

(a-1-2) 火災防護計画

発電用原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するため、火災防護計画を策定する。火災防護計画には、計画を遂行するための体制、責任の所在、責任者の権限、体制の運営管理、必要な要員の確保及び教育訓練並びに火災防護対策を実施するために必要な手順等について定めるとともに、発電用原子炉施設の特定重大事故等対処施設については、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火の深層防護の概念に基づき、必要な火災防護対策を行うことについて定める。

外部火災については、特定重大事故等対処施設を外部火災から防護するための運用等について定める。

(a-2) 火災発生防止

(a-2-1) 火災の発生防止対策

「(3)(i)b.(b-2-1) 火災の発生防止対策」を適用する。

(a-2-2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

特定重大事故等対処施設のうち、主要な構造材、ケーブル、チャコールフィルタを除く換気設備のフィルタ、保温材及び建屋内装材は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とする。また、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものを使用する設計、又は、当該施設の機能を確保するために必要な不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものの使用が技術上困難な場合

は、当該施設における火災に起因して他の特定重大事故等対処施設、重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）及び設計基準事故対処設備において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

このうち、特定重大事故等対処施設に使用するケーブルは、原則、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とするが、放射線監視設備用ケーブルのように実証試験により延焼性などが確認できないケーブルは、難燃ケーブルと同等以上の性能を有する設計、又は当該ケーブルの火災に起因して他の特定重大事故等対処施設、重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）及び設計基準事故対処設備において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

また、通信連絡設備の専用ケーブルのように難燃ケーブルと同等以上の性能を有するケーブルの使用が技術上困難なケーブルは、当該ケーブルの火災に起因して他の特定重大事故等対処施設、重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）及び設計基準事故対処設備において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

また、建屋内の変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質を内包していないものを使用する設計とする。

(a-2-3) 落雷、地震等の自然現象による火災の発生防止

特定重大事故等対処施設は、落雷によって、火災が発生しないように、建屋等に避雷設備を設置する設計とし、地震によって火災が発生しないように、基準地震動の地震力

が作用した場合においても、十分な支持性能を持つ地盤に設置する設計とするとともに、「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の解釈」に従った耐震設計とする。

森林火災については、火災が発生しないように、防火帯等により、自然現象による火災が発生することを防止する設計とする。

竜巻（風（台風含む。））については、特定重大事故等対処施設を建屋内等に設置することにより、特定重大事故等対処施設の火災発生防止を講じる設計とする。

（a-3）火災の感知及び消火

火災の感知及び消火については、特定重大事故等対処施設に対して、火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行うための火災感知設備及び消火設備を設置する設計とする。火災感知設備及び消火設備は、地震等の自然現象によっても、火災感知及び消火の機能、性能が維持され、かつ、基準地震動による地震力に対して、機能を維持できる設計とする。また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

（a-3-1）火災感知設備

火災感知器は、環境条件や火災の性質を考慮して型式を選定し、固有の信号を発する異なる種類を組み合わせで設置する設計とする。火災感知設備は、全交流動力電源喪失

時においても火災の感知が可能なように電源確保を行い、

で常時監視できる設計とする。

(a-3-2) 消火設備

特定重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画で、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となるところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置して消火を行う設計とするとともに、固定式のガス系消火設備を設置する場合は、作動前に職員等の退出ができるよう警報を発する設計とする。

消火用水供給系は、2時間の最大放水量を確保し、飲料水系等と共用する場合は隔離弁を設置し消火を優先する設計並びに水源及び消火ポンプは多重性又は多様性を有する設計とする。また、屋内、屋外の消火範囲を考慮し消火栓を配置するとともに、移動式消火設備を配備する設計とする。

消火設備の消火剤は、想定される火災の性質に応じた十分な容量を配備し、管理区域で放出された場合に、管理区域外への流出を防止する設計とする。

消火設備は、火災等による直接的な影響、流出流体等による二次的影響を受けず、特定重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさないよう設置し、全交流動力電源喪失時の電源確保を図るとともに、に故障警報を発する設計とする。

なお、消火設備への移動及び操作を行うため、蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計とする。

枠囲みの範囲は、機密に係る事項ですので公開することはできません。

(a-4) その他

「(a-2) 火災発生防止」，「(a-3) 火災の感知及び消火」のほか，特定重大事故等対処施設のそれぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

