈのものを１基設置する。なお、予想処理量は約300m^3／ｙである。

(16)　Ｂ廃液蒸発装置

Ｂ廃液蒸発装置は、Ｂ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Ｂドラム詰バッチタンクに送る。Ｂ廃液蒸発装置は、容量約0.45m^3／ｈのものを１基設置する。なお、予想処理量は約250m^3／ｙである。

(17)　廃液蒸留水モニタ脱塩塔

廃液蒸留水モニタ脱塩塔は、Ａ廃液蒸発装置で処理された良水質廃液の蒸留水を更に浄化する。廃液蒸留水モニタ脱塩塔は、樹脂容量約0.34m^{3}のものを２基設置し、このうち１基は予備とする。

(18)　廃液蒸留水脱塩塔

廃液蒸留水脱塩塔は、Ｂ廃液蒸発装置で処理された低水質廃液の蒸留水を更に浄化する。廃液蒸留水脱塩塔は、樹脂容量約0.34m^{3}のものを２基設置し、このうち１基は予備とする。

(19)　廃液蒸留水モニタタンク

廃液蒸留水モニタタンクは、廃液蒸留水モニタ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、再使用のため１次系純水タンクに送るか、あるいは放出する。廃液蒸留水モニタタンクは、

容量約10m^{3}のものを２基設置する。なお、予想発生量は約300m^3／ｙである。

(20)　廃液蒸留水タンク

廃液蒸留水タンクは、廃液蒸留水脱塩塔からの蒸留水を貯留する。本タンク水は、試料採取分析し、放射性物質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10m^{3}のものを２基設置する。なお、予想発生量は約250m^3／ｙである。

(21)　Ａドラム詰バッチタンク

Ａドラム詰バッチタンクは、Ａ廃液蒸発装置で処理された良水質廃液の濃縮廃液を貯留する。本タンク水は、アスファルト固化装置又はセメント固化装置に送りドラム詰する。Ａドラム詰バッチタンクの容量は、Ａ廃液蒸発装置からの１回分の濃縮液約２m^{3}に対して約４m^{3}のものを１基設置する。

(22)　Ｂドラム詰バッチタンク

Ｂドラム詰バッチタンクは、Ｂ廃液蒸発装置で処理された低水質廃液の濃縮廃液を貯留する。本タンク水は、アスファルト固化装置又はセメント固化装置に送りドラム詰する。Ｂドラム詰バッチタンクの容量は、Ｂ廃液蒸発装置からの１回分の濃縮液約１m^{3}に対して約４m^{3}のものを１基設置する。

(23)　洗浄排水タンク

洗浄排水タンク（１号及び２号炉共用）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30m^{3}のものを３基設置する。なお、予想発生量は約3,000m^3

／ｙ（２ユニット分）である。

(24)　洗浄排水処理装置

洗浄排水処理装置（１号及び２号炉共用）は、洗浄排水タンク水を処理する。蒸留水は脱塩塔に送り、濃縮廃液は原則として洗浄排水高濃縮装置に送る。洗浄排水処理装置は、容量約1.7ｍ^3／ｈのものを１基設置する。なお、予想処理量は約3,000ｍ^3／ｙ（２ユニット分）である。

(25)　洗浄排水蒸留水脱塩塔

洗浄排水蒸留水脱塩塔（１号及び２号炉共用）は、洗浄排水処理装置で処理された洗浄排水の蒸留水を更に浄化する。洗浄排水蒸留水脱塩塔は、樹脂容量約0.34ｍ^{3}のものを２基設置し、このうち１基は予備とする。

(26)　洗浄排水モニタタンク

洗浄排水モニタタンク（１号及び２号炉共用）は、洗浄排水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。洗浄排水モニタタンクは、容量約15ｍ^{3}のものを２基設置する。なお、予想発生量は約3,000ｍ^3／ｙ（２ユニット分）である。

(27)　洗浄排水濃縮液タンク

洗浄排水濃縮液タンク（１号及び２号炉共用）は、洗浄排水処理装置で処理された洗浄排水の濃縮廃液を貯留する。本タンク水は、原則として洗浄排水高濃縮装置に送り処理する。洗浄排水濃縮液タンクの容量は、洗浄排水処理装置からの１回分の濃縮液約２ｍ^{3}に対して約４ｍ^{3}のものを１基設置する。

(28)　洗浄排水高濃縮装置

洗浄排水高濃縮装置（１号及び２号炉共用）は、洗浄排水処理装置で処理された濃縮廃液を処理する。蒸留水は洗浄排水タンクに送り、濃縮廃液は雑固体廃棄物とともに焼却処理する。

洗浄排水高濃縮装置は、容量約60ℓ／ｈのものを１基設置する。

なお、予想処理量は約120ｍ^3／ｙ（２ユニット分）である。

(29)　酸液ドレンタンク

酸液ドレンタンク（１号及び２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0.2ｍ^{3}のものを１基設置する。なお、予想発生量は約２ｍ^3／ｙ（２ユニット分）である。

(30)　薬品ドレンタンク

薬品ドレンタンク（１号及び２号炉共用）は、放射化学室から出るドレンのうち、強酸等以外のものを集める。本タンク水は中和後、１号炉のＢ廃液蒸発装置に送り処理する。薬品ドレンタンクは、容量約10ｍ^{3}のものを１基設置する。

なお、予想発生量は約400ｍ^3／ｙ（２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、洗浄排水処理装置の濃縮廃液及び薬品ドレン（強酸等）

(2) 洗浄排水高濃縮装置の濃縮廃液

(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

(5) 蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器６基等及び原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた２基等

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) 廃液蒸発装置、洗浄排水処理装置の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（アスファルト又はセメント）とともに、ドラム詰めできる設計とする。

(2)　洗浄排水高濃縮装置の濃縮廃液は、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して放射能の減衰を図るものとするが、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又は焼却処理後、ドラム詰め等ができるか、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、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又は固体廃棄物搬出検査棟に貯蔵保管する。

蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器６基等及び原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた２基等は、必要に応じて汚染拡大防止対策を講じて、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の容量は約21m^3のものを９基設置する。なお、予想発生量は約13m^3／yである。

(2)　アスファルト固化装置

アスファルト固化装置（１号及び２号炉共用）は廃棄物処理建屋内に設置し、濃縮廃液を遠隔操作によって固化材（アスファルト）と混合加熱し、水分を蒸発してドラム詰する。

本装置は付属設備として、アスファルト供給設備、熱媒設備、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缶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。なお、蒸発分離された水分は、復水として１号炉補助建屋サンプタンクへ送り処理する。また、復水器の排ガス及びタンク等のベントは、フィルタを通した後、１号炉補助建屋排気筒より放出する。

(3)　セメント固化装置

セメント固化装置（１号及び２号炉共用）は、薬品ドレン（強酸等）を固化材(セメント)とともにドラム詰する。また、アスファルト固化装置の点検や保修時のバックアップとして使用する。

(4)　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。

(5) ベ イ ラ

ベイラ（１号及び２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。

(6) 雑固体焼却設備

雑固体焼却設備（１号及び２号炉共用）は廃棄物処理建屋内に設置し、雑固体廃棄物のうち可燃性雑固体及び廃油、洗浄排水高濃縮装置の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、焼却排ガス処理装置、焼却灰処理装置等を有し、他に焼却灰のドラム詰及びドラム缶移送を遠隔操作で行うための昇降機、遮へい壁、鉛ガラス等を設ける。

なお、焼却排ガスはセラミックフィルタを通した後、廃棄物処理建屋屋上に設置する焼却炉排気口（地上高さ約23m）より放出する。

(7) 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫（１号及び２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、サンプピット等を設ける。

