6. 計測制御系統施設

6.1 原子炉制御設備

6.1.1 概 要

原子炉制御設備は，通常運転時に起こり得る設計負荷変化及び外乱に対して原子炉の出力を制御し，また，異常の拡大を未然に防ぎ，かつ，原子炉トリップに至る前に自動処置をとるためのインターロックを作動させる。

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

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

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

制御棒クラスタによる原子炉の出力制御は，定格負荷の約 15%以下の範囲では手動で行い，定格負荷の約 15%以上では自動とする。この自動制御の範囲内では±５%/min のランプ状負荷変化と，±10%のステップ状負荷変化に応じることができる。また，主蒸気ダンプ制御系（約 40%容量）の動作により定格負荷の 50%相当までの負荷急減時にも原子炉をトリップすることなく対処できる。

原子炉制御設備には以下のものがあり，その概略を第 6.1.1 図

に示す。

(1) 制御棒制御系

(2) ほう素濃度制御系

(3) 加圧器圧力制御系

(4) 加圧器水位制御系

(5) 給水制御系

(6) 主蒸気ダンプ制御系

(7) 主蒸気逃がし弁制御系

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

6.1.2 設計方針

(1) 通常運転時の原子炉出力を，タービン負荷に追従させるように設計する。

(2) 設計負荷変化に対して，主要な諸変数が許容される範囲内に収まり，十分な減衰性を持つ安定な応答をするように設計する。

(3) 運転員がプラント運転状態を監視でき，必要な場合にはプラントの手動制御ができるように設計する。

6.1.3 主要設備の仕様

原子炉制御設備の主要設備の仕様を第 6.1.1 図に示す。

6.1.4 主要設備

6.1.4.1 制御棒制御系

制御棒クラスタは 48 本とし，これを制御グループ 4 バンク，

停止グループ２バンクに分け，原子炉の出力制御用と停止用に使用する。原子炉トリップ時には制御棒クラスタ 48 本は，その駆動装置用電源を遮断することにより，自重で炉心に落下する。

(1) 制御グループによる制御

通常運転状態で原子炉出力を自動制御している場合には，プラントの出力変更は，蒸気加減弁を調整してタービンへの蒸気流量を加減することによって行う。原子炉側ではその出力変化による諸量の変動を検出し，これを通常運転時の偏差内に保つように，制御グループの制御棒クラスタを自動操作し，出力変化に追従させる。原子炉側における主要制御変数として１次冷却材平均温度を用いるが，この温度は第 6.1.2 図に示すように，１次冷却材ループに設けた測温抵抗体により測定する。各１次冷却材ループの低温側温度と高温側温度とから合計４チャンネルの平均温度を信号選択回路で選択し，１次冷却材平均温度として使用する。

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

6.1.4.2　ほう素濃度制御系

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

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

また，１次冷却材中のほう素濃度は，適時試料採取し測定する。

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

(1) 制御棒位置とほう素濃度

制御棒クラスタの位置が制御棒クラスタ引抜限界あるいは，挿入限界位置から外れそうになると，制御棒クラスタの位置を修正するために，運転員の判断によってほう素濃度を調整する。

制御棒クラスタの挿入限界位置は，炉出力の関数として制

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

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

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

(2) ほう素濃度の調整

１次冷却材中のほう素濃度の調整は，化学体積制御設備により行う。

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

6.1.4.3　加圧器圧力制御系

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

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

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

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

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

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

加圧器圧力制御系の作動の概略を第 6.1.5 図に示す。

6.1.4.4　加圧器水位制御系

加圧器水位プログラムは，１次冷却材平均温度に比例して設定し，出力変化に伴う実際の１次冷却材の体積変化にできるだ

け一致するようにする。この加圧器水位プログラムと加圧器水位との偏差信号に従い，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。

6.1.4.5　給水制御系

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

この制御系は，給水流量信号，蒸気流量信号及び蒸気発生器水位信号の３つの信号をとり入れた３要素制御である。給水は，蒸気発生器の伝熱管によって１次冷却材と分離されており，蒸気発生器水位の運転範囲内の変化は，直接炉心に大きな影響を与えない。蒸気発生器水位が異常に上昇した場合は，主給水制御弁及びバイパス給水制御弁を全閉する。更に，水位が上昇したときは，タービンへの過度の湿分流入を防ぐためにタービンをトリップさせるとともに，給水を完全に停止する。いずれか１基の蒸気発生器水位が異常に低下した場合は，蒸気発生器の熱除去能力を確保するために，電動補助給水ポンプを自動的に起動し，更に，蒸気発生器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台を設ける。

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

6.1.4.6　主蒸気ダンプ制御系

主蒸気ダンプ制御系は，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，主蒸気ダンプ弁を制御する。

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

１次冷却材の温度が異常に低下した場合には，原子炉の過冷却を防ぐために，主蒸気ダンプ弁は開かないようにインターロックする。

6.1.4.7　主蒸気逃がし弁制御系

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

この装置は，急激な負荷減少等により主蒸気圧力の急激な上昇が起こった場合に，主蒸気圧力信号により，主蒸気逃がし弁

を開き，主蒸気圧力の低下を図って，主蒸気安全弁の作動を極力避ける。また，主蒸気ダンプ系が使用不可能な場合には，余剰蒸気を大気に放出し，１次冷却材平均温度を調節できる。

6.1.4.8　制御棒クラスタ引抜阻止及びタービンランバック

異常の拡大を未然に防ぎ，かつ，原子炉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阻止並びにタービンランバックのインターロックを設け，以下の条件で作動させる。この設定値は，各々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

過出力△Ｔ高

(2) タービンランバック

過大温度△Ｔ高

過出力△Ｔ高

6.1.5　評　価

原子炉は，負の反応度フィードバックによる自己制御性と，原子炉制御系の機能による十分な負荷追従性を有し，負荷に応じた安定な運転ができる。

原子炉制御設備は，自動制御の範囲内では±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，

更に，主蒸気ダンプ制御系（約 40%容量）の動作により急激な負荷減少にも対処できる（「3.5　動特性」参照。）

原子炉施設の運転状態を示す主要な諸変数は，中央制御盤に指示又は記録し，設定値に達した場合には，運転員に注意を喚起するよう警報装置及びインターロックを設ける。各制御装置は，必要な場合には運転員の監視のもとに十分安全に手動制御が可能である。

6.1.6　試験検査

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

6.2　原子炉計装

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

6.2.1　炉外核計装

6.2.1.1　概　要

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

6.2.1.2　設計方針

(1) 炉外核計装は，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，予想される範囲の炉心中性子束レベルを監視するため，線源領域，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，原子炉保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。

(4) 炉外核計装は，チャンネル相互を分離し，チャンネル間の独立性を図る設計とする。

(5) 炉外核計装は，駆動源の喪失又は系の遮断に対して最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。

(6) 炉外核計装は，原子炉保護系と計測制御系を分離した設計とし，原子炉保護系の一部から計測制御系へ信号を取り出す場合には，計測制御系の故障が原子炉保護系の機能を損なわない設計とする。

(7) 炉外核計装は，原子炉の運転中に定期的に試験を行い，機能が喪失していないことを確認できる設計とする。

6.2.1.3　主要設備の仕様

炉外核計装の主要設備の仕様を第 6.2.1 図に示す。

6.2.1.4　主要設備

炉外核計装は，第 6.2.1 図に示すように，線源領域，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) 線源領域測定系

線源領域の測定系は，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炉外核計装盤でパルス計数率の対数に比例した信号に変換した後，双安定回路出力を原子炉保護設備及び警報装置へ，また，絶縁増幅器を介して指示計，記録計等へ

送る。

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

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

(2) 中間領域測定系

中間領域の測定系は，第 6.2.1 図に示すように独立した２チャンネルより構成する。中性子束検出器はγ線補償型電離箱を使用し，第 6.2.2 図及び第 6.2.3 図に示すように線源領域の中性子束検出器と同一保護筒内に収納して設置する。中性子束検出器からの電流信号を炉外核計装盤で対数増幅した後，双安定回路出力を原子炉保護設備及び警報装置へ，また，絶縁増幅器を介して指示計，記録計等へ送る。

(3) 出力領域測定系

出力領域の測定系は，第 6.2.1 図に示すように独立した４チャンネルで構成する。中性子束検出器はほぼ炉心高さの 1/2 の有感長を有する独立した２個のγ線非補償型電離箱で構成し，第 6.2.2 図及び第 6.2.3 図に示すように炉心の四隅に対応した計測孔に設置する。各チャンネルは，上部及び下部の中性子束検出器からの電流信号を炉外核計装盤に送り，平均増幅器により両者の平均信号にした後，双安定回路出力を原子炉保護設備及び警報装置へ，また，絶縁増幅器を介して指示計，記録計等へ送る。上部及び下部個別信号について

も直読レベル計を通した後，安全保護系のプロセス計装設備へ，また，絶縁増幅器を介して指示計，記録計へ送る。更に，軸方向中性子束偏差回路により上部，下部信号間の偏差を監視し，偏差が設定値以上になると警報を発する。この回路は炉内核計装の測定データを用いて定期的に校正する。

４チャンネルの各平均電流信号間，各上部電流信号間及び各下部電流信号間は，それぞれ比較回路により比較され，チャンネル相互間の偏差が設定値以上になると警報を発する。

(4) 炉外核計装盤

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

炉外核計装盤への電源は，４台の無停電電源装置からそれぞれ独立に給電してチャンネル相互間の電気的な分離を図る。

炉外核計装盤は，実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する。

6.2.1.5　評　価

(1) 炉外核計装は，線源領域，中間領域及び出力領域の３つの計測領域によって，計測範囲に連続性を持たせて炉心中性子束レベルを監視する設計となっており，炉外核計装盤の指示計又は中央制御盤の指示計，記録計によって，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において必要な情報を提供することができる。