(b) 特定重大事故等対処施設を構成する設備

(b-1) 多重性又は多様性，独立性，位置的分散，悪影響防止等

(b-1-1) 多重性又は多様性，独立性，位置的分散

特定重大事故等対処施設を構成する設備は，設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の重大事故等に対処するための機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，可能な限り，多重性又は多様性及び独立性を有し，位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

共通要因としては，環境条件，自然現象，発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（以下「外部人為事象」という。），溢水，火災及びサポート系を考慮する。

自然現象については，地震，津波，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮を考慮する。

自然現象による荷重の組合せについては，地震，津波，風（台風），積雪及び火山の影響を考慮する。

外部人為事象については，飛来物（航空機落下等），ダム の崩壊，爆発，近隣工場等の火災（石油コンビナート施

設の火災，発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災，航空機墜落による火災，発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響），有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。

については，地震，津波，火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計及び設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の重大事故等に対処するための機能と同時にその機能が損なわれることのないように，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）を設置する建屋と位置的分散が図られた設計とする。

については，地震，津波，火災及び外部からの衝撃による損傷の防止が図られた設計とする。

☐については，

を設ける設計とする。

環境条件については，原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他使用条件を考慮する。原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝

枠囲みの範囲は，機密に係る事項ですので公開することはできません。

突その他のテロリズムによる重大事故等時の環境条件における健全性については、「(b-3) 環境条件等」に記載する。

風（台風）及び竜巻のうち風荷重，凍結，降水，積雪，火山の影響及び電磁的障害に対して，特定重大事故等対処施設を構成する設備は，環境条件にて考慮し機能が損なわれることのない設計とする。

地震に対して，特定重大事故等対処施設を構成する設備は，「イ(1)敷地の面積及び形状」に基づく地盤上に設置するとともに，地震，津波及び火災に対しては，「(1)(iii)特定重大事故等対処施設の耐震設計」，「(2)(iii)特定重大事故等対処施設に対する耐津波設計」及び「(3)(i)c.(a)火災による損傷の防止」に基づく設計とする。

地震，津波，溢水及び火災に対して，特定重大事故等対処施設を構成する設備は，設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の重大事故等に対処するための機能と同時にその機能が損なわれることのないように，可能な限り設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）と位置的分散を図る。

風（台風），竜巻，落雷，地滑り，生物学的事象，森林火災，近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災，航空機墜落による火災，発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響），有毒ガス及び電磁的障害に対して，特定重大事故等対処施設を構成

する設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた

に設置する。

落雷に対して、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して、侵入防止対策により原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

高潮に対して特定重大事故等対処施設を構成する設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。

原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、「ヌ(3)(viii) a. 特定重大事故等対処施設に係る故意による大型航空機の衝突等の設計上の考慮事項」を考慮して設置する。

溢水に対しては、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）と可能な限り位置的分散を図るとともに、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない設計とする。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち飛来物（航空機落下等）については、防護設計の要否判断の基準を超えない等の理由により、ダムの崩壊、爆

枠囲みの範囲は、機密に係る事項ですので公開することはできません。

発及び石油コンビナート施設の火災については立地的要因により、船舶の衝突については敷地配置より、設計上考慮する必要はない。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、特定重大事故等対処施設を構成する設備は設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）と可能な限り異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とする。

(b-1-2) 悪影響防止

特定重大事故等対処施設を構成する設備は発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設、重大事故等対処設備及び特定重大事故等対処施設（当該の特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。））に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては、系統的な影響（電気的な影響を含む。）、設備兼用時の容量に関する影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する。

系統的な影響に対しては、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）として使用する系統構成から特定重大事故等対処施設を構成する設備としての系統構成及び系統隔離をすること、又は他の設備から独立して単独で使用可能なこと、並びに設計基準対象施設及び重大事故等対処設備

（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）として使用する場合と同じ系統構成で特定重大事故等対処施設を構成する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。

設備兼用時の容量に関する影響に対しては，特定重大事故等対処施設は，要求される機能が複数ある場合は，原則，同時に複数の機能で使用しない設計とする。

地震による影響に対しては，特定重大事故等対処施設を構成する設備は，地震により他の設備に悪影響を及ぼさないように，また，地震により火災源又は溢水源とならないように耐震設計を行う。