なお、固体廃棄物貯蔵庫は、200ℓドラム缶約37,000本相当を貯蔵保管する能力がある。

また、２－固体廃棄物貯蔵庫は、蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器６基等及び原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた２基等を貯蔵保管する能力がある。

(8) 廃棄物搬出設備

廃棄物搬出設備（１号及び２号炉共用）のうち廃棄物搬出建屋は鉄筋コンクリート造で、圧縮固化処理棟にはベイラ等を収容する。

また、固体廃棄物搬出検査棟は、200ℓ ドラム缶約4,500本相当を貯蔵保管する能力がある。

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 その他の設備

7.5.1 自動ガス分析器

自動ガス分析器は、体積制御タンク、加圧器逃がしタンク、冷却材貯蔵タンク、ほう酸回収装置、ガス減衰タンク、格納容器冷却材ドレンタンク、使用済樹脂貯蔵タンク、ドラム詰バッチタンク、洗浄排水濃縮液タンク及び補助建屋冷却材ドレンタンク内の酸素及び水素濃度を分析、記録するとともに、必要な場合「酸素濃度高」の警報を出す。

7.5.2 水素、窒素マニホールド（１号炉で設置、共用）

水素マニホールドは、体積制御タンクへ水質管理としての水素を供給する。窒素マニホールドは、使用済樹脂貯蔵タンク、格納容器冷却材ドレンタンク、加圧器逃がしタンク、体積制御タンク、ほう酸回収装置、よう素除去薬品タンク、補助建屋冷却材ドレンタンク、ドラム詰バッチタンク、洗浄排水濃縮液タンク、Ａ、Ｂ廃液蒸発装置、洗浄排水処理装置、ガス減衰タンク、冷却材貯蔵タンク、蓄圧タンク等へカバーガス、攪拌及び加圧用として窒素を供給する。