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

(2) 炉外核計装は，２チャンネルあるいは４チャンネルの多重化構成となっており，機器又はチャンネルの単一故障あるいは使用状態から単一の取外しを行っても原子炉保護機能を喪失することはない。

(3) 炉外核計装は，チャンネル間の分離，独立性を図るため，検出器は相互に距離を隔てて設置するとともに，チャンネルごとに独立したラックに機器を収納している。ラック内の配線は実用上可能な限り不燃化又は難燃化を図るほか，検出器ケーブル及び原子炉保護設備への配線はチャンネルごとに分離して布設し，ラックへの電源もチャンネルごとに独立に供給する設計としている。

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

(5) 炉外核計装は，電源喪失に対して原子炉保護動作をとる方向に作動するように設計している。

(6) 炉外核計装は，通常運転時に，内蔵の模擬信号を検出器出力回路に印加して，チャンネルの健全性を確認できる設計としている。

検出器については，チャンネル相互の信号を比較すること

によって，その健全性を確認することができる。

(7) 炉外核計装の電源は無停電電源装置から給電される。したがって，短時間の全動力電源喪失に対しても機能を喪失することはない。

また，非常用所内電源系のみの運転下あるいは外部電源のみの運転下で単一故障を仮定しても原子炉保護機能を失うことはない。

6.2.1.6　試験検査

炉外核計装は，原子炉の運転中に定期的に試験を行い，機能が喪失していないことを確認できる。

6.2.2　炉内計装

6.2.2.1　概　要

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

6.2.2.2　設計方針

(1) 炉心の出力分布及び熱水路係数を把握するために炉内熱電対計装及び炉内核計装を設け，あらかじめ定めた燃料集合体の出口温度及び中性子束分布を測定できる設計とする。

(2) 両者のデータは，前もって得られている解析結果と総合して，炉心の出力分布を評価するのに有用なものとする。

(3) 炉内核計装の測定データは，炉外核計装の中性子束分布監

視機能の校正を行うのに十分なものとする。

6.2.2.3　主要設備の仕様

炉内計装の主要設備の仕様を第6.2.4図及び6.2.5図に示す。

6.2.2.4　主要設備

(1) 炉内熱電対計装

炉内熱電対計装は第6.2.4図及び6.2.5図に示すように，燃料集合体出口の1次冷却材温度をクロメル・アルメル熱電対で測定する。炉内へ入れる案内管は原子炉容器頂部のシール部を通り，燃料集合体の出口で終端する。原子炉容器頂部のシール部は，原子炉内圧に対し完全にシールする。熱電対は，必要に応じて取り替えることができるように，ステンレス鋼のシースで覆い，上記案内管の中に入れる。

熱電対の出力は，炉内計装盤に設置した指示計で読み取ることができる。

(2) 炉内核計装

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

小型検出器を挿入するシンブルは，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。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，保守及び燃料取替えのため引抜きできるようにする。

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

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

駆動装置は，駆動モータ，駆動輪を納めた駆動箱及び巻取装置で構成する。

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

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

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

可動小型中性子束検出器の出力信号は，炉内計装盤に送り，指示，記録する。

6.2.2.5　評　価

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

6.2.2.6　試験検査

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

6.2.3　停止余裕監視装置

6.2.3.1　概　要

安全保護系のプロセス計装で測定している原子炉出入口の１次冷却材の平均温度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挿入下限を監視する。

6.2.3.2　設計方針

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

6.2.3.3　主要設備の仕様

停止余裕監視装置の主要設備の仕様を第6.2.7図に示す。

6.2.3.4　主要設備

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

制御棒クラスタ挿入限界は，１次冷却材平均温度及び１次冷却材温度差の線形関数として計算する。

すなわち，第6.2.7図に示すように，１次冷却材平均温度及

び１次冷却材温度差を演算装置の入力信号とし，演算結果の出力信号をバンク位置信号と比較して，バンク位置信号が設定値以下になった場合は警報を発する。

また，演算結果とバンク位置は同一の記録計に入れ常時監視できるようにする。

6.2.3.5　評　価

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

6.2.3.6　試験検査

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

6.2.4　制御棒位置指示計装

6.2.4.1　概　要

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

6.2.4.2　設計方針

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

6.2.4.3　主要設備の仕様

制御棒位置指示計装の主要設備の仕様を第 6.2.8 図に示す。

6.2.4.4　主要設備

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

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

制御棒位置指示計装ブロック図を第 6.2.8 図に示す。

6.2.4.5　評　価

制御棒位置指示計装により予想変動範囲での制御棒位置の監視ができる。

6.2.4.6　試験検査

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

6.3　プロセス計装設備

6.3.1　概　要

原子炉施設の適切かつ安全な運転のために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及び原子炉制御設備に用いる。

プロセス計装設備は，温度，圧力，流量，水位等を測定するため，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，中央制御盤に指示又は記録及び警報を発する。

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

6.3.2　設計方針

(1) 安全保護系のプロセス計装は，以下の方針で設計する。

a.　安全保護系のプロセス計装は，単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても安全保護機能を喪失しないよう多重性を有する設計とする。

b.　安全保護系のプロセス計装は，チャンネル相互を分離し，チャンネルの独立性を図る設計とする。

c.　安全保護系のプロセス計装は，計測制御系と分離した設計とし，安全保護系の一部から計測制御系への信号を取り出す場合には，計測制御系の故障で安全保護系の機能を失わない設計とする。

d.　安全保護系のプロセス計装は，駆動源の喪失又は系の遮断

に対して最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。

e. 安全保護系のプロセス計装の電源は，無停電電源より給電する設計とする。

f. 安全保護系のプロセス計装は，発電用原子炉の運転中に定期的に試験を行い，機能が喪失していないことを確認できるような設計とする。

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

h. 安全確保上最も重要な原子炉停止，炉心冷却及び放射能閉じ込めの３つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束，原子炉水位及び原子炉冷却材系の圧力及び温度等は，設計基準事故時においても記録されるとともに事象経過後に参照できるよう当該記録が保存できる設計とする。

(2) 安全保護系以外の主要なプロセス計装としては，１次冷却系計装，補助給水系計装，燃料取替用水系計装等があり，これらは，以下の方針で設計する。

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

また，設計基準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　主要設備の仕様

プロセス計装設備の主要設備の仕様を第 6.3.1 表及び第 6.3.2 表に示す。

6.3.4　主要設備

6.3.4.1　安全保護系のプロセス計装

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

ここにも示されるとおり，これらの計装は単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行ってもその機能を喪失することのないよう多重化されており，それぞれのチャンネルは，独立した計器ラックに収納することにより物理的に分離されている。

これらの計装に必要な電源は，４台の無停電電源装置からそれぞれ独立に給電するとともに，検出器と計器ラック間等の関連する配線もチャンネル相互間を電気的に分離する。

計器ラック及び配線は，実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する設計としている。

安全保護系のプロセス計装の信号を制御系に使用する場合には，絶縁増幅器により両者の間を絶縁し，制御系に生じた短絡，

地絡又は断線による故障が安全保護系に影響を与えることのないようにする。

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

また，加圧器水位，主蒸気ライン圧力，原子炉格納容器内圧力及び蒸気発生器水位については，事故時において監視，記録できるようにする。

6.3.4.2　安全保護系以外のプロセス計装

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

また，事故時において事故の状態を知り対策を講じるために必要なプロセス計装は第6.3.2表に示すとおりであり，これらは監視，記録できるようにする。

(1)　1次冷却系計装

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

(3) 主蒸気及び給水，補助給水系計装

主蒸気及び給水の圧力，温度，補助給水流量，補助給水タンク水位等を指示又は記録し，必要なものについては警報を発する。

(4) 燃料取替用水系計装

燃料取替用水タンク水位等を指示又は記録し，必要なものについては警報を発する。

(5) 原子炉格納容器関連計装

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

(6) 原子炉補機冷却系計装

原子炉補機冷却水サージタンク水位等を指示又は記録し，必要なものについては警報を発する。

(7) 制御用空気系計装

制御用空気圧力等を指示又は記録し，必要なものについては警報を発する。

(8) 非常用炉心冷却系計装

高圧及び低圧注入流量等を指示又は記録し，必要なものについては警報を発する。

(9) 燃料貯蔵設備計装

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

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

(10) その他

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

(11) 記録及び保存

安全保護系以外のプロセス計装で必要なものについては記録及び保存を行う。

(12) プラント計算機

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

6.3.5 手順等

安全保護系に関して，以下の内容を含む手順を定め，適切な管理を行う。

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

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

(4) 発電所の出入管理に係る教育については，「1.1 安全設計の方針 1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止 (3) 手順等」に示す。

6.3.6 評 価

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

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

電源及び配線についてもチャンネルごとに独立な構成としている。また，計器ラック及び配線は，実用上可能な限り，難燃性又は不燃性材料を使用する設計としている。

(3) 安全保護系のプロセス計装の信号を計測制御系に使用する場合には，絶縁増幅器により絶縁し，計測制御系に生じた故障が安全保護系に影響を与えないようにしている。

(4) 安全保護系のプロセス計装は，電源の喪失又は系の遮断に対して原子炉の保護動作をとる方向に作動するように設計している。

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

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

(6) 安全保護系のプロセス計装及び安全保護系以外の主要なプロセス計装の電源は，無停電電源装置から給電される。

したがって，短時間の全動力電源喪失に対しても機能を喪失することはない。また，非常用所内電源系のみの運転下あるいは外部電源のみの運転下で単一故障を仮定しても安全保護機能を失うことはない。