地震起因以外の火災による影響に対しては，特定重大事故等対処施設を構成する設備は，火災発生防止，感知及び消火による火災防護を行う。

火災防護については「(3)(i)c.(a) 火災による損傷の防止」に示す。

地震起因以外の溢水による影響に対しては，特定重大事故等対処施設を構成する設備の破損等により生じる溢水により，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

風（台風）及び竜巻による影響については，特定重大事故等対処施設を構成する設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた [redacted] [redacted] に設置することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする（「(b-3) 環境条件等」）。

枠囲みの範囲は，機密に係る事項ですので公開することはできません。

内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、これらにより特定重大事故等対処施設を構成する設備が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

特定重大事故等対処施設を構成する設備は、2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(b-2) 容量等

特定重大事故等対処施設を構成する設備は、原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に原子炉格納容器の破損を防止する目的を果たすために、事故対応手段として機能別に設計を行う。発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの7日間にわたっての原子炉格納容器の破損防止は、これらの機能の組合せにより達成する。

「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、弁放出流量、発電機容量、計装設備の計測範囲等とする。

特定重大事故等対処施設を構成する設備のうち設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の系統及び機器を使用するものについては、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準事故対処設

備又は重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の容量等の仕様と同仕様の設計とする。

特定重大事故等対処施設を構成する設備のみの系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

(b-3) 環境条件等

(b-3-1) 環境条件

特定重大事故等対処施設を構成する設備は、原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等発生時の環境条件については、原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時における温度（環境温度及び使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、電磁的障害及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。自然現象による荷重の組合せについては、地震、

津波，風（台風），積雪及び火山の影響を考慮する。

これらの環境条件のうち，原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時における環境温度，環境圧力，湿度による影響，屋外の天候による影響，原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては，特定重大事故等対処施設を構成する設備を設置する場所に応じて，以下のとおり，必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

[]の特定重大事故等対処施設を構成する設備は，原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時における [] []の環境条件を考慮した設計とする。また，地震による荷重を考慮して，機能を損なわない設計とする。操作は， []から可能な設計とする。

[]の特定重大事故等対処施設を構成する設備は，原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また，地震による荷重を考慮して，機能を損なわない設計とする。操作は， []又は設置場所で可能な設計とする。

[]の特定重大事故等対処施設を構成する設備は，原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時における []の環境条件を考慮し

枠囲みの範囲は，機密に係る事項ですので公開することはできません。

た設計とする。また、地震、風（台風）、竜巻、積雪及び火山灰による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。

電磁的障害による影響に対しては、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合においても電磁的障害によりその機能が損なわれない設計とする。

また、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。溢水に対しては、特定重大事故等対処施設を構成する設備が溢水によりその機能を喪失しないように、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。

(b-3-2) 特定重大事故等対処施設を構成する設備の設置場所

特定重大事故等対処施設を構成する設備のうち設置場所での操作及び復旧作業に期待する設備の設置場所は、原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの隔離距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を設置場所として選定した上で設置場所から操作可能又は放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）若しくは離れた

場所から遠隔で操作可能な設計とする。

その他の特定重大事故等対処施設を構成する設備は、放射線の影響を受けない[]から操作可能な設計とする。

(b-4) 操作性及び試験・検査性

(b-4-1) 操作性の確保

(b-4-1-1) 操作の確実性

特定重大事故等対処施設を構成する設備は、原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時の環境条件に対し、操作が可能な設計とする（「(b-3) 環境条件等」）。操作するすべての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作台を近傍に配置できる設計とする。また、防護具、照明等は原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。

現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、操作場所の近傍に保管できる設計とする。

現場で操作を行う弁は、手動操作又は専用工具による操作が可能な設計とする。また、その他の操作を必要と

枠囲みの範囲は、機密に係る事項ですので公開することはできません。

する機器、弁の操作は、

での操作が可能な設計とする。

の操作器は特定重大事故等対処施設を操作するために必要な要員の操作性を考慮した設計とし、確実な操作が可能な設計とする。

(b-4-1-2) 系統の切替性

特定重大事故等対処施設を構成する設備のうち、本来の用途以外の用途として原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切替操作可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