なお、水素マニホールドは、換気を考慮した場所に設置する。

7.6 参考文献

(1) 「加圧水形原子力発電プラントにおける廃棄物処理設備の開発」

青木礼次郎、上田敏彦、北出浩三、大沢安雄

三菱重工技報、Vol.10 №5、昭和48年

第7.2.1表　気体廃棄物処理設備の主要仕様

(1)　ガス圧縮装置

台　　数	2
容　　量	約68m^3／h[normal]（1台当たり）
本体材料	青　　銅

(2)　ガス減衰タンク

基　　数	8
容　　量	約17m^3（1基当たり）
材　　料	炭 素 鋼

第7.3.1表　液体廃棄物処理設備の主要仕様

(1)　格納容器冷却材ドレンタンク

基　　数	1
容　　量	約1.3m^3
材　　料	ステンレス鋼

(2)　補助建屋冷却材ドレンタンク

基　　数	1
容　　量	約1.3m^3
材　　料	ステンレス鋼

(3)　冷却材貯蔵タンク

基　　数	3
容　　量	約220m^3／基
材　　料	ステンレス鋼

(4)　ほう酸回収装置混床式脱塩塔

基　　数	2
樹脂容量	約0.76m^3／基
本体材料	ステンレス鋼

(5)　ほう酸回収装置陽イオン脱塩塔

基　　数	1
樹脂容量	約0.57m^3
本体材料	ステンレス鋼

(6)　ほう酸回収装置

基　　数	1
容　　量	約3.4m^3／h
本体材料	ステンレス鋼

(7)　ほう酸蒸留水脱塩塔

基　　数	2
樹脂容量	約0.57m^3／基
本体材料	ステンレス鋼

(8)　モニタタンク

基　　数	2
容　　量	約41m^3／基
材　　料	ステンレス鋼

(9)　ほう酸濃縮液タンク

基　　数	1
容　　量	約４m^3
材　　料	ステンレス鋼

(10)　補助建屋機器ドレンタンク

基　　数	1
容　　量	約4.3m^3
材　　料	ステンレス鋼

(11)　補助建屋サンプタンク

基　　数	1
容　　量	約10m^3
材　　料	ステンレス鋼

(12)　燃料取扱建屋サンプタンク

基　　数	1
容　　量	約4.3m^3
材　　料	ステンレス鋼

(13)　A廃液貯蔵タンク

基　　数	1
容　　量	約30m^3
材　　料	ステンレス鋼

(14)　B廃液貯蔵タンク

基　　数	1
容　　量	約70m^3
材　　料	ステンレス鋼

(15)　A廃液蒸発装置

基　　数	1
容　　量	約0.45m^3／h
本体材料	ステンレス鋼

(16)　B廃液蒸発装置

基　　数	1
容　　量	約0.45m^3／h
本体材料	ステンレス鋼

(17)　廃液蒸留水モニタ脱塩塔

基　　数	2
樹脂容量	約0.34m^3／基
本体材料	ステンレス鋼

(18)　廃液蒸留水脱塩塔

基　　数	2
樹脂容量	約0.34m^3／基
本体材料	ステンレス鋼

(19)　廃液蒸留水モニタタンク

基　　数	2
容　　量	約10m^3／基
材　　料	ステンレス鋼

(20)　廃液蒸留水タンク

基　　数	2
容　　量	約10m^3／基
材　　料	ステンレス鋼

(21)　洗浄排水タンク（１号及び２号炉共用）

基　　数	3
容　　量	約30m^3／基
材　　料	ステンレス鋼

(22)　洗浄排水処理装置（１号及び２号炉共用）

基　　数	1
容　　量	約1.7m^3／h
本体材料	ステンレス鋼

(23)　洗浄排水蒸留水脱塩塔（１号及び２号炉共用）

基　　数	2
樹脂容量	約0.34m^3／基
本体材料	ステンレス鋼

(24)　洗浄排水モニタタンク（１号及び２号炉共用）

基　　数	２
容　　量	約15m^3／基
材　　料	ステンレス鋼

(25)　洗浄排水高濃縮装置（１号及び２号炉共用）

基　　数	１
容　　量	約60ℓ／ｈ
本体材料	耐食耐熱合金鋼

(26)　酸液ドレンタンク（１号及び２号炉共用）

基　　数	１
容　　量	約0.2m^3
材　　料	ステンレス鋼

(27)　薬品ドレンタンク（１号及び２号炉共用）

基　　数	１
容　　量	約10m^3
材　　料	ステンレス鋼

(28)　Ａドラム詰バッチタンク

基　　数	１
容　　量	約４m^3
材　　料	ステンレス鋼

(29)　Ｂドラム詰バッチタンク

基　　数	１
容　　量	約４m^3
材　　料	ステンレス鋼

（30） 洗浄排水濃縮液タンク（１号及び２号炉共用）

基　　数	1
容　　量	約４ｍ^3
材　　料	ステンレス鋼

第7.4.1表　固体廃棄物処理設備の主要仕様

(1)　使用済樹脂貯蔵タンク

基　　数	9
容　　量	約21m^3（１基当たり）
材　　料	ステンレス鋼

(2)　アスファルト固化装置（１号及び２号炉共用）

基　　数	1

(3)　セメント固化装置（１号及び２号炉共用）

基　　数	1

(4)　使用済液体用フィルタ取扱装置

基　　数	1

(5)　ベ　イ　ラ（１号及び２号炉共用）

基　　数	2

(6)　雑固体焼却設備（１号及び２号炉共用）

基　　数	1

(7)　固体廃棄物貯蔵庫（１号及び２号炉共用）

１－固体廃棄物貯蔵庫

面　　積	約3,000m^2
容　　量	約17,000本（200ℓドラム缶相当）

２－固体廃棄物貯蔵庫

面　　積	約8,230m^2
容　　量	約20,000本（200ℓドラム缶相当） 蒸気発生器６基、配管等、 原子炉容器上部ふた２基等

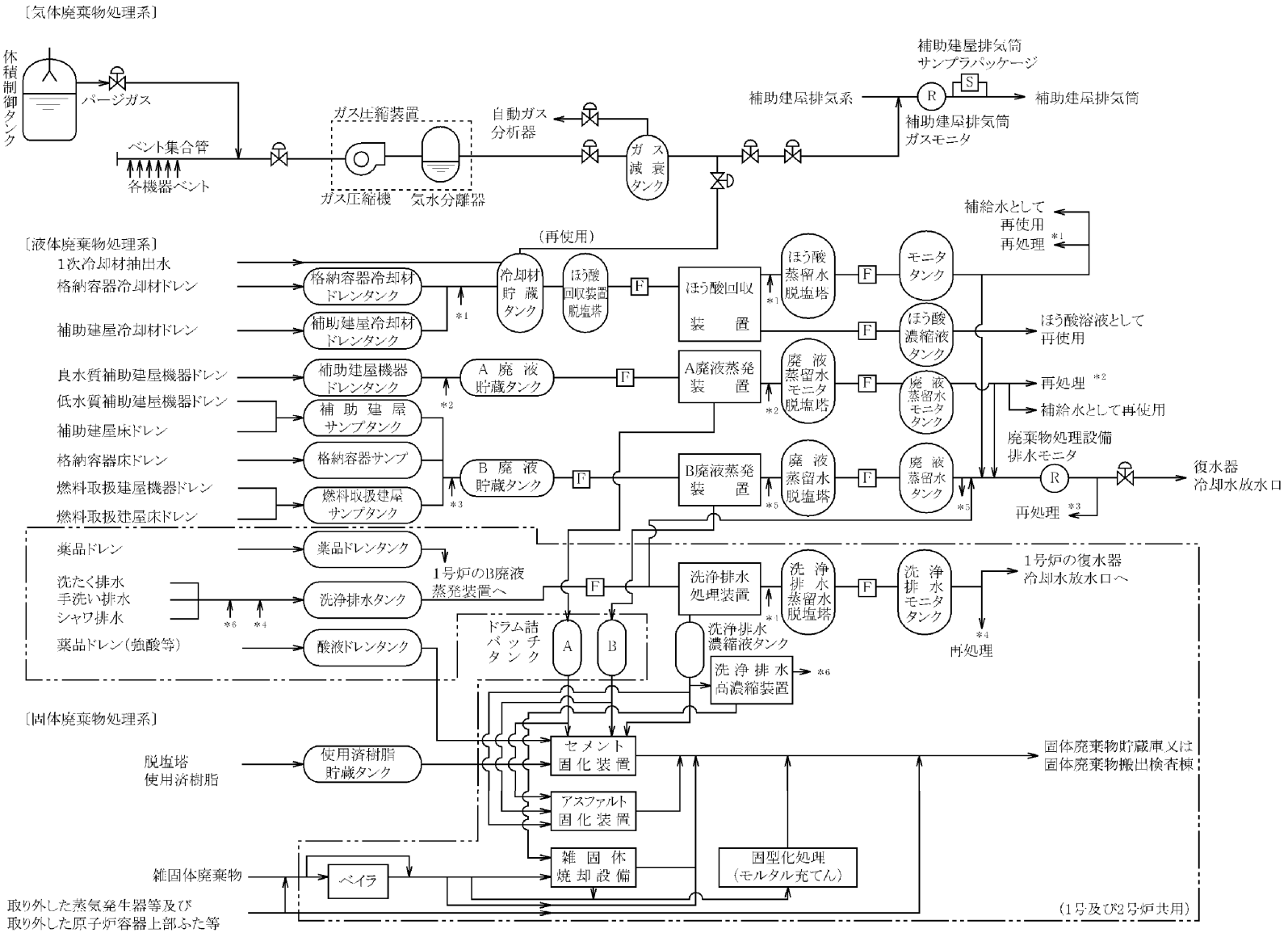
(8)　廃棄物搬出設備（１号及び２号炉共用）

・固体廃棄物搬出検査棟

面　　積	約2,760m^2
容　　量	約4,500本（200ℓ ドラム缶相当）

・ベイラ

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(1)

8.1　放射線管理設備(2)

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事を監視するとともに、発電所従業員を、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からなる。

8.1.1.2　設計方針

放射線被ばくは、実用可能な限り低くすることとし、次の設計方針に基づき、放射線管理設備を設ける。

(1)　放射線業務従事者等、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ようにする。

(2)　発電所内外の空間放射線量率、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)　通常運転時及び万一の事故に備えて、必要な放射線計測器及び防護作業器材を備える。

(4)　中央制御室に必要な情報及び緊急時対策所（指揮所）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)　事故時に監視が必要な放射線監視設備は、事故時の環境条件

（温度、圧力、蒸気雰囲気等）によってその機能が損なわれることのないものとする。

(6) 事故時に監視が必要な放射線監視設備は、非常用電源に接続する。

(7) 放射線監視設備は、測定対象核種、測定下限濃度、計測頻度、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能量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。

(8) モニタリングステーション及びモニタリングポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、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、モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し、電源切り替え時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタリングステーション及びモニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所（指揮所）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（一部衛星回線を含む。）により、多様性を有し、指示値は中央制御室で監視及び緊急時対策所（指揮所）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。

(9) 放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評

価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定及び記録できる設計とする。

8.1.1.3　主要設備

8.1.1.3.1　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。

(1)　出入管理設備

管理区域への立入りは、出入管理室（１号及び２号炉共用）を通る設計とし、ここで人員及び物品の出入管理を行う。ただし、燃料及び大型機器の搬出入に際しては、燃料取扱建屋、原子炉補助建屋、原子炉格納施設及び廃棄物処理建屋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。

廃棄物搬出建屋の管理区域への立入りについては、圧縮固化処理棟の出入管理室（１号及び２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。

(2)　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（１号及び２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、圧縮固化処理棟の汚染管理設備（１号及び２号炉共用）には、更衣室及び退出モニタを備える。

(3)　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、次のようなものを設ける。

ａ．原子炉系試料採取室

各種系統からの試料を採取するため、原子炉系試料採取室（１号及び２号炉共用）を設ける。

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（１号及び２号炉共用）を設ける。

ｃ．一般化学室

管理区域外の液体及び気体試料の分析を行うため、一般化学室（１号及び２号炉共用）を設ける。

ｄ．放射能測定室

各種系統及び作業環境試料中の放射性物質濃度等を測定するため、放射能測定室（１号及び２号炉共用）を設ける。

また、圧縮固化処理棟に専用の放射能測定室（１号及び２号炉共用）を設ける。

ｅ．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号及び２号炉共用）を設ける。

ｆ．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号及び

２号炉共用）を設ける。

(4)　個人管理関係設備（１号及び２号炉共用）

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

8.1.1.3.2　放射線監視設備

放射線監視設備は、プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備、周辺モニタリング設備及び放射線サーベイ設備からなり次の機能を有する。

ａ．各系統及び各エリアにおける放射能異常を早期に検出し、警報する。

ｂ．発電所外へ放出する放射性物質の濃度を常時監視する。

(1)　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、連続的に放射性物質の濃度を測定するプロセスモニタと連続的に試料を採取するよう素サンプラ及びサンプラパッケージがある。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時は、中央制御室に警報を発する。よう素サンプラは、復水器真空ポンプから排出される排気ガス中の放射性よう素の濃度を、サンプラパッケージは、格納容器排気筒、補助建屋排気筒、焼却炉排気口、廃棄物処理建屋排気口及び圧縮固化処理棟排気口から放出される排気ガス中の放射性よう素、放射性粒子及びトリチウムの濃度を測定する