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

また，事故時において，事故の状態を知り対策を講じるに必要なパラメータである原子炉格納容器圧力，温度等は，中央制御盤で監視できる。

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

(8) プロセス計装の主要なパラメータは，中央制御盤で監視できる。

6.3.7　試験検査

安全保護系のプロセス計装は，原子炉の運転中に定期的に試験を行い，機能が喪失していないことを確認できる。

6.4　計装設備（重大事故等対処設備）

6.4.1　概　要

重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は，「添付書類十　第5.1.1表」のうち「1.15　事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは，「添付書類十　第5.1.1表」のうち「1.15　事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び常用代替監視パラメータ）とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について，設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等(設計基準最大値等)）を明確にする。計測範囲を第6.4.1表及び第6.4.2表に，設計基準最大値等を第6.4.3表に示す。

6.4.2　設計方針

(1) 監視機能喪失時に使用する設備

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

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉容器内の温度，圧力及び水位並びに原子炉容器，原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は，「添付書類十　第5.1.1表」のうち「1.15　事故時の計装に関する手順等」の計器故障又は計器故障が疑われる場合の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

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

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

具体的なパラメータは，以下のとおりとする。

・格納容器水素濃度

・アニュラス水素濃度(AM)

・原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力

・格納容器再循環ユニット入口温度

・格納容器再循環ユニット出口温度

(2) 計器電源喪失時に使用する設備

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

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

全交流動力電源が喪失した場合において，計測設備への代替電源設備として非常用ガスタービン発電機，空冷式非常用発電装置を使用し，直流電源が枯渇するおそれがある場合においては，蓄電池（重大事故等対処用），蓄電池（３系統目），75kVA 電源車及び可搬型整流器を使用する。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・非常用ガスタービン発電機（10.2 代替電源設備）

・空冷式非常用発電装置（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）

・75kVA 電源車（10.2 代替電源設備）

・可搬型整流器（10.2 代替電源設備）

非常用ガスタービン発電機，空冷式非常用発電装置，蓄電池（重大事故等対処用），蓄電池（３系統目），75kVA 電源車及び可搬型整流器については，「10.2 代替電源設備」に記載する。

(3) パラメータ記録時に使用する設備

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

重大事故等の対応に必要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。

・安全パラメータ表示システム

・SPDS 表示端末

・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）

6.4.2.1　多様性，位置的分散

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

常設及び可搬型の重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は，重要監視パラメータと異なる物理

量（水位，注水量等）の計測又は測定原理とすることで，重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。

重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

重要監視パラメータの計測，重要監視パラメータの他チャンネルの計測及び重要代替監視パラメータの計測における電源は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，非常用ディーゼル発電機に対して多様性を持った非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。電源設備の多様性，位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

6.4.2.2　悪影響防止

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

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

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

可搬型の格納容器水素濃度，アニュラス水素濃度(AM)及び原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の計測装置，格納容器再循環ユニット入口温度及び格納容器再循環ユニット出口温度の計測装置である可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）並びに可搬型計測器は，通常時は接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統を構成することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

安全パラメータ表示システム及びSPDS表示端末は,設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.4.2.3　容量等

基本方針については「1.1.7.2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は，設計基準事故時の計測機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が，計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため，設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。

・１次冷却材高温側温度（広域）
・１次冷却材低温側温度（広域）
・１次冷却材圧力
・加圧器水位

・原子炉容器水位

・高圧注入ライン流量

・余熱除去ループ流量

・格納容器内温度

・格納容器内圧力（広域）

・格納容器再循環サンプ水位（広域）

・格納容器再循環サンプ水位（狭域）

・格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）

・格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）

・出力領域中性子束

・中間領域中性子束

・線源領域中性子束

・蒸気発生器狭域水位

・蒸気発生器広域水位

・補助給水ライン流量

・主蒸気ライン圧力

・原子炉補機冷却水サージタンク水位

・燃料取替用水タンク水位

・ほう酸タンク水位

・補助給水タンク水位

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は，計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

・代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)

・格納容器スプレイラインＢ積算流量

・格納容器内圧力(AM)

・格納容器水位

・原子炉下部キャビティ水位

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及びアニュラス水素濃度(AM)の計測装置は，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１個を加えた合計２個を保管する。

可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の計測装置は，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１個を加えた合計２個を保管する。

格納容器再循環ユニット入口温度及び格納容器再循環ユニット出口温度の計測装置である可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）は，１セット４個（測定時の故障を想定した１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４個を加えた合計８個を保管する。

可搬型計測器は，原子炉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セット 38 個（測定時の故障を想定した３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 20 個を加えた合計 58 個を保管する。

安全パラメータ表示システム及びSPDS表示端末は,発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と必要なデータ量を伝送できる設計とする。SPDS表示端末の保有数は，１セット１個に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セット１個を加えた合計２個とする。

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を計測する設備は，原子炉格納容器内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

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

・線源領域中性子束

・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線源領域中性子束については，重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉補助建屋内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また，インターフェイスシステムＬＯＣＡ時に使用する設備であるため，その環境条件を考慮した設計とする。

・高圧注入ライン流量

・余熱除去ループ流量

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉補助建屋内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

・格納容器スプレイラインＢ積算流量

・原子炉補機冷却水サージタンク水位

・燃料取替用水タンク水位

・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を計測する設備は，原子炉建屋内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

・代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)

・格納容器内圧力（広域）

・格納容器内圧力(AM)

・補助給水ライン流量

・主蒸気ライン圧力

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は，屋外に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

・補助給水タンク水位

可搬型の格納容器水素濃度，アニュラス水素濃度(AM)及び原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の計測装置は，原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に保管及び設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所（計測場所）で可能な設計とする。

格納容器再循環ユニット入口温度及び格納容器再循環ユニット出口温度の計測装置である可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）は，原子炉補助建屋内に保管し，原子炉建屋に設置するため，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所（計測場所）で可能な設計とする。

可搬型計測器は，原子炉補助建屋内に保管及び設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所（計測場所）で可能な設計とする。

安全パラメータ表示システムは，原子炉補助建屋及び緊急時対策所（EL.32m）に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

SPDS 表示端末は，緊急時対策所（EL.32m）に設置し，重大

事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

6.4.2.5　操作性の確保

基本方針については，「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

可搬型の格納容器水素濃度計測装置に使用する計装ケーブルの接続は,コネクタ接続とし,接続規格を統一することにより,現場で確実に接続できる設計とする。

格納容器水素濃度計測装置の指示値は，中央制御室にて確認できる設計とする。格納容器水素濃度計測装置は，台車により運搬，移動ができる設計とするとともに，一般的に使用される工具を用いて，設置場所にて固定できる設計とする。

格納容器水素濃度計測装置を使用した原子炉格納容器内の水素濃度の監視を行う系統は，設計基準対象施設と兼用せず重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。

また,切替えに伴う配管の接続作業は,簡便な接続規格とし,接続規格を統一することにより,確実に接続できる設計とする。

可搬型のアニュラス水素濃度(AM)計測装置に使用する計装ケーブルの接続は，コネクタ接続とし，接続規格を統一することにより，現場で確実に接続できる設計とする。

アニュラス水素濃度(AM)計測装置の指示値は，中央制御室にて確認できる設計とする。アニュラス水素濃度(AM)計測装置は，台車により運搬，移動ができる設計とするとともに，設置場所

にて固定できる設計とする。

アニュラス水素濃度(AM)計測装置を使用したアニュラス部の水素濃度の測定を行う系統は，設計基準対象施設と兼用せず重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。

また,切替えに伴う配管の接続作業は,簡便な接続規格とし,接続規格を統一することにより,確実に接続できる設計とする。

可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の計測装置の接続はねじ込み式とし，接続規格を統一することにより，一般的に使用される工具を用いて現場で確実に接続できる設計とする。また，設計基準対象施設と兼用せず，弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。

格納容器再循環ユニット入口温度及び格納容器再循環ユニット出口温度の計測装置である可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）は，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，現場で確実に接続できる設計とする。また，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切替えることなく使用できる設計とし，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とする。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，ボルト・ネジ接続とし，接続規格を統一することにより，一般的に使用される工具を用いて現場で確実に接続できる設計とし，付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。また，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切替えることなく使用できる設計とする。

安全パラメータ表示システムは，設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とし，常時伝送を行うため，通常操作を必要としない設計とする。記録時においては，付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。

SPDS 表示端末は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とし，付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。

SPDS 表示端末は専用のコネクタにより，確実に接続できる設計とする。

格納容器水素濃度，アニュラス水素濃度(AM)，原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力，格納容器再循環ユニット入口温度及び格納容器再循環ユニット出口温度の計測装置並びに可搬型計測器は，屋内のアクセスルートを通行して設置場所まで移動できる設計とする。

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

・１次冷却材高温側温度（広域）
・１次冷却材低温側温度（広域）
・１次冷却材圧力
・加圧器水位
・原子炉容器水位
・高圧注入ライン流量
・余熱除去ループ流量

・格納容器内温度

・格納容器内圧力（広域）

・格納容器再循環サンプ水位（広域）

・格納容器再循環サンプ水位（狭域）

・格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）

・格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）

・出力領域中性子束

・中間領域中性子束

・線源領域中性子束

・蒸気発生器狭域水位

・蒸気発生器広域水位

・補助給水ライン流量

・主蒸気ライン圧力

・原子炉補機冷却水サージタンク水位

・燃料取替用水タンク水位

・ほう酸タンク水位

・補助給水タンク水位

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

・代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)