(b-4-2) 試験・検査性

特定重大事故等対処施設を構成する設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる設計とする。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする設計とする。

試験及び検査は、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検を実施できる設計とする。

枠囲みの範囲は、機密に係る事項ですので公開することはできません。

機能・性能の確認においては、所要の系統機能を確認する設備について、原則、系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。系統試験においては、試験又は検査ができるテストライン等の設備を設置又は必要に応じて準備する。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するため個別に確認を実施するものは、特性及び機能・性能確認が可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中に待機状態にある特定重大事故等対処施設を構成する設備は、試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。また、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）と多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

(c) 特定重大事故等対処施設を構成する設備の機能

原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによって、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止する機能が喪失した場合に、原

子炉格納容器の破損による発電用原子炉施設外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため以下の(c-1)～(c-8)の機能を有する特定重大事故等対処施設を構成する設備を設置する。

(c-1) 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能

(c-2) 炉内の熔融炉心の冷却機能

(c-3) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能

(c-4) 原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能

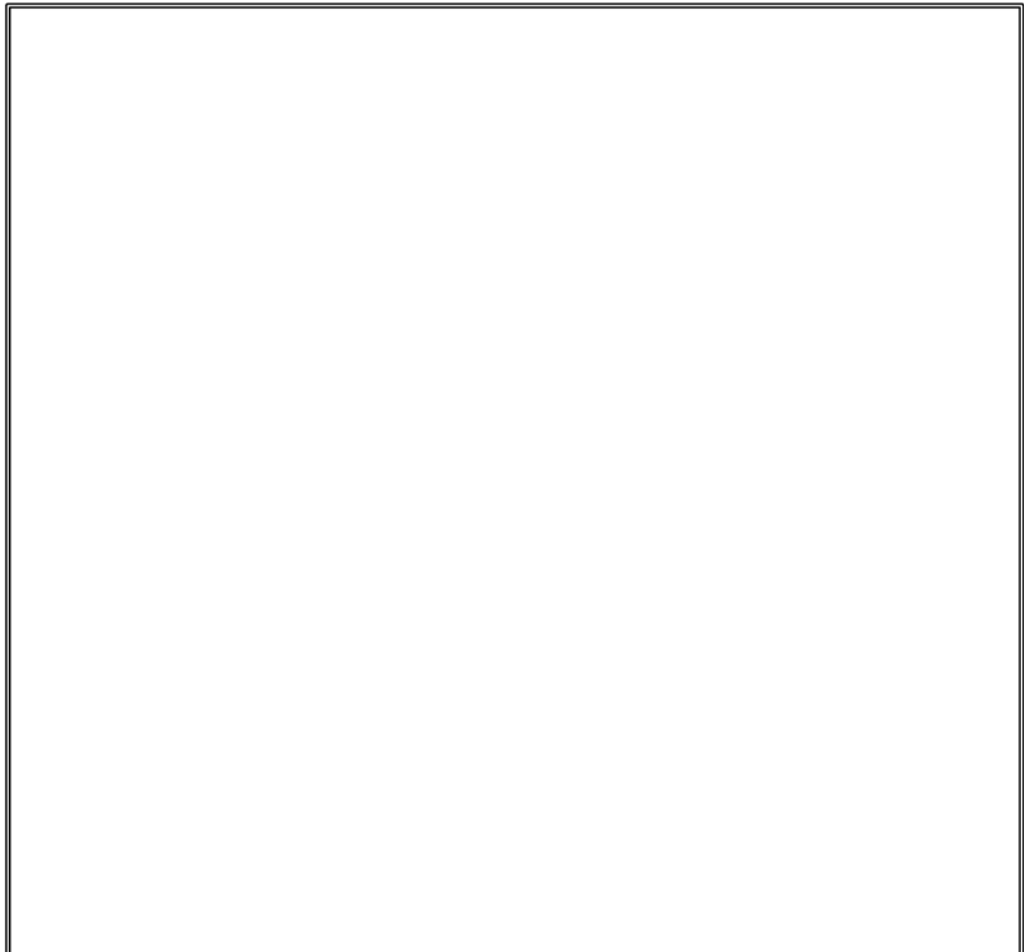
(c-5) 原子炉格納容器の過圧破損防止機能

(c-6) 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

(c-7) サポート機能（電源設備，計装設備，通信連絡設備）

(c-8) 上記設備の関連機能（減圧弁，配管等）

また，(c-1)～(c-8)の機能を制御する緊急時制御室を設ける。



枠囲みの範囲は，機密に係る事項ですので公開することはできません。



ハ 原子炉本体の構造及び設備

原子炉本体は、燃料体、減速材、反射材、制御材、炉内構造物及び原子炉容器から構成する。

原子炉容器の外側には、放射線遮へい壁を設ける。

(1) 発電用原子炉の炉心

(i) 構造

- a. 炉心は、多数の燃料集合体をはば円柱状に配列して構成し、クラスタ状の制御棒を、燃料集合体内の制御棒案内シンブルに挿入する。燃料集合体を下部炉心板の上に配列し、その荷重を下部炉心支持板及び炉心槽により原子炉容器のフランジで支持する。

1次冷却材であり、また、減速材、反射材でもある軽水は、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器に入り、炉心槽の外側を下方向に流れ、方向を変えて炉心の真下から上方向に炉心内を通り抜け、原子炉容器出口ノズルから出る。

- b. 燃料の取替えは炉心の過剰増倍率の低下に応じて行う。

c. 主要寸法