ための試料採取装置である。プロセスモニタとしては次のものがあり、その説明図を第8.1.1図に示し、設備仕様の概略を第8.1.5表に示す。

a．原子炉格納施設モニタ

原子炉格納施設内のガス中の放射能レベルを把握するため、原子炉格納施設内のガス中の放射性物質の濃度を監視する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。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

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ガス中の放射性物質の量を把握するため、排気筒から放出されるガス中の放射性物質の濃度を監視するもので、補助建屋排気筒及び格納容器排気筒にガスモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器及びＧＭ管検出器を使用する。

なお、検出器は事故時において十分な測定範囲を有するものとする。

c．復水器排気ガスモニタ

１次冷却系から２次冷却系への漏えいを検知するため、復水器真空ポンプからの排気ガス中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

d．蒸気発生器ブローダウン水モニタ

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

視するモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

e．原子炉補機冷却水モニタ

1次冷却設備、化学体積制御設備、放射性廃棄物廃棄施設、余熱除去設備等から、原子炉補機冷却水側への1次冷却材の漏えいを検知するため、原子炉補機冷却水中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

f．廃棄物処理設備排水モニタ

液体廃棄物処理設備から排出される排水中の放射性物質の量を確認するため排水中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

g．補助蒸気復水モニタ

液体廃棄物処理設備の廃液蒸発装置等の廃液側から蒸気ドレン側への廃液の漏えいを検知するため、加熱蒸気側ドレン中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

h．使用済燃料ピット排気ガスモニタ

使用済燃料の異常等を検知するため、使用済燃料ピット周りから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。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

i．一般補機室排気ガスモニタ

ガス圧縮装置室等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性物質の濃度

を監視するモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

ｊ．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、排気ガス中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

ｋ．アスファルト固化装置オフガスモニタ（１号及び２号炉共用）

アスファルト固化装置における復水器の排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。検出器にはシンチレーション検出器を使用する。

ｌ．廃棄物処理建屋排気じんあいモニタ（１号及び２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。検出器にはシンチレーション検出器を使用する。

ｍ．焼却炉排気じんあいモニタ（１号及び２号炉共用）

焼却炉の排ガス中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。検出器にはシンチレーション検出器を使用する。

ｎ．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監視を行う。検出器には電離箱を使用する。

ｏ．高感度型主蒸気管モニタ

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

(2)　エリアモニタリング設備

作業環境の管理等のため管理区域内の主要箇所及び中央制御室に線量当量率を連続的に監視するエリアモニタリング設備を設ける。このモニタは、中央制御室で自動記録、指示するとともに放射線レベルが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（１号及び２号炉共用）

b. ドラム詰操作室（１号及び２号炉共用）

c. 使用済液体用フィルタドラム詰室

d. 放射化学室（１号及び２号炉共用）

e. 充てん／高圧注入ポンプ室

f. 使用済燃料ピット付近

g. 原子炉系試料採取室（１号及び２号炉共用）

h. 原子炉格納容器内（エアロック付近）

i. 原子炉格納容器内（炉内核計装付近）

j. 廃棄物処理建屋内（１号及び２号炉共用）

k. 圧縮固化処理棟内（１号及び２号炉共用）

さらに、事故時において、十分な測定範囲を有する格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）を設ける。

(3) 野外管理用モニタリング設備（１号及び２号炉共用）

発電所外の空間線量及び空気、水、食物、土壌等環境試料中の放射性物質の濃度を監視する設備並びに測定器として次

のものを設ける。

a. 固定モニタリング設備

発電所敷地境界付近の空間放射線量率を連続的に測定するため、シンチレーション検出器等を備えた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、蛍光ガラス線量計を備えた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、モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し、電源切り替え時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタリングステーション及びモニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所（指揮所）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（一部衛星回線を含む。）により、多様性を有し、指示値は中央制御室で監視及び緊急時対策所（指揮所）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。

主な野外管理用モニタリング設備仕様の概略を第 8.1.8 表に示す。

b.　環境試料の測定器

発電所敷地境界付近に空気中の放射性粒子を連続的にサンプリングするダストサンプラを設けるとともに発電所周辺の水、食物、土壌等環境試料中の放射性物質の濃度を測定するため、8.1.1.3.1（3）.e 環境放射能測定室に述べた測定器を備える。

c.　移動式放射能測定装置（モニタ車）

通常運転時に発電所敷地周辺のサーベイ、環境試料採取等に使用するため、移動式放射能測定装置（モニタ車）を備える。また事故時などに発電所敷地周辺の空間線量率、空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するため、緊急時用の移動式放射能測定装置（モニタ車）を備える。移動式放射能測定装置（モニタ車）には空間線量率測定器、空気中の放射性粒子及び放射性よう素の濃度を測定するサンプラと測定器、無線機等を搭載する。

d.　気象観測設備（１号炉で設置、共用）

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に発電所敷地内で気温、気温差、風向、風速、降雨量、日射量、放射収支量等を連続測定する気象観測設備を設ける。この設備は、中央制御室で自動記録を行う。

(4)　放射線サーベイ設備（１号及び２号炉共用）

所内外の必要箇所、特に管理区域内で運転員が頻繁に立入る箇所及び発電用原子炉の安全運転上必要な箇所については、空間線量率、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。

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

8.1.1.3.3　放射線計測器の校正設備（１号炉で設置、共用）

放射線監視設備及びその他の放射線計測器を定期的に点検校正し、計測器の性能を維持、管理するための校正設備として、8.1.1.3.1.(3).ｆ校正線源室に述べた線源、機器を備える。

なお、校正ひん度は年１回以上とする。

8.1.1.3.4　放射線防護設備（１号炉で設置、共用）

放射線防護及び救助活動に必要な資材として、防護衣、空気呼吸器、防護マスク、無線機等の防護用機器を備える。また、鉛しゃへいブロック等のしゃへい用器材及び汚染除去用器材を備える。

8.1.1.4　手順等

(1)　モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源機能、警報機能及びデータ伝送系の多様性を維持するため、保守計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに必要に応じ補修を行う。

(2)　モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源、

警報及びデータ伝送系の保守・点検に関する教育を定期的に実施する。

8.1.2　重大事故等時

8.1.2.1　概　　要

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において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。

監視測定設備配備概要図を第 8.1.2 図に示す。

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

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

緊急時対策所（指揮所）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、測定する緊急時対策所エリアモニタを保管する。

8.1.2.2　設計方針

重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、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設計とし、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。

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、代替測定装置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（１号及び２号炉共用）

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」に記載する。

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を代替する重大事故等対処設備（放射線量の測定）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設計とし、モニタリングステーション及びモニタリングポストを代替し得る十分な個数を保管する。可搬型モニタリングポストの指示値は、無線（携帯電話回線及び衛星回線を含む。）により伝送し、緊急時対策所（指揮所）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、充電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

・可搬型モニタリングポスト（１号及び２号炉共用）

重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、重大事故等が発生した場合に、発電用原子炉施設から放射性物質が放出される場合の放射線量を監視するために、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、発電所海側や緊急時対策所側等に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、緊急時対策所（指揮所）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。

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（１号及び２号炉共用）

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を代替する重大事故等対処設備（放射性物質の濃度の測定）として、放射能測定装置を使用する。

放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、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。放射能測定装置（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する。

具体的な設備は以下のとおりとする。

・放射能測定装置（可搬型よう素サンプラ、可搬型ダストサンプラ、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）（１号及び２号炉共用）

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度の測定及び放射線量の測定）として、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（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（空気中、水中、土壌中）及び放射線量を測定するために、放射能測定装置、電離箱サーベイメー