・格納容器スプレイラインＢ積算流量

・格納容器内圧力(AM)

・格納容器水位

・原子炉下部キャビティ水位

6.4.3　主要設備及び仕様

計装設備の主要設備及び仕様を第6.4.1表及び第6.4.2表に示す。

6.4.4　試験検査

基本方針については，「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）は，模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。

情報の把握を行うために使用する安全パラメータ表示システム及びSPDS表示端末は，機能・性能の確認が可能な設計とする。また，外観の確認が可能な設計とする。

6.5　試料採取設備

6.5.1　概　要

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

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

採取試料は，次のような分析に用いられる。

ほう素濃度

核分裂生成物及び腐食生成物による放射能濃度

溶存気体濃度

ハロゲン濃度

pH 及び導電率

分析結果は次の目的に使用する。

ほう素濃度の調整

燃料棒の健全性の評価

１次冷却材中の水素濃度の調整

脱塩塔及びフィルタの性能評価

各設備への薬品添加の要否の確認

6.5.2　設計方針

(1) 試料採取設備のうち，高温，高圧の放射性物質を含む系統から試料を採取する設備は，冷却，減圧を行うとともに，試料採取中の被ばく，汚染に対して十分な防護設備を設け，試料採取中に発生するこぼれ水，洗い水は，液体廃棄物処理設備に導くように設計する。

(2) １次冷却設備からの試料及び分析頻度が高い試料は，必要に応じてサンプル冷却器，減圧棒を通じて冷却，減圧後，原子炉系試料採取室のサンプルフード内で集中採取できる設計とし，第 6.5.1 図に系統構成を示す。

集中採取する箇所は次のとおりである。

加圧器気相部

加圧器液相部

１次冷却材管（ループ高温側）

余熱除去設備（余熱除去ポンプ出口）

化学体積制御設備（抽出系脱塩塔入口）

化学体積制御設備（抽出系脱塩塔出口）

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

(3) 試料採取設備のうち，放射性物質の濃度の低い試料及び分析頻度の低い試料は，現場で採取できる設計とする。

(4) 事故時，原子炉格納容器内のガスを採取して，水素ガス濃度及び放射性物質の濃度を監視できる設計とする。

(5) 事故時の１次冷却材及び原子炉格納容器内雰囲気の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が生じるほど損なうことのない設計とする。

(6) 単一設計

単一設計とする事故時に１次冷却材をサンプリングする設備については，当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態の把握機能が単一故障により失われる場合であっても，格納容

器再循環サンプ水位の確認により，事故時の再循環水のほう素濃度が未臨界ほう素濃度以上であることを把握でき，事故時の原子炉の停止状態の把握機能の代替が可能とする設計とする。

6.5.3　主要設備の仕様

試料採取設備の主要設備の仕様を第 6.5.1 表に示す。

6.5.4　主要設備

(1) サンプルフード及びサンプルシンク

サンプルフードは，試料採取中に発生するガスを補助建屋換気空調設備に導く。

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

(2) サンプル冷却器

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

(3) 試料採取管

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

6.5.5　評　価

試料採取設備は，原子炉施設の主要箇所から化学的及び放射化学的性質の分析,評価を行うための試料を採取することができる。

また，事故時において，１次冷却材及び原子炉格納容器内のガスを採取し，放射性物質の濃度等を測定，監視できる。

6.5.6　試験検査

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

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，運転時の異常な過渡変化時あるいは設計基準事故時に，工学的安全施設の作動と相まって燃料の許容設計限界，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリを保護するため原子炉停止回路を作動させ，原子炉を自動停止させる。

原子炉保護設備は，原子炉の種々のパラメータを監視する原子炉計装あるいは,安全保護系のプロセス計装からの信号を受信し，原子炉トリップ信号及びインターロック回路動作信号を発生する論理回路と，原子炉トリップ信号により自動的に開く原子炉トリップ遮断器とで構成する。

6.6.2　設計方針

(1) 原子炉保護設備は，単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても安全保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。

(2) 原子炉保護設備は，トレイン相互を分離し，トレイン間において独立性を有する設計とする。

(3) 原子炉保護設備は，駆動源の喪失又は系の遮断に対して最終的に安全な状態に落着くような設計とする。

(4) 原子炉保護設備は，原子炉の運転中に定期的に試験を行い，機能が喪失していないことを確認できる設計とする。

(5) 原子炉保護設備は，自動的に作動し，また，必要な場合には

手動でも作動できる設計とする。

(6) 原子炉保護設備は，作動状況が確認できる設計とする。

6.6.3 主要設備の仕様

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

6.6.4 主要設備

6.6.4.1 原子炉トリップ遮断器

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

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

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

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

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

原子炉計装あるいは安全保護系のプロセス計装によって監視している変数が設定値に達し，所要の演算処理装置等が動作すると，原子炉トリップ遮断器の不足電圧コイルへの直流回路を開く。不足電圧コイルの直流電圧が喪失すると，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できない。

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

原子炉トリップ遮断器は，原子炉建屋内の制御棒クラスタ駆動装置電源室に設置し，必要な場合には，現場手動遮断ができる。

6.6.4.2　原子炉トリップ信号

原子炉トリップ信号としては，次のものがあり，これらをまとめて第 6.6.1 表及び第 6.6.2 図に示す。また，原子炉の保護機能を損なうことなく出力条件によって原子炉トリップ信号のブロック等を行い，運転の継続が可能なようにパーミッシブ回路を設ける。第 6.6.2 表にパーミッシブ信号一覧表

を示す。

(1) 線源領域中性子束高

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

更に，出力領域中性子束がＰ－１０の設定値を超えると自動的にブロックされる。

(2) 中間領域中性子束高

原子炉停止及び起動時の保護のため，中間領域中性子束高の“１ out of ２”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは，出力領域中性子束がＰ－１０の設定値を超えた場合には，手動でブロックできる。

(3) 出力領域中性子束高

出力領域中性子束高には，高設定と低設定があり，通常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 of４”信号で，原子炉をトリップさせる。低設定トリップは，出力領域中性子束がＰ－１０の設定値を超えた場合には，手動でブロックできる。

(4) 出力領域中性子束変化率高

制御棒クラスタの飛出し時の原子炉保護のため，出力領域中性子束増加率高の“２ out of ４”信号によって原子炉を

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

(5) 非常用炉心冷却設備作動

非常用炉心冷却設備作動信号が発生した場合には，原子炉をトリップさせる。

(6) 過大温度△Ｔ高

過大温度△Ｔ高原子炉トリップは，炉心をＤＮＢから保護する。

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

$$過大温度△T設定 = K_1 - K_2 \frac{1+\tau_1 s}{1+\tau_2 s}(T - T_0) + K_3(P - P_0) - f(\triangle q)$$

ｓ：ラプラス演算子

Ｔ：１次冷却材平均温度

T_0：定格出力時の１次冷却材平均温度

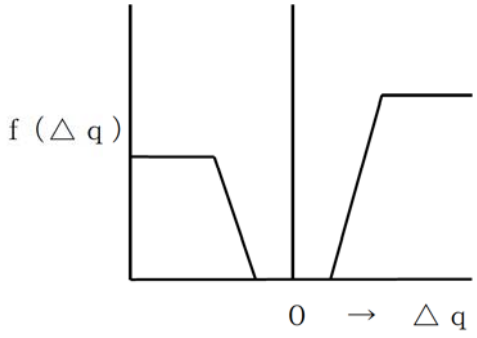
Ｐ：加圧器圧力

P_0：定格運転圧力

K_1～K_3，τ_1，τ_2：定数

ｆ（△ｑ）：炉外中性子束検出器（出力領域用）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

（$\triangle q = \phi_t - \phi_b$）



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) 過出力△Ｔ高

過出力△Ｔ高原子炉トリップは，炉心の過出力を防止する。

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

$$\text{過出力△Ｔ設定} = K_4 - \left[K_5 \frac{\tau_3 s}{1+\tau_3 s} T\right] - \left[K_6\left(T - T_0\right)\right] - f(\triangle q)$$

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。

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

(9) 原子炉圧力低

原子炉圧力が異常に低下した場合に,炉心を保護するため,加圧器圧力低の“２ out of ４”信号で原子炉をトリップさせる。

このトリップは，出力領域中性子束及びタービン負荷がＰ－７の設定値以下では自動的にブロックされる。

(10) １次冷却材流量低

１次冷却材流量が低下した場合に，炉心をＤＮＢから保護するため,各ループごとの１次冷却材流量低の“２ out of ４”信号で原子炉をトリップさせる。ただし，出力領域中性子束あるいはタービン負荷がＰ－７の設定値以上では，２ループ以上からの流量低信号の一致で，また，出力領域中性子束がＰ－８の設定値以上では，いずれかのループからの流量低信号で原子炉をトリップさせる。

(11) １次冷却材ポンプ電源電圧低

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”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは，出力領域中性子束及びタービ

ン負荷がＰ－７の設定値以下では自動的にブロックされる。

(13)タービントリップ

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

(14)蒸気発生器水位低

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

(15)加圧器水位高

原子炉圧力高原子炉トリップの後備として，加圧器水位高の“２ out of ４”信号で，原子炉をトリップさせる。このトリップは，出力領域中性子束及びタービン負荷がＰ－７の設定値以下では自動的にブロックされる。