炉心等価直径	約 3.0m
炉心有効高さ	約 3.7m

(ii) 燃料体の最大挿入量

燃料集合体の体数	157
----------	-----

(うち、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の体数最大40)

炉心全ウラン量	約 74t
炉心全ウラン・プルトニウム量	約 74t

(iii) 主要な核的制限値

原子炉を安全かつ安定に制御することを目的として、次のような核的制限値を設定する。なお、原子炉は、高温状態以外で臨界としない設計とする。

a. 反応度停止余裕

最大反応度価値を有する制御棒クラスタ 1 本が、全引き抜き位置のまま挿入できない場合でも、以下に示す反応度停止余裕を持つ設計とする。

高温停止状態 $0.018 \Delta k/k$

低温停止状態 $0.010 \Delta k/k$

b. 制御棒クラスタによる最大反応度添加率

制御棒クラスタによる最大反応度添加率は、制御棒クラスタが引き抜き手順上可能な最大速度で引き抜かれても、 $0.00086 (\Delta k/k)/s$ 以下とする。

c. 制御棒クラスタの最大反応度価値

制御棒クラスタの最大反応度価値は、制御棒クラスタが挿入限界位置から飛び出した場合、炉心の状態に応じ、次の値以下とする。

高温全出力時 $0.0015 \Delta k/k$

高温零出力時 $0.010 \Delta k/k$

d. 減速材温度係数及びドップラ係数

減速材温度係数は、高温出力運転状態では負になるように設計する。また、ドップラ係数は負になるように設計する。

(iv) 主要な熱的制限値

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、安全保護系の作動等とあいまって、被覆材の焼損を起こさず、燃料中心温度をその熔融点未満とするため、次のような通常運転時の熱的制限値を設定す

る。

- a. 最小限界熱流束比（最小DNBR） 2.36
- b. 燃料棒最大線出力密度 41.1kW/m

(2)燃料体

(i)燃料材の種類

a. ウラン燃料

二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む。）

ウラン 235 濃縮度

初装荷燃料	第 1 領域	約 2.0wt%
	第 2 領域	約 3.5wt%
	第 3 領域	約 4.1wt%

取替燃料 約 4.8wt%以下

ガドリニア入り燃料については、
濃縮度約 3.2wt%以下，ガドリニア濃度約 10wt%以下

ただし， 第 4～第 11 領域 約 4.1wt%～約 3.6wt%

ガドリニア入り燃料については、
濃縮度約 2.6wt%～約 2.1wt%，
ガドリニア濃度約 6wt%

ペレットの初期密度 理論密度の約 97%

ガドリニア入り燃料については、
理論密度の約 96%

ただし、初装荷燃料及び取替燃料のうち第 4～第 11 領域燃料
は理論密度の約 95%

b. ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット

プルトニウム含有率

取替燃料 集合体平均	約 4.1wt%濃縮ウラン 相当 ^(*) 以下 (約 11wt%以下)
ペレット最大	13wt%以下

核分裂性プルトニウム富化度

取替燃料 ペレット最大	8 wt%以下
-------------	---------

$$\left[\begin{array}{l} \text{プルトニウム含有率} = \frac{\text{全 P u}}{\text{全 P u} + \text{全 U}} \times 100\text{wt}\% \\ \text{核分裂性} \\ \text{プルトニウム富化度} = \frac{{}^{239}\text{P u} + {}^{241}\text{P u}}{\text{全 P u} + \text{全 U}} \times 100\text{wt}\% \\ \text{ただし, 全 P u には } {}^{241}\text{P u} \text{ から} \\ \text{壊変して生じる } {}^{241}\text{A m} \text{ を含む} \end{array} \right]$$