タ及び小型船舶を使用する。

放射能測定装置及び電離箱サーベイメータは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（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（空気中、水中、土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、周辺海域においては、小型船舶を用いる設計とする。放射能測定装置（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、β線サーベイメータ）、電離箱サーベイメータの電源は、乾電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

・放射能測定装置（可搬型よう素サンプラ、可搬型ダストサンプラ、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、β線サーベイメータ）（１号及び２号炉共用）
・電離箱サーベイメータ（１号及び２号炉共用）
・小型船舶（１号及び２号炉共用）

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

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

気象観測設備が機能喪失した場合を代替する重大事故等対処設備（風向、風速その他の気象条件を測定）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設計とする。可搬型気象観測装置の指示値は、無線（衛星回線）により伝送し、緊急時対策所（指揮所）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、充電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

・可搬型気象観測装置（１号及び２号炉共用）

可搬型モニタリングポスト、可搬型エリアモニタ及び可搬型気象観測装置の指示値は、無線（携帯電話回線及び衛星回線を含む。）により伝送し、緊急時対策所（指揮所）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。

使用済燃料ピット周辺線量率は、使用済燃料ピット区域の空間線量率について、使用済燃料ピットに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。使用済燃料ピット周辺線量率は、あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所での関係を把握し、測定結果の傾向を確認することで、使用済燃料ピット

区域の空間線量率を推定できる設計とするとともに、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率は、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。

・使用済燃料ピット周辺線量率

格納容器内高レンジエリアモニタA（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタB（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A（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタB（高レンジ）は、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。

・格納容器内高レンジエリアモニタA（低レンジ）

・格納容器内高レンジエリアモニタB（高レンジ）

緊急時対策所エリアモニタは、緊急時対策所（指揮所）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。

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、「10.10　緊急時対策所」にて記載する。

8.1.2.2.1　多様性、位置的分散

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

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

放射線量の測定における大容量空冷式発電機を使用した代替電源は、使用済燃料ピット周辺線量率、格納容器内高レンジエリアモニタA（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタB（高レンジ）、モニタリングステーション及びモニタリングポストに給電でき、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

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

格納容器内高レンジエリアモニタA（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタB（高レンジ）の計測における蓄電池（重大事故等対処用）及び蓄電池（３系統目）を使用した代替電源は、それぞれ独立した電路により重大事故等対処計測設備に給電できることで、常設直流電源系統に対して、多様性を持つ設計とする。蓄電池（重大事故等対処用）は、

原子炉補助建屋内の常設直流電源系統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。蓄電池（３系統目）は、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機及び蓄電池（安全防護系用）に対して、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。また、蓄電池（重大事故等対処用）に対しても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。

格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）の計測における直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を使用した代替電源は、駆動源をディーゼル駆動とすることで、常設直流電源系統及び蓄電池（重大事故等対処用）及び蓄電池（３系統目）を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。直流電源用発電機は、屋外に保管し、可搬型直流変換器は、原子炉補助建屋内の常設直流電源系統、蓄電池（重大事故等対処用）及び蓄電池（３系統目）と異なる区画に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

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

可搬型モニタリングポスト、放射能測定装置及び可搬型気象観測装置は、モニタリングステーション、モニタリングポスト、モニタリングカー及び気象観測設備と異なる場所で、かつ耐震性を有する緊急時対策棟（指揮所）内又は緊急時対策棟内に保管することで、同時に機能喪失しない設計とする。

8.1.2.2.2　悪影響防止

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

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、電源操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

使用済燃料ピット周辺線量率は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう通常運転時に系統から分離が可能な設計とする。

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

8.1.2.2.3　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、発電所全体として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、安全性の向上を図れることから１号炉及び２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。

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、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、放射能測定装置及び電離箱サーベイメータは、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。

可搬型気象観測装置は、「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。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、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１号炉及び２号炉で５台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１号炉及び２号炉で５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１個の合計６個を保管する設計とする。

可搬型エリアモニタは、原子炉格納施設を囲む８方位における放射線量の測定が可能な個数として１号炉及び２号炉で８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１個の合計９個を保管する設計とする。

放射能測定装置（可搬型よう素サンプラ、可搬型ダストサンプラ、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）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（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各２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各１個の合計各３個を保管する設計とする。

放射能測定装置（ZnS シンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ）は、発電所及びその周辺（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各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各１個の合計各２個を保管する設計とする。

電離箱サーベイメータは、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において放射線量を測定し得る十分な個数として１号炉及び２号炉で２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１個の合計３個を保管する設計とする。

小型船舶は、発電所の周辺海域において、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台数として１号炉及び２号炉で１台、故障時のバックアップ用として１台の合計２台を保管する設計とする。また、小型船舶は、発電所の周辺海域において、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測定装置及び要員を積載できる設計とする。

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１号炉及び２号炉で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１個の合計２個を保管する設計とする。

可搬型モニタリングポスト、可搬型エリアモニタ、放射能測定装置（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、β線サーベイメータ）、電離箱サーベイメータ及び可搬型気象観測装置の電源は、充電池又は乾電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故時の必要な期間測定できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率は、１号炉、２号炉それぞれで１セット２個使用する。保有数は１号炉、２号炉それぞれで１セット２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６個（１号及び２号炉共用）を保管する設計とする。

格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）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、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

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

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

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

使用済燃料ピット周辺線量率１台は、原子炉補助建屋内に保管し、燃料取扱建屋内に設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内及び燃料取扱建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率１台は、燃料取扱建屋内に保管し、原子炉補助建屋内に設置するため、重大事故等時にお

ける燃料取扱建屋内及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境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。

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

8.1.2.2.6　操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型モニタリングポスト、可搬型エリアモニタ及び可搬型気象観測装置は、接続をコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

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

可搬型モニタリングポスト、可搬型エリアモニタ、放射能測定装置、電離箱サーベイメータ及び可搬型気象観測装置は、人力による運搬、移動ができる設計とする。

小型船舶は、容易に操縦ができ、車両等により運搬、移動ができる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率の取付架台への取り付けは、あらかじめ複数の場所での線量率の相関（減衰率）関係を評価及び各場所間での関係性を把握している場所のうち設置

場所としている箇所で、取付金具を用いて確実に取り付けできる設計とする。使用済燃料ピット周辺線量率の計装ケーブル及び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。使用済燃料ピット周辺線量率は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

8.1.2.3　主要設備及び仕様

重大事故等対処設備の主要設備及び仕様を第 8.1.9 表～第 8.1.10 表に示す。

8.1.2.4　試験検査

基本方針については、「1.1.7.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

放射線量の測定に使用するモニタリングステーション及びモニタリングポストは、校正用線源による特性の確認及び機能・性能確認ができる設計とする。

放射線量の測定に使用する可搬型モニタリングポスト、可搬型エリアモニタ、電離箱サーベイメータ、放射性物質の濃度の測定に使用する放射能測定装置（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、β線サーベイメータ）は、校正用線源による特性の確認ができる設計とする。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型エリアモニタは、データ伝送機能確認ができる設計とする。

試料採取に使用する放射能測定装置（可搬型よう素サンプラ、可搬型ダストサンプラ）は、外観点検及び機能・性能確認ができる設計とする。

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

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

可搬型気象観測装置は、データ伝送機能確認ができる設計とする。

8.2　換気空調設備

8.2.1　換気設備

8.2.1.1　概　　要

換気空調設備は、通常運転時又は事故時に発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質を除去低減するもので、格納容器換気空調設備、補助建屋換気空調設備、制御建屋換気空調設備及び緊急時対策所換気設備等で構成する。アニュラス空気浄化設備は、原子炉格納施設の一部として、[9.3 アニュラス空気浄化設備]の節に述べているので、ここでは省略する。