(16)地震加速度大

水平方向加速度大の“２ out of ４”信号又は垂直方向加速度大の“２ out of ４”信号で原子炉をトリップさせる。

(17)手　動

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

6.6.4.3　原子炉トリップ時のインターロック

原子炉がトリップした場合は，タービン及び発電機をトリッ

プさせる。発電機のトリップは，１次冷却材流量確保のため一定時間後とする。

また，１次冷却系の過冷却を防止するため，原子炉トリップと，１次冷却材平均温度低の“２ out of ４”信号が一致した場合は，主給水制御弁を全閉させる。

6.6.4.4　監視装置

原子炉保護設備の作動状況の確認をするため，次のような監視装置を設ける。

また，原子炉トリップの確認は炉外核計装等で行う。

(1) 警　報

原子炉保護設備で使用する原子炉計装あるいは安全保護系のプロセス計装からの信号が警報設定値に達し，論理回路が動作した場合にはプラントが正常な運転状態から逸脱していることを示すため，中央制御室に警報を発する。

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

(2) 表示灯

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

6.6.5　評　価

(1) 単一故障

原子炉保護設備を構成する論理回路及び原子炉トリップ遮断器には多重性を持たせている。すなわち，原則として“２ out of ４”で構成される論理回路は，連絡ケーブルをも含めて４重トレイン構成としている。これらのトレインは，電気的，物理的に分離しているので，単一のトレインの故障で保護機能を失うことはない。

(2) 独立性

原子炉保護設備は，相互干渉が起こらないように，物理的，電気的に独立性を持たせている。すわなち，論理回路，原子炉トリップ遮断器，連絡ケーブル等は供給電源（直流２母線，無停電電源４母線）を含めて独立な構成としている。

(3) フェイルセイフ

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

(4) 運転中試験

原子炉保護設備は，論理回路及び原子炉トリップ遮断器に関し，プラント運転中にも試験ができる設計としている。

論理回路は，テストスイッチを操作して，各チャンネルの双安定回路のリレーをトリップ状態にする等の方法により，正常に動作したことを確認できる。

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

(5) 手動操作

必要な場合，手動でも原子炉保護動作を行えるように，中央制御盤に原子炉トリップスイッチを２個設け，いずれか１個のスイッチ操作により原子炉トリップ信号を発することができる。

(6) 作動状況の確認

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

6.6.6　試験検査

原子炉保護設備は，原子炉の運転中に定期的に試験を行い，機能が喪失していないことを確認できる。

6.6.7　手順等

安全保護系に関して，以下の内容を含む手順を定め，適切な管理を行う。

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

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

(4) 発電所の出入管理に係る教育については，「1.1 安全設計の方針　1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止　(3) 手順等」に示す。

6.7　工学的安全施設作動設備

6.7.1　概　要

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

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

6.7.2　設計方針

(1) 工学的安全施設作動設備は，単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても，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，トレイン相互を分離し，トレイン間の独立性を図る設計とする。

(3) 工学的安全施設作動設備は，駆動源の喪失又は系の遮断に対して，最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。

(4) 工学的安全施設作動設備は，原子炉の運転中に定期的に試験を行い，機能が喪失していないことを確認できる設計とする。

(5) 工学的安全施設作動設備は，自動的に作動し，また，必要な場合には手動でも作動でき運転員の手動操作を期待するものは容易に操作可能な設計とする。

また，手動操作に必要な指示及びその操作が正しく行われたことを示す指示が，明確に表示できるようにする。

(6) 工学的安全施設作動設備は，作動状況が確認できる設計とする。

6.7.3　主要設備の仕様

工学的安全施設作動設備の主要設備の仕様を第 6.7.1 表に示す。

6.7.4　主要設備

6.7.4.1　作動信号

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

(1) 非常用炉心冷却設備作動信号

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

高圧注入系起動，低圧注入系起動，原子炉格納容器隔離，アニュラス排気ファン起動，安全補機室排気ファン起動，給水隔離，ディーゼル発電機起動，電動補助給水ポンプ起動，原子炉トリップ等。

a.　原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

加圧器圧力低と加圧器水位低との一致の“２ out of ４”信号により，１次冷却材喪失あるいは主蒸気管破断を検出して非常用炉心冷却設備作動信号を発する。この信号は，加圧器圧力がＰ－１１の設定値以下の場合には手動でブロックできる。

b.　原子炉圧力異常低

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

また，中間領域中性子束がＰ－６の設定値以下では，加圧器圧力が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. 主蒸気ライン圧力低

主蒸気ライン圧力低（各主蒸気ラインでの圧力低は“２ out of ４”信号で検出する）の“１ out of ３”信号により，主蒸気管破断を検出して，非常用炉心冷却設備作動信号を発する。

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

d. 原子炉格納容器圧力高

原子炉格納容器圧力高の“２ out of ４”信号により，１次冷却材喪失あるいは原子炉格納容器内での主蒸気管破断を検出して，非常用炉心冷却設備作動信号を発する。

e. 手　動

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

(2) 原子炉格納容器スプレイ作動信号

１次冷却系の配管破断又は原子炉格納容器内での主蒸気管破断時に，原子炉格納容器の減圧及びよう素除去の目的で，

次の場合に原子炉格納容器スプレイ作動信号を発し，原子炉格納容器スプレイ設備の起動を行う。この信号によって原子炉格納容器隔離も行う。

a.　原子炉格納容器圧力異常高

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

b.　手　動

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

(3) 主蒸気ライン隔離信号

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

a.　原子炉格納容器圧力異常高

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

b.　主蒸気ライン圧力低

主蒸気ライン圧力低（(1)の c. と同一信号）により主蒸気ライン隔離信号を発する。この信号は，加圧器圧力がＰ

－１１の設定値以下の場合には手動でブロックできる。

c.　主蒸気ライン圧力減少率高

主蒸気ライン圧力減少率高（各主蒸気ラインでの圧力減少率高は“２ out of ４”信号で検出する）の“１ out of ３”信号により，主蒸気ライン隔離信号を発する。この信号は，加圧器圧力がＰ－１１の設定値以上では自動的にブロックされる。

d.　手　動

必要な場合，手動にて主蒸気ライン隔離を行うために，中央制御盤に操作スイッチを２個設け，そのうち１個を操作すれば主蒸気ライン隔離信号を発することができる。

(4) 原子炉格納容器隔離信号

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

a.　非常用炉心冷却設備作動信号

b.　原子炉格納容器スプレイ作動信号

c.　手　動

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

6.7.4.2　監視装置

工学的安全施設作動設備の作動状況を確認するため，次のような監視装置を設ける。

(1) 警　報

工学的安全施設作動設備に必要な安全保護系のプロセス計装信号が警報設定値に達し，論理回路が作動した場合は，プラントが正常な運転状態から逸脱していることを示すため，中央制御室に警報を発する。また，多重チャンネル構成を有する工学的安全施設作動信号は，１チャンネルでも動作すれば「パーシャルトリップ」警報を発する。

(2) 表示灯

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

6.7.5　評　価

(1) 単一故障

工学的安全施設作動回路を構成する論理回路には，多重性を持たせている。すなわち，原則として“２ out of ４”で構成される論理回路は，２重トレイン構成としている。これらのトレインは，電気的，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している。

(3) 運転中試験

工学的安全施設作動回路は，運転中にも論理回路の試験がで

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

(4) 手動操作

必要な場合，手動でも工学的安全施設作動を行えるように，中央制御盤に操作スイッチを設け，以下の作動信号をそれぞれ発することができる。

a. 非常用炉心冷却設備作動信号

b. 原子炉格納容器スプレイ作動信号

c. 主蒸気ライン隔離信号

d. 原子炉格納容器隔離信号

(5) 作動状況の確認

工学的安全施設の作動状況はプロセス計装，警報及び表示灯によって確認することができる。

6.7.6 試験検査

工学的安全施設作動設備は，原子炉の運転中に定期的に試験を行い，機能が喪失していないことを確認できる。

6.8　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

6.8.1　概　要

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移行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移行するための設備として以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止，原子炉出力抑制（自動），原子炉出力抑制（手動）及びほう酸水注入）を設ける。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a.　手動による原子炉緊急停止

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

原子炉トリップスイッチは，手動による原子炉緊急停止が

できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・ 原子炉トリップスイッチ

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

b. 原子炉出力抑制（自動）

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において，安全保護系ロジック盤又は原子炉トリップ遮断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（自動））として，多様化自動作動盤（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，給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ，給水処理設備の補助給水タンク並びに１次冷却設備の蒸気発生器，加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は，発信する作動信号によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により，１次系から２次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ，減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また，多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は，補助給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自動起動させ，蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁，加圧器安全弁，主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁

の作動により１次冷却系統の過圧を防止することで，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）

・主蒸気隔離弁

・主蒸気逃がし弁

・主蒸気安全弁

・電動補助給水ポンプ

・タービン動補助給水ポンプ

・補助給水タンク

・蒸気発生器

・加圧器逃がし弁

・加圧器安全弁

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

c.　原子炉出力抑制（手動）

多様化自動作動盤（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作動しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（手動））として，主蒸気系統設備の主蒸気隔離弁，主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁，給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ，給水処理設備の補助給水タンク並びに１次冷却設備の蒸気発生器，加圧器逃がし

弁及び加圧器安全弁を使用する。

中央制御室での操作により，手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに，補助給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作動により１次冷却系統の過圧を防止できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・主蒸気隔離弁