8.2.1.2　設計方針

(1)　換気空調設備は、管理区域内と管理区域外の別により、またそれぞれの区域内でも機能の別により系統を分ける。

(2)　換気は清浄区域に新鮮な空気を供給して、放射能レベルの高い区域に向って流れるようにし、排気は適切なフィルタを通して行う。

(3)　各換気系統は、その容量が区域及び部屋の必要な換気並びに除熱を十分に行えるようにする。なお換気回数は、格納容器は1.5回／ｈ、補助建屋、放射線管理室及び燃料取扱建屋は２回／ｈ以上とする。

(4)　各換気空調設備のフィルタは、点検及び交換ができる設計とする。

また、よう素フィルタには温度感知設備を設ける。

(5)　中央制御室空調装置は、事故時には外気との連絡口を遮断し、

よう素フィルタを通る閉回路循環方式とし、運転員等を内部被ばくから防護する設計とする。

(6) 重要度が特に高い安全機能を有する換気空調設備においては、単一故障を仮定しても、その安全機能を失うことのないよう原則として多重性を備える設計とする。

(7) 火災の延焼防止が必要な換気ダクトには防火ダンパを設置する。

8.2.1.3 主要設備の仕様

主要設備の仕様を第8.2.1～8.2.3表に示す。

8.2.1.4 主要設備

(1) 格納容器換気空調設備

格納容器換気空調設備は、格納容器空調装置、格納容器再循環装置、格納容器空気浄化装置、制御棒駆動装置冷却装置、原子炉容器室冷却装置、原子炉キャビティ水面換気装置及び格納容器減圧装置で構成する。系統の概略を第8.2.1図に、設備仕様の概略を第8.2.1表に示す。

a. 格納容器空調装置

原子炉停止中、従業員が原子炉格納容器内に立入る場合の換気を行うために、格納容器空調装置を設ける。

格納容器空調装置は、格納容器給気系統、格納容器排気系統、及び格納容器排気筒で構成する。

(a) 格納容器給気系統

原子炉格納容器内に新鮮な外気を供給するために、格納容

器給気ユニット及び格納容器給気ファンを設ける。

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

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

(b)　格納容器排気系統

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

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

格納容器排気ファンを出た排気は、放射能レベルをモニタしながら格納容器排気筒から大気に放出する。

(c)　格納容器排気筒

格納容器排気筒は、原子炉格納容器上部に設備し、格納容器排気系統、アニュラス空気浄化設備及び安全補機室排気装置からの排気を地上高さ約61ｍの排気口から大気に放出する。

ｂ．格納容器再循環装置

原子炉運転中、原子炉格納容器内の機器及び配管類からの放

散熱を除去し、原子炉格納容器内の温度を50℃以下に保つとともに原子炉格納容器内の空気浄化を行う装置であり、粗フィルタ及び冷却コイルを内蔵した格納容器再循環ユニットと格納容器再循環ファンを設ける。

c．格納容器空気浄化装置

原子炉運転中、運転員が原子炉格納容器内に立入る場合、原子炉格納容器内の空気を浄化し、放射能レベルを減少させる設備であり、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した格納容器空気浄化フィルタユニットと格納容器空気浄化ファンを設ける。

d．制御棒駆動装置冷却装置

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

e．原子炉容器室冷却装置

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

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

ｆ．原子炉キャビティ水面換気装置

燃料取替作業時に、原子炉キャビティ水面から上昇する気体が原子炉格納容器内に拡散するのを防止するために、原子炉キャビティ水面にキャビティ給気ファンで給気し、キャビティ排気ファンで排気する。

ｇ．格納容器減圧装置

格納容器減圧装置は、配管及び弁で構成し、原子炉格納容器圧力が一定圧に上昇した際に開弁し、安全補機室排気ダクトを通して外気に放出することにより、原子炉格納容器圧力を下げる。また、本装置は１次冷却材喪失事故後の原子炉格納容器内の水素濃度の制御に使用する。

(2)　補助建屋換気空調設備

補助建屋換気空調設備は、補助建屋空調装置及び使用済燃料ピット排気装置で構成する。

補助建屋換気空調設備系統の概略を第8.2.2図に、設備仕様の概略を第8.2.2表に示す。

ａ．補助建屋空調装置

補助建屋空調装置は、補助建屋給気系統、補助建屋排気系統、及び補助建屋排気筒で構成する。

(a)　補助建屋給気系統

補助建屋一般補機室及び燃料取扱建屋の換気のため、及び使用済燃料ピット水面に外気を供給し、使用済燃料ピット水面から上昇する気体が燃料取扱建屋内に拡散するのを防止するために補助建屋給気ユニット及び補助建屋給気ファンを設ける。

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

(b) 補助建屋排気系統

一般補機室、使用済燃料ピット及び安全補機室からの排気を集合して、放射能レベルをモニタしながら、補助建屋排気ファンにより補助建屋排気筒へ排出する。排気ラインには微粒子フィルタを内蔵した補助建屋排気フィルタユニットを設け、排気中の微粒子を除去する。

なお、一般補機室のうち放射性物質を含む恐れのある区域と使用済燃料ピットの排気系統には、事故時に備えて電気加熱コイル、微粒子フィルタ、よう素フィルタと排気ファンを備えた使用済燃料ピット排気装置を設け、排気中の放射性物質を除去できる様にし、使用済燃料ピット排気ガスモニタの放射能レベルが設定値を超えた場合は、排気を自動的によう素フィルタを通すラインに切替える。

また、安全補機室の排気系統は、事故時に安全補機室空気浄化設備に切替える。

(c) 補助建屋排気筒

補助建屋排気筒は、原子炉格納容器上部に格納容器排気筒と隣接して設置し、補助建屋排気系統からの排気及びガス減衰タンクの放出ガスを地上高さ約61mの排気口から大気に放出する。

(3) 制御建屋換気空調設備

制御建屋換気空調設備は、中央制御室空調装置及び放射線管

理室空調装置で構成する。

系統の概略を第 8.2.3 図及び第 8.2.4 図に、設備仕様の概略を第 8.2.3 表に示す。

a. 中央制御室空調装置（１号及び２号炉共用、既設）

中央制御室空調装置は、中央制御室空調ユニット、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット、及び中央制御室非常用循環ファンで構成する。

(a) 通常運転時等

中央制御室、継電器室、計算機室、通信機械室等の換気及び冷暖房は、冷却コイルを内蔵した中央制御室空調ユニット、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット、中央制御室循環ファン等から構成する中央制御室空調装置により行う。

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

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

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

中央制御室空調装置の系統の概略を第 8.2.3 図に、また、設備仕様の概略を第 8.2.3 表に示す。

(b)　重大事故等時

(b-1)　設計方針

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

運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室遮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。

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

中央制御室空調装置は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、「10.2 代替電源設備」に記載する。

(b-1-1)　多様性、位置的分散

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

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

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

する。

(b-1-2)　悪影響防止

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

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

(b-1-3)　共用の禁止

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

中央制御室の換気空調系は、重大事故等時において、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットを電源復旧し使用するが、共用により自号炉の系統だけでなく他号炉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、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

１号炉及び２号炉それぞれの系統は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。

(b-1-4)　容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

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

(b-1-5)　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

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

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

(b-1-6)　操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室空調装置の運転モードの切り替えは、

中央制御室換気空調系隔離信号による自動動作のほか、中央制御室の制御盤での手動切替操作も可能な設計とする。中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン及び中央制御室非常用循環ファンは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。また、中央制御室空調装置の空気作動ダンパは一般的に使用される工具を用いて人力で開操作が可能な構造とする。

(b-2)　主要設備及び仕様

中央制御室空調装置の主要設備及び仕様を、第 8.2.4 表に示す。

(b-3)　試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

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

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、差圧確認が可能な設計とする。

また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

b．放射線管理室空調装置（1号炉で設置、共用）

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

(a) 放射線管理室給気系統

放射線管理室の換気及び冷暖房のために、冷却コイルを内蔵した放射線管理室給気ユニット、放射線管理室給気ファン及び放射線管理室蒸気加熱コイルを設ける。

(b) 放射線管理室排気系統

放射線管理室の排気を浄化するために、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した放射線管理室排気フィルタユニット、及び放射線管理室排気ファンを設ける。

(4) 廃棄物処理建屋空調装置（2号炉で設置、共用）

廃棄物処理建屋空調装置は、廃棄物処理建屋給気系統及び廃棄物処理建屋排気系統で構成する。

系統の概略を第8.2.5図に、設備仕様の概略を第8.2.5表に示す。

(a) 廃棄物処理建屋給気系統

廃棄物処理建屋の換気及び暖房のため、廃棄物処理建屋給気ユニット及び廃棄物処理建屋給気ファンを設ける。

(b) 廃棄物処理建屋排気系統

廃棄物処理建屋内の排気を集合して、放射能をモニタしながら、廃棄物処理建屋排気ファンにより、廃棄物処理建屋屋上の排気口から排出する。

排気ファンの入口には、微粒子フィルタを内蔵した廃棄物処理建屋排気フィルタユニットを設け、排気中の微粒子をろ過する。

(5) 緊急時対策所換気設備（１号及び２号炉共用）

(a) 重大事故等時

(a-1) 設計方針

緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（指揮所）内及び緊急時対策所（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適切な換気設計を行い、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の気密性及び緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（指揮所））及び緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（緊急時対策棟内））の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で 100mSv を超えない設計とする。なお、換気設計にあたっては、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。

緊急時対策所換気設備として、緊急時対策所非常用空気浄化ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所加圧設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所換気設備の多様性、位置的分散、悪影響防止、共用の禁止、容量等、環境条件等、操作性の確保、試

験検査については、「10.10 緊急時対策所」にて記載する。

(a-2) 主要設備及び仕様

緊急時対策所換気設備の主要設備及び仕様は、第 8.2.6 表及び第 8.2.7 表に示す。

(6) 圧縮固化処理棟換気設備（１号及び２号炉共用）

圧縮固化処理棟換気設備は、圧縮固化処理棟給気系統及び圧縮固化処理棟排気系統で構成する。

系統の概略を第8.2.7図に、設備仕様の概略を第8.2.9表に示す。

(a) 圧縮固化処理棟給気系統

圧縮固化処理棟の換気及び空調のため、圧縮固化処理棟給気ユニット及び圧縮固化処理棟給気ファンを設ける。

(b) 圧縮固化処理棟排気系統

圧縮固化処理棟内の排気を集合して、圧縮固化処理棟排気ファンにより、圧縮固化処理棟屋上の排気口から大気に放出する。

排気系統には、粒子用フィルタを内蔵した圧縮固化処理棟排気フィルタユニットを設け、排気中の粒子を除去する。

8.2.2 安全補機室空気浄化設備

8.2.2.1 概　　要

安全補機室空気浄化設備は安全補機室給気ユニット及び安全補機室給気ファンからなる安全補機室給気系統と、安全補機室排気フィルタユニット及び安全補機室排気ファンからなる安全補機室排気系統で構成する。設備の概略を第8.2.6図に示

す。本設備の機能は、次のとおりである。

(1) １次冷却材喪失事故時、安全補機室（格納容器スプレイポンプ室及び余熱除去ポンプ室等）の空気を浄化し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を減少させる。

(2) 通常運転時安全補機室内の換気を行う。但し排気は補助建屋排気系統に切替え、排気できるようにする。

8.2.2.2 設計方針

(1) １次冷却材喪失事故時に、単一故障及び外部電源喪失を想定した場合でも、本設備の機能を保つ設計とする。

(2) 安全補機室排気フィルタによるよう素除去効率は95%以上となる設計とする。

(3) 安全補機室の負圧を10分以内に達成できる設計とする。

(4) 安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、劣化モードに対する適切な保守、管理を実施し、故障の発生を低く抑えるとともに、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

8.2.2.3 主要設備の仕様

安全補機室空気浄化設備の主要設備の仕様を第8.2.8表に示す。

8.2.2.4 主要設備

(1) 安全補機室給気系統

補助建屋内安全補機室の換気のために、安全補機室給気ユニット及びファンを設ける。

安全補機室給気ユニットは通常運転時冬期に安全補機室内の温度を10℃以上に保つために給気を暖める蒸気加熱コイルを内蔵し、補助蒸気で加熱する。

(2) 安全補機室排気系統

事故時に安全補機室の排気を浄化する為に安全補機室排気フィルタユニット及びファンを設ける。

安全補機室排気フィルタユニットは、電気加熱コイル、微粒子フィルタ、よう素フィルタを内蔵し、事故時に排気中のよう素及びじんあいを除去する。

安全補機室排気ファンは、電動機直結とし、事故時運転中にファンから大気中に漏えいするのを防ぐ構造とする。

なお通常運転時に、補助建屋排気系統を通して排気できるように、切替ラインを設ける。

8.2.2.5 評　　価

安全補機室空気浄化設備は、１次冷却材喪失事故時に、動的機器の単一故障及び外部電源喪失を想定した場合でも所定の安全機能を果しうる。

また、安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタのよう素除去効率は95%以上である事を実験により確認している。

なお、安全補機室排気フィルタ等の静的機器は１系統としているが、運転温度、圧力が低いため故障ひん度が低く、また発生しても安全上支障がない期間内に修復可能である。

8.2.2.6　試験検査

安全補機室空気浄化設備は、プラント運転中でも、中央制御室から、1系統ずつの起動試験及び性能チェックが可能である。

また、よう素フィルタのサンプルを取出し、実験室規模でよう素を使用して吸着試験を行う。なお、フィルタ差圧については測定表示し、目詰りを監視する。

8.3　遮へい設備

8.3.1　概　　要

遮へい設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の被ばく線量を低減するもので、次のものから構成される。

(1)　原子炉１次遮へい

(2)　原子炉２次遮へい

(3)　外部遮へい

(4)　補助遮へい

(5)　燃料取扱遮へい

(6)　中央制御室遮へい

(7)　一時的遮へい

(8)　緊急時対策所遮へい

8.3.2　設計方針

(1)　発電所周辺の一般公衆が受ける線量については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた周辺監視区域外の線量限度を超えないようにするとともに、直接線量及びスカイシャイン線量による空間放射線量については、人の居住の可能性のある敷地境界外において空気カーマで年間 50μGy を超えないような遮へい設計とする。

(2)　通常運転時、燃料取替時等において、放射線業務従事者等が受ける線量が、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた線量限度を

超えないようにするのはもちろん、放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減するような遮へい設計とする。

(3) 事故時に発電所周辺の一般公衆の受ける線量が、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「原子炉立地審査指針」を十分満足する遮へい設計とする。

また、事故時に中央制御室内の運転員等が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた線量限度を超える被ばくを受けないように考慮し、運転員等が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるような遮へい設計とする。

重大事故等の発生時に緊急時対策所内の対策要員に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、事故対処に必要な措置を行うことができる遮へい設計とする。

(4) 遮へい設計に際しては、放射線業務従事者等の立入場所における線量が合理的に達成できる限り低減するように、関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮した上で、放射線業務従事者等の放射線被ばくが十分安全に管理できるように、外部放射線に係る線量率が下記の遮へい設計基準(1)を満足するように設計する。