・電動補助給水ポンプ

・タービン動補助給水ポンプ

・補助給水タンク

・蒸気発生器

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

d.　ほう酸水注入

制御棒クラスタ，原子炉トリップ遮断器又は安全保護系ロジック盤の故障等により原子炉トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として，化学体積制御設

備のほう酸ポンプ，ほう酸タンク及び充てんポンプを使用する。

ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは，緊急ほう酸注入系統を介して充てんポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・ほう酸ポンプ

・ほう酸タンク

・充てんポンプ

化学体積制御設備を構成するほう酸フィルタ及び再生熱交換器は，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他，設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに１次冷却設備の蒸気発生器，１次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用する。

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

燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは，化学体積制御系統により炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・充てんポンプ

・燃料取替用水タンク

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

ディーゼル発電機及び蒸気発生器は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし，多様性，位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備ではないことから,「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性，位置的分散等の設計方針は適用しない。ディーゼル発電機の詳細については「10.2 代替電源設備」，１次冷却設備を構成する１次冷却材ポンプ，原子炉容器及び加圧器の詳細については「5.1 １次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

6.8.2.1　多様性，位置的分散

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

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

原子炉トリップスイッチは，安全保護系計器ラックと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）を使用した原子炉出力抑制（自動）は，原子炉保護設備の作動に必要なプロセス計装と部分的に設備を共用するが，原子炉保護設備から電気的・物理的に分離することで原子炉保護設備と同時に機能喪失しない設計とする。また，多様化自動作動盤（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，主蒸気逃がし弁，主蒸気安全弁，補助給水タンク，蒸気発生器，加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は，原子炉トリップ遮断器及び安全保護系ロジック盤と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，それぞれ原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで多様性を持つ設計とする。

多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は原子炉保護設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原子炉保護設備から電気的・物理的に分離して独立した盤として設置することで位置的分散を図る設計とする。

主蒸気隔離弁，主蒸気逃がし弁，主蒸気安全弁，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，補助給水タンク，蒸気発生器，加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用した原子炉出力抑制（手動）は，原子炉補助建屋内の安全保護系ロジック盤と共通要因によって同時に機能を損なわないよう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，充てんポンプ及び燃料取替用

水タンクを使用した緊急ほう酸注入系統によるほう酸水注入は，制御棒クラスタ，原子炉トリップ遮断器及び安全保護系ロジック盤と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，それぞれ原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで多様性を持つ設計とする。

ほう酸タンク，ほう酸ポンプ，充てんポンプ及び燃料取替用水タンクは，原子炉建屋又は原子炉補助建屋内の原子炉トリップ遮断器，安全保護系ロジック盤及び原子炉格納容器内の制御棒クラスタと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

6.8.2.2　悪影響防止

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

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは,独立して信号を発信することができる設計とする。また，原子炉トリップスイッチ，制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉出力抑制（自動）に使用する多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）は，原子炉トリップ信号が原子炉保護設備より正常に発信した場合は，不必要な信号の発信を阻止できることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉出力抑制（自動），原子炉出力抑制（手動）に使用す

る主蒸気隔離弁，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，補助給水タンク，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，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ほう酸水注入に使用するほう酸ポンプ，ほう酸タンク，充てんポンプ，ほう酸フィルタ，再生熱交換器及び燃料取替用水タンクは，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.8.2.3　容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用する多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は，重大事故等時に「蒸気発生器水位低」の原子炉トリップ信号の計装誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

多様化自動作動盤（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，設計基準事故時の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弁放出流量が，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弁放出流量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

また，その後の１次冷却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，補助給水タンク，主蒸気逃がし弁，主蒸気安全弁及び蒸気発生器は，設計基準事故時の蒸気発生器２次側による冷却機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量，タンク容量，弁放出流量及び伝熱容量が，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ポンプ流量，タンク容量，弁放出流量及び伝熱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。

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

6.8.2.4　環境条件等

基本方針については，「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

原子炉トリップスイッチは，中央制御室内に設置し，重大事故等時における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，加圧器逃がし弁，加圧器安全弁，蒸気発生器及び再生熱交換器は，原子炉格納容器内に設置し，重大事故

等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。加圧器逃がし弁の操作は中央制御室で可能な設計とする。

原子炉トリップ遮断器，多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備），主蒸気安全弁，ほう酸タンク及びほう酸フィルタは，原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に設置し，重大事故等時における原子炉建屋又は原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

多様化自動作動盤は，ATWS 緩和機能に加え，同一盤内にデジタル計算機の共通要因故障対策としての回路も有しているが，ATWS 緩和機能に関する回路とは別のハードウェア回路とし，また，論理回路により単一故障による誤作動が発生しない構成とすることにより，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，ほう酸ポンプ及び充てんポンプは，原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に設置し，重大事故等時における原子炉建屋又は原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

燃料取替用水タンクは，原子炉補助建屋内に設置し，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。

補助給水タンクは，屋外に設置し，重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

6.8.2.5　操作性の確保

基本方針については，「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

主蒸気隔離弁を使用した原子炉出力抑制（自動）及び原子炉出力抑制（手動）を行う系統及び補助給水タンク，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，蒸気発生器，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，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。主蒸気隔離弁,電動補助給水ポンプ,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，中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

ほう酸ポンプ，ほう酸タンク，ほう酸フィルタ及び再生熱交換器を使用したほう酸水注入を行う緊急ほう酸注入系統は，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。ほう酸ポンプの起動及び緊急ほう酸注入系統の構成は，中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

充てんポンプ及び燃料取替用水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，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。充てんポンプは，中央制御室の操作スイッチで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・検査性について」に示す。

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

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

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

原子炉出力抑制（自動）に使用する多様化自動作動盤（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（自動）及び原子炉出力抑制（手動）に使用する主蒸気隔離弁，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，補助給水タンク，加圧器逃がし弁，主蒸気逃がし弁，加圧器安全弁，主蒸気安全弁及び蒸気発生器及びほう酸水注入に使用するほう酸ポンプ，ほう酸タンク，充てんポンプ，ほう酸フィルタ，再生熱交換器及び燃料取替用水タンクは，他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。

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，加圧器逃がし弁，主蒸気逃がし弁，加圧器安全弁，主蒸気安全弁，ほう酸ポンプ及び充てんポンプは，分解が可能な設計とする。

補助給水タンク，蒸気発生器，ほう酸タンク及び燃料取替用水タンクは，内部の確認が可能なように，マンホールを設ける設計とする。

ほう酸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。

ほう酸フィルタは，差圧確認が可能な設計とするとともに，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。

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。

再生熱交換器は，応力腐食割れ対策，伝熱管の摩耗対策により健全性が確保でき，開放が不要な設計であることから，外観の確

認が可能な設計とする。

6.9　空気圧縮設備

6.9.1　制御用空気圧縮設備

(1) 概　要

制御用空気圧縮設備は，制御用空気圧縮機，制御用空気だめ，制御用空気除湿装置，制御用空気供給配管等より構成し，原子炉建屋内，原子炉補助建屋内，タービン建屋内等に設置されている空気作動弁，制御器，計測器等に清浄で乾燥した圧縮空気を供給する。

制御用空気圧縮設備の系統構成を第 6.9.1 図に示す。

(2) 設計方針

a.　制御用空気圧縮機の電源は非常用母線から供給し，トレインを分離して多重性を持たせる。

b.　安全上重要な系統に接続する制御用空気供給配管は，２系統の供給母管より構成し，互いに分離し得る設計とする。

c.　制御用空気圧縮設備は，所内用空気圧縮設備からも圧縮空気を供給できるように設計する。

(3) 主要設備の仕様

制御用空気圧縮設備の主要設備の仕様を第 6.9.1 表に示す。

(4) 主要設備

a.　制御用空気圧縮機

制御用空気圧縮機は，清浄な圧縮空気を供給するため，無給油方式を採用する。制御用空気圧縮機は 100％容量のものを２台設置し，故障時には自動的に他へ切替え可能とする。

b.　制御用空気除湿装置

制御用空気除湿装置は，乾燥した圧縮空気を供給するため，

制御用空気だめ出口に設置する。

(5) 評　価

a.　制御用空気圧縮機の電源はトレイン分離された２つの非常用母線から供給される。

b.　安全上重要な系統への制御用空気は，分離された２系統の母管から供給される。

(6) 試験検査

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

6.9.2　所内用空気圧縮設備

(1) 概　要

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

(2) 設計方針

a.　所内用空気圧縮機は，無給油方式とする。

b.　所内用空気圧縮設備は，制御用空気圧縮設備へ圧縮空気を供給できるように設計する。

c.　所内用空気が必要な箇所には，ホース接続端を設ける。

(3) 主要設備の仕様

所内用空気圧縮設備の主要設備の仕様を第 6.9.2 表に示す。

(4) 主要設備

所内用空気圧縮設備は，清浄な圧縮空気を供給するため，無給油方式を採用する。所内用空気圧縮設備は50%容量のものを２台設置する。

(5) 評　価

a.　所内用空気圧縮設備は，清浄な圧縮空気を必要な箇所に供給できる。

b.　所内用空気圧縮設備は，制御用空気圧縮設備へ圧縮空気を供給できるよう，発生空気圧力を制御用空気と同圧とし，弁を介して制御用空気系統と連絡する。

6.10　制御室

6.10.1　通常運転時等

6.10.1.1　中央制御室

6.10.1.1.1　概　要

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

6.10.1.1.2　設計方針

中央制御室及び中央制御盤は，以下の方針を満足するように設計する。

(1) 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，外部電源喪失並びに燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物による操作雰囲気の悪化）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次冷却系

統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合，有毒ガスが運転員に及ぼす影響により，運転員の対処能力が著しく低下しないようにするとともに，運転員が過度の被ばくを受けないように考慮し，運転員その他従事者が支障なく中央制御室に入り，一定期間中央制御室内にとどまって所要の操作及び措置をとることができる設計とする。

(5) 火災その他の異常な状態により，中央制御室が使用できない場合には，中央制御室外原子炉停止装置を設け，中央制御室外の適切な場所から発電用原子炉を安全に停止できる設計とする。

(6) 中央制御室には，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

6.10.1.1.3 主要設備の仕様

中央制御室

個	数	主盤，補助盤等 1式

6.10.1.1.4 主要設備

(1) 中央制御盤

中央制御盤は，原子炉制御設備，プロセス計装設備，原子炉保護設備，工学的安全施設，タービン設備，電気設備等の計測制御装置を設けた主盤，補助盤等で構成し，プラントの通常運転,安全停止及び事故の対応に必要な操作器，

指示計，記録計，ＣＲＴ表示装置及び警報装置を設置する。

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

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，有毒ガスが運転員に及ぼす影響により，運転員の対処能力が著しく低下し，安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。そのために，「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」（平成 29 年４月５日 原規技発第 1704052 号原子力規制委員会決定）（以下「有毒ガス評価ガイド」という。）を参照し，有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては，有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から，有毒化学物質の揮発性等の性状，貯蔵量，建屋内保管，換気等の貯蔵状況等を踏まえ，敷地内及び中央制御室等から

半径 10km 以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し，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，固定源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる防液堤等は，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ことにより，運転員を防護できる設計とする。可動源に対しては，通信連絡設備による連絡，中央制御室換気空調設備の隔離，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ための防液堤等は,適切に保守点検するとともに運用管理を実施する。

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，中央制御室換気空調設備等の機能とあいまって，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される 100mSv を下回るように遮蔽を設ける。換気系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，中央制御室非常用給気フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし運転員その他従事者を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり，室内の雰囲気が悪くなった場合には，外気を中央制御室非常用給気フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。また，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障のない範囲であることを把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性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などを持った監視カメラを設置し，中央制御室で監視できる設計とする。

中央制御室は，当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び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，外部電源喪失並びに燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物による操作雰囲気の悪化）を想定しても，適切な措置を講じることにより運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作ができるものとする。

中央制御室で想定される環境条件とその措置は次のとおり。

（地震）

中央制御室及び中央制御盤は，耐震性を有する原子炉補

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

（内部火災）

中央制御室に消火器を設置するとともに，火災が発生した場合の運転員の対応を規定類に定め，運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず，容易に操作ができるものとする。

（内部溢水）

中央制御室周りには，地震時に溢水源となる機器を設けない。また，中央制御室周りの火災のための消火栓による溢水についても，運転操作に影響を与えず，容易に操作ができるものとする。

（外部電源喪失）

中央制御室における運転操作に必要な照明は，地震，風（台風），積雪，落雷，森林火災，火山の影響に伴い外部電源が喪失した場合には，ディーゼル発電機が起動することにより操作に必要な照明用電源を確保し，容易に操作ができるものとする。また，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間においても，無停電運転保安灯により運転操作に必要な照明を確保し，容易に操作ができるものとする。

（ばい煙等による中央制御室内雰囲気の悪化）

中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気の悪化を想定しても，中央制御室換気空調設備の外気取入を手動で遮断し，閉回路循環方式に切替えることにより，運転操作に影響を与えず，容易に操作ができるものとする。

中央制御室において発電用原子炉施設の外の状況を把握するための設備については，「1.1.1.4　外部からの衝撃」で選定した発電所敷地で想定される自然現象，発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがあって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち，発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象や発電所構内の状況を把握できるように，以下の設備を設置する。

a.　監視カメラ

想定される自然現象等（地震，津波，風（台風），竜巻，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，森林火災，飛来物（航空機落下等），近隣工場等の火災，船舶の衝突）の影響について，昼夜にわたり発電所構内の状況（海側，山側）を把握することができる暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

b.　気象観測設備等の設置

風（台風），竜巻，凍結，降水等による発電所構内の状況を把握するため，風向，風速，気温，降水量等を測定する気象観測設備を設置する。また，津波及び高潮に

ついては，津波監視設備として海水ピット水位計を設置する。

c.　公的機関から気象情報を入手できる設備等の設置

地震，津波，竜巻，落雷等の発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象に関する情報を入手するために，中央制御室にファックス，テレビ，ラジオ等の公的機関から気象情報を入手できる設備を設置する。

6.10.1.1.5　評　価

中央制御室には，主盤，補助盤等を設け，プラントの通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び事故時に必要な監視，制御及び操作を集中的に行うことができる。また，想定される事故発生に際して運転員が中央制御室に接近し，とどまり，事故対策操作が可能であるような不燃設計，難燃設計，遮へい設計及び換気設計としている。

想定される有毒ガスの発生において，固定源に対しては，防液堤等の設置状況を踏まえた評価条件を設定し，運転員の吸気中の有毒ガス濃度が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより，また，可動源に対しては，中央制御室換気空調設備の隔離等の対策により，運転員の対処能力が著しく低下しない。

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

また，原子炉施設間の共用によって原子炉の安全性に支障

を来さない設計としている。

6.10.1.2　中央制御室外原子炉停止装置

6.10.1.2.1　概　要

何らかの原因で中央制御室にとどまることができない場合にも原子炉を安全に停止できるように中央制御室外原子炉停止装置を設ける。

6.10.1.2.2　設計方針

(1) 中央制御室にとどまることができない場合に，中央制御室外から原子炉をトリップさせた後，高温停止状態に維持し，必要に応じて低温停止状態に導くこともできるような設計とする。

(2) 高温停止時に，操作が時間的に急を要する機器及び停止中に操作を行う頻度の高い機器の操作器は，中央制御室での操作に優先する中央制御室外原子炉停止盤から操作を行うことができる設計とする。

(3) 現場操作を必要とするものについては，非常用照明設備及び通信連絡設備を設ける。

6.10.1.2.3　主要設備の仕様

中央制御室外原子炉停止設備の主要設備の仕様を第 6.10.1 表に示す。

6.10.1.2.4　主要設備

(1) 中央制御室退避時制御盤

火災その他の異常な状態により，中央制御室が使用できない場合において，中央制御室での操作に優先して使用できる中央制御室外原子炉停止装置を設置する。中央制御室外原子炉停止装置は，発電用原子炉を停止し，高温停止状態に直ちに移行し，その後，発電用原子炉を低温停止状態に導き維持することができる。

発電用原子炉の停止は，原子炉トリップ遮断器盤室で原子炉トリップ遮断器を開くか又は現場でタービンを手動トリップすることにより行うことができる。

また，高温停止状態に直ちに移行し，その後，発電用原子炉を低温停止状態に導き維持するため，余熱除去，１次冷却材の温度制御，圧力制御，体積制御，ほう酸補給等が必要となるが，それらに必要な機器のうち原子炉の高温停止時において操作頻度が高い機器又は操作が時間的に急を要する機器の操作は，中央制御室外の適切な場所に設けた中央制御室退避時制御盤から，中央制御室での操作に優先して行えるようにするとともに，必要最小限のパラメータの監視も行えるようにする。

また，その他必要な機器の操作は現場にて行えるようにし，必要があれば適切な手順を用いて発電用原子炉を低温停止状態に導くことができるようにする。

中央制御室退避時制御盤に設置する主要操作器及び監視計器を第 6.10.1 表に示す。

(2) 照明設備

現場操作を行う場所には，非常用照明設備を設ける。

(3) 通信連絡設備

現場操作を行う主要箇所と，中央制御室外原子炉停止盤設置位置との連絡が可能なように，通信連絡設備を設ける。

6.10.1.2.5 評　価

(1) 中央制御室にとどまることができない場合には，中央制御室外から原子炉を停止し，高温停止状態を維持し，必要に応じて低温停止状態に導くことができる。

(2) 中央制御室外原子炉停止盤には，高温停止時に操作が時間的に急を要する機器及び停止中に操作を行う頻度の高い機器の操作器を設置しており，これらは中央制御室の操作に優先している。

(3) 現場操作を必要とするものについては，非常用照明設備及び通信連絡設備を設けている。

6.10.1.2.6 試験検査

中央制御室外原子炉停止装置は，定期的に試験を行うことができる。

6.10.1.3 手順等

(1) 手順に基づき，監視カメラ及び気象観測設備等により発電用原子炉施設の外の状況を把握するとともに，公的機関から気象情報を入手できる設備等により必要な情報を入手する。

(2) 手順に基づき，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中

央制御室の居住環境確認を行う。

(3) 手順に基づき，通信連絡設備による連絡，中央制御室換気空調設備の隔離，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。

中央制御室の設備の概略系統図を第 6.10.1 図から第 6.10.3 図に示す。

6.10.2.2 設計方針

(1) 居住性を確保するための設備

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として以下の重大事故等対処設備（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中央制御室換気空調設備の中央制御室非常用給気ファン，中央制御室空調ファン，中央制御室再循環ファン及び中央制御室非常用給気フィルタユニット並びに中央制御室用可搬型照明,酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。