なお、２－固体廃棄物貯蔵庫については、下記の遮へい設計基準(2)を満足できるように設計する。

遮　へ　い　設　計　基　準（１）

区　　分		外部放射線に係る設計基準	代表箇所
管理区域外	第Ⅰ区分	≦0.00625mSv／h	非管理区域
管理区域内[注1]	第Ⅱ区分	≦0.01mSv／h	一般通路等
	第Ⅲ区分	≦0.15mSv／h	操作用通路等
	第Ⅳ区分	＞0.15mSv／h	機　器　室　等

注１：「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に基づき、1.3mSv／３月を超えるか又は超えるおそれのある区域を管理区域に設定する。

遮　へ　い　設　計　基　準（２）

区　　分		外部放射線に係る設計基準	代表箇所
管理区域外	第Ⅰ区分	≦1.3mSv／3月	非管理区域
管理区域内	第Ⅱ区分	≦0.01mSv／h	一般通路等
	第Ⅲ区分	≦0.15mSv／h	操作用通路等
	第Ⅳ区分	＞0.15mSv／h	機　器　室　等

通常運転時の区分概略を、第 8.3.1 図から第 8.3.5 図に示す。

8.3.3　主要設備

(1)　原子炉１次しゃへい

原子炉１次しゃへいは、原子炉容器を直接とり囲む構造物で、通常運転時の発電用原子炉からの放射線を減衰させるとともに、原子炉停止時に原子炉冷却系統設備の補修が可能な程度（第Ⅲ区

分）に、発電用原子炉からの放射線を減衰させる。

原子炉１次しゃへいは、最小厚さ約2.8ｍの鉄筋コンクリート壁で、支持構造物を介して原子炉容器を支持する。

原子炉１次しゃへいは、原子炉容器からの熱伝達及びコンクリート内部で吸収される放射線による過熱脱水を防止するため、原子炉容器室冷却ファンにより空気で冷却する。

(2)　原子炉２次しゃへい

原子炉２次しゃへいは、原子炉格納容器内の原子炉冷却系機器配管をとり囲む構造物で、内部コンクリート壁、原子炉格納容器等で構成する。

原子炉冷却系機器をとり囲む構造物のうち、主要なものは厚さ約1.1ｍの鉄筋コンクリート構造の蒸気発生器側壁と円筒部厚さ約38㎜、ドーム部厚さ約19㎜の原子炉格納容器鋼板である。

原子炉２次しゃへいは、原子炉１次しゃへいと外部しゃへいとの組合せにより、通常運転時に原子炉格納施設外側での放射線量率を第Ｉ区分に減衰させる。また重大事故時及び仮想事故時においても発電所周辺の一般公衆が受ける被ばく線量が、「原子炉立地審査指針」のめやす線量を十分下回るしゃへいとする。

(3)　外部しゃへい

外部しゃへいは、円筒部厚さ約0.9ｍ、ドーム部厚さ約0.4ｍの鉄筋コンクリート構造で、原子炉１次しゃへいと原子炉２次しゃへいとの組合せにより、通常運転時に原子炉格納施設外側での放射線量率を第Ｉ区分に減衰させる。また重大事故及び仮想事故時においても発電所周辺の一般公衆が受ける被ばく線量は、「添付書類十、４．重大事故及び仮想事故の解析」に示すように、「原

子炉立地審査指針」のめやす線量を十分下回っている。（添付書類十、４．重大事故及び仮想事故の解析参照）

(4)　補助しゃへい

補助しゃへいは、原子炉補助建屋内の放射性廃棄物廃棄施設、化学体積制御設備、試料採取設備及び廃棄物処理建屋内の廃棄物処理設備等の放射性物質を内蔵する機器及び配管をとり囲む構造物で、建屋内の通路を第Ⅱ区分にするとともに、原則として隣接した機器室からの放射線量率を第Ⅲ区分にし、隣接設備の停止あるいは除染を行わずに、各機器室における補修を可能にする。

(5)　燃料取扱しゃへい

燃科取扱しゃへいは、燃料取替時に原子炉キャビティに張る水及びキャナル壁、使用済燃料ピットに張る水等からなり、燃料取替時、燃料移送時及び使用済燃料貯蔵時に従業員が安全に作業できるようにする。

燃料取替時の原子炉キャビティに張る水は、ほう酸水で、燃料集合体の頂部までの水深は約10ｍ、また使用済燃料ピットに張る水もほう酸水で、燃料集合体の頂部までの水深は約８ｍである。

更に、原子炉キャビティ又は使用済燃料ピットにおいて燃料集合体を取扱う場合でも、燃料集合体頂部までの水深を３ｍ以上確保する。

(6)　中央制御室遮へい（１号及び２号炉共用）

(a)　通常運転時等

中央制御室遮へいは、原子炉補助建屋内に設置し、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設

し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮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 を下回る遮へいとする。

(b)　重大事故等時

(b-1)　設計方針

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

(b-1-1)　悪影響防止

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

中央制御室遮へいは、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。

(b-1-2)　共用の禁止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、

悪影響防止等」に示す。

中央制御室及び中央制御室遮へい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、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

(b-1-3)　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。

(b-2)　試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室遮へいは、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。

(7)　一時的しゃへい

一時的しゃへいは、放射性物質を内蔵する機器及び設備の補修時あるいは事故時の保守等のために一時的に使用するもので、コンクリートブロック、鉛、鉄板等でできた可搬式しゃへい構造物であり、必要に応じて設置する。

(8)　緊急時対策所遮へい（１号及び２号炉共用）

(a)　重大事故等時

(a-1)　設計方針

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

緊急時対策所遮へいの多様性、位置的分散、試験検査については、「10.10 緊急時対策所」にて記載する。

8.3.4　評　　価

原子力発電所内のしゃへいとして、原子炉１次しゃへい、原子炉２次しゃへい、外部しゃへい、補助しゃへい、燃料取扱しゃへい及び一時的しゃへいを設置する事により、運転に伴う従業員が立入場所において不必要な放射線被ばくを受けないよう、立入ひん度、立入時間等を考慮し従業員の放射線被ばくが十分安全に管理出来る設計となっており、敷地境界外では年間５mR以下となるように原子炉施設を設計し、管理することとなっている。また重大事故及び仮想事故時においても発電所周辺の一般公衆の被ばく線量が「原子炉立地審査指針」のめやす線量を十分下回ったしゃへい設計となっている。

中央制御室しゃへいは、１次冷却材喪失事故時に中央制御室に

従業員が事故後30日間留まっても、従業員の被ばく線量が重大事故時の評価で48mremを下回った設計となっている。

8.4　参考文献

(1)　「原子炉工学講座２　放射線防護」

石森富太郎

培　風　館

(2)　「作業者の放射線防護のためのモニタリングの一般原則」

ICRP Publication 12

国際放射線防護委員会専門委員会４の報告

日本放射性同位元素協会、仁科記念財団

第8.1.1表　放射化学分析器具の設備概要

（１号炉で設置、共用）

(1) 分光光度計

個　　数　　1

(2) 原子吸光分光分析計

個　　数　　1

(3) ガスクロマトグラフ

個　　数　　1

(4) 電気伝導度計

個　　数　　4

(5) pH計

個　　数　　2

(6) 濁　度　計

個　　数　　1

第8.1.2表　一般化学分析器具の設備概要

（１号炉で設置、共用）

(1) 分光光度計

個　　数　　2

(2) 原子吸光分光分析計

個　　数　　1

(3) 電気伝導度計

個　　数　　2

(4) pH計

個　　数　　2

(5) 濁　度　計

個　　数　　1