また，代替電源として非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置を使用する。

a.　中央制御室換気空調設備及び中央制御室遮へい

重大事故等時において，中央制御室換気空調設備は，粒子用フィルタ及びよう素用フィルタを内蔵した中央制御室非常用給気フィルタユニット並びに中央制御室非常用給気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，中央制御室非常用給気フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし，運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。中央制御室遮へいは，重大事故等時に，中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員を過度の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等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，中央制御室換気空調設備及び中央制御室遮へいの機能と併せて，運転員の実効線量が７日間で100mSv を超えないようにすることにより，中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

外部との遮断が長期にわたり，室内の雰囲気が悪くなった場合には，外気を中央制御室非常用給気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。

中央制御室換気空調設備は，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非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・中央制御室遮へい

・中央制御室非常用給気ファン

・中央制御室空調ファン

・中央制御室再循環ファン

・中央制御室非常用給気フィルタユニット

・非常用ガスタービン発電機（10.2 代替電源設備）

・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）

その他，設計基準事故対処設備である中央制御室換気空調設備の中央制御室空調ユニット及び非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

b.　中央制御室の照明を確保する設備

重大事故等時において，中央制御室の照明は，中央制御室用可搬型照明により確保できる設計とする。中央制御室用可搬型照明は，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非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・中央制御室用可搬型照明

・非常用ガスタービン発電機（10.2 代替電源設備）

・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）

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

c.　中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定設備

重大事故等時において，可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度が

活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・酸素濃度計

・二酸化炭素濃度計

(2) 汚染の持ち込みを防止するための設備

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，中央制御室用可搬型照明及び非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置を使用する。

照明については，中央制御室用可搬型照明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。中央制御室用可搬型照明は，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非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・中央制御室用可搬型照明

その他，設計基準事故対処設備である非常用電源設備のデ

ィーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

(3) 放射性物質の濃度を低減するための設備

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，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。

a. 交流動力電源及び直流電源が健全である場合に用いる設備

交流動力電源及び直流電源が健全である場合に用いる重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として，アニュラス空気再循環設備のアニュラス排気ファン及びアニュラス排気フィルタユニットを使用する。

アニュラス排気ファンは，原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質等を含む気体を吸引し，アニュラス排気フィルタユニットにて放射性物質を低減して排出することにより，原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・アニュラス排気ファン

・アニュラス排気フィルタユニット

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

b.　全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に用いる設備

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に用いる重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として，アニュラス空気再循環設備のアニュラス排気ファン及びアニュラス排気フィルタユニット並びに窒素ボンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）を使用する。また，代替電源設備として非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置を使用する。

アニュラス排気ファンは，原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質等を含む気体を吸引し，アニュラス排気フィルタユニットにて放射性物質を低減して排出することにより，原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する設計とする。アニュラス排気ファンは，ディーゼル発電機に加えて，代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。また，アニュラス排気系空気作動弁は，窒素ボンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）により代替空気を供給し，非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置によりアニュラス排気系空気作動弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・アニュラス排気ファン

・アニュラス排気フィルタユニット

・窒素ボンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）

・非常用ガスタービン発電機（10.2 代替電源設備）

・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）

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。

ディーゼル発電機，中央制御室遮へい及び中央制御室換気空調設備並びに格納容器排気筒は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし，多様性，位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備ではないことから，「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性，位置的分散等の設計方針は適用しない。ディーゼル発電機については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

非常用ガスタービン発電機及び空冷式非常用発電装置については，「10.2 代替電源設備」にて記載する。

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。

中央制御室換気空調設備及びアニュラス空気再循環設備は，多重性を持ったディーゼル発電機から給電できる設計とする。

中央制御室用可搬型照明は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，中央制御室及び原子炉補助建屋内に保管

することで，使用場所の運転保安灯と位置的分散を図る設計とする。

中央制御室非常用給気ファン，中央制御室空調ファン，中央制御室再循環ファン，中央制御室用可搬型照明及びアニュラス排気ファンは，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，ディーゼル発電機に対して多様性を持った非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。電源設備の多様性，位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

6.10.2.2.2　悪影響防止

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

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮へいは，原子炉補助建屋と一体のコンクリート構造物とし，倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室非常用給気ファン，中央制御室空調ファン，中央制御室再循環ファン，中央制御室非常用給気フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の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中央制御室用可搬型照明は，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排気ファン及びアニュラス排気フィルタユニットは，交流動力電源及び直流電源が健全である場合には設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し，全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に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格納容器排気筒は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより，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弁の操作に必要な窒素ボンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）は，通常時に接続先の系統と分離すること，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　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給気ファン，中央制御室空調ファン及び中央制御室再循環ファンは，設計基準事故対処設備の中央制御室換気空調設備と兼用しており，重大事故等時に運転員の放射線被ばくを防止するために中央制御室内の換気に必要な容量に対して，十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

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給気フィルタユニットは，設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が重大事故等時に運転員を過度の放射線被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力に対して，十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

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それぞれ１個を１セットとし，１セット使用する。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１セットを加えた合計２セット(バックアップ用は緊急時対策所と兼用)を分散して保管する。

中央制御室用可搬型照明は，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２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４個使用し，１セット６個とする。保有数は，１セット６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８個を分散して保管する。

炉心の著しい損傷が発生した場合において放射性物質の濃度を低減するための設備として使用するアニュラス排気ファンは，設計基準事故対処設備のアニュラス空気再循環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排気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（アニュラス排気系空気作動弁用）は，弁全開に必要な圧力を設定圧力とし，配管容積分の加圧及び弁作動回数を考慮した容量に対して十分な容量を有したもの１セット１個を使用する。保有数は，１セット１個に故障時及び保守点検による待機除外のバックアップ用として１個を加えた合計２個を保管する。

6.10.2.2.4　環境条件等

基本方針については，「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

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。

中央制御室非常用給気ファン，中央制御室空調ファン及び中央制御室再循環ファンは，原子炉補助建屋内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。これら中央制御室換気空調設備は，中央制御室から操作可能な設計とする。

中央制御室非常用給気フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは，原子炉補助建屋内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

駆動源（空気）が喪失した場合又は直流電源が喪失した場合には，空気作動ダンパの操作は，設置場所近傍から可能な設計とする。

中央制御室用可搬型照明は，中央制御室内及び原子炉補助建屋内に保管及び設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。中央制御室並びに身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画で操作可能な設計とする。操作は設置場所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，中央制御室及び緊急時対策所内で保管し中央制御室で使用するため，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室（計測場所）で可能な設計とする。

アニュラス排気ファン，アニュラス排気フィルタユニット及び窒素ボンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）は，原子炉建屋内に設置し，炉心の著しい損傷時における環境条件を

考慮した設計とする。

アニュラス排気ファンは中央制御室で操作可能な設計とする。

窒素ボンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）の操作は設置場所で可能な設計とする。

格納容器排気筒は，屋外に設置し，炉心の著しい損傷時における環境条件を考慮した設計とする。

6.10.2.2.5　操作性の確保

基本方針については，「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

中央制御室遮へいは，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用できる設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する系統（中央制御室非常用給気ファン，中央制御室空調ファン，中央制御室再循環ファン，中央制御室非常用給気フィルタユニット及び中央制御室空調ユニット）の運転モード切替は，中央制御室換気系隔離信号による自動作動のほか，中央制御室での操作スイッチによる手動切替操作も可能な設計とし，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用できる設計とする。また，運転モード切替に使用する空気作動ダンパは，駆動源（空気）が喪失した場合，又は直流電源が喪失した場合にも一般的に使用される工具を用いて現場にて人力で開操作が可能な構造とする。

中央制御室空調ファン，中央制御室再循環ファン及び中央制御室非常用給気ファンは，中央制御室で操作が可能な設計とする。

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

中央制御室用可搬型照明は，屋内のアクセスルートを確保できる設計とする。

中央制御室用可搬型照明は専用のコネクタにより，確実に接続できる設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用する系統（アニュラス排気ファン及びアニュラス排気フィルタユニット）は，交流動力電源及び直流電源が健全である場合には設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用でき，全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にも設計基準対象施設として使用する場合の系統から切替えることなく弁操作等により重大事故等対処設備として使用できる設計とする。アニュラス排気ファンは，中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

格納容器排気筒は，炉心の著しい損傷が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用できる設計とする。

窒素ボンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）を使用した

アニュラス排気系空気作動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替えできる設計とする。窒素ボンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）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。

窒素ボンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）の取付継手は，他の窒素ボンベ（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格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）と同一形状とし，一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに，必要により窒素ボンベの交換が可能な設計とする。

窒素ボンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）は，屋内のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。

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・検査性について」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中央制御室（気密性），中央制御室非常用給気ファン，中央制御室空調ファン，中央制御室再循環ファン，中央制御室非常用給気フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは，非常用ラインにて機能・性能確認が可能な系統設計とする。

また，中央制御室非常用給気ファン，中央制御室空調ファン及び中央制御室再循環ファンは，分解が可能な設計とする。

中央制御室非常用給気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，模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。

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中央制御室用可搬型照明は，点灯させることにより機能・性能の確認ができる設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用する多重性を備えたアニュラス排気ファン及びアニュラス排気フィルタユニットは，各々独立して機能・性能確認が可能な系統設計とする。

格納容器排気筒は，外観の確認が可能な設計とする。

アニュラス排気ファンは，分解が可能な設計とする。

アニュラス排気フィルタユニットは，差圧確認が可能な設計とする。また，内部の確認が可能なように，点検口を設ける設計とする。

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

ニュラス排気系空気作動弁用）は，アニュラス排気系空気作動弁駆動用空気配管へ窒素供給することにより機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。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。