プルトニウム組成比	原子炉級
ウラン 235 濃度	約 0.2wt%～約 0.4wt%
ペレットの初期密度	理論密度の約 95%

(*) プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。

原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約 68wt%, プルトニウムと混合するウラン母材のウラン 235 濃度が約 0.2wt%の場合には, 燃料集合体平均プルトニウム含有率は約 9 wt%となる。

(ii) 燃料被覆材の種類

a. ウラン燃料

- ・ジルカロイ－4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金

- ・ジルコニウム－ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金

ただし、初装荷燃料及び取替燃料のうち第4～第11領域燃料はジルカロイ－4

b. ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料
ジルカロイ－4

(iii)燃料要素の構造

a. 構造

燃料要素（燃料棒）は、円筒形被覆管に二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む。）又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットを挿入し、両端を密封した構造であり、ヘリウムが加圧充てんされている。

b. 主要寸法

燃料棒外径	約 9.5mm
被覆管厚さ	約 0.6mm
燃料棒有効長さ	約 3.7m

(iv)燃料集合体の構造

a. 構造

燃料集合体は、燃料棒、制御棒案内シンブル及び炉内計装用案内シンブルを支持格子により17行17列の一定ピッチの正方形に配列し、制御棒案内シンブルの上端に上部ノズル、下端に下部ノズルを取り付け、下部ノズルでその荷重を支持する構造とする。

燃料集合体は、原子炉の使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計とする。また、燃料集合

体は輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計とする。

b. 主要仕様

燃料集合体における燃料棒配列	17×17
燃料棒ピッチ	約 13mm
燃料集合体当たりの燃料棒本数	264
燃料集合体当たりの制御棒案内シンプル本数	24
燃料集合体当たりの炉内計装用案内シンプル本数	1

(v) 最高燃焼度

燃料集合体最高燃焼度

ウラン燃料	55,000MWd/t
-------	-------------

ただし、初装荷燃料及び取替燃料のうち第4～第11領域燃料
は 48,000MWd/t

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	45,000MWd/t
-------------------	-------------

(3) 減速材及び反射材の種類

軽 水

(4) 原子炉容器

(i) 構 造

a. 原子炉容器は、円筒形の胴部に半球形の底部を付した鋼製容器に、
半球形の鋼製ふたをボルト締めする構造である。

また、供用期間中、計画的にその健全性に関する検査を行えるよ
うな構造とする。

b. 主要寸法

内 径	約 4.0m
全高（内のり）	約 12m
最小肉厚	約 130 mm

c. 材 料

母 材

低合金鋼

(JIS G3120 及び JIS G3204 相当品)

肉 盛 り

ステンレス鋼

d. 主要ノズル取付位置

原子炉容器入口ノズル

胴上部

3箇所

原子炉容器出口ノズル

胴上部

3箇所

e. 支持方法

原子炉容器入口及び出口ノズル下部に取り付けた支持金具により、原子炉容器周囲の内部コンクリート壁に支持する。

f. 非延性破壊に対する考慮

原子炉容器は、非延性破壊防止の観点から通商産業省令等に基づき破壊じん性を確認し、適切な温度で使用する。また、中性子照射による破壊じん性の変化を監視するため、原子炉容器内に監視試験片を挿入する。

(ii) 最高使用圧力及び最高使用温度

圧 力

175kg/cm² G

温 度

343℃

(5) 放射線遮蔽体の構造

主要な放射線遮へい体は、原子炉容器周囲の内部コンクリート壁及び原子炉格納容器周囲の外周コンクリート壁である。

(6) その他の主要な事項

な し

ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

(1) 核燃料物質取扱設備の構造

核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は、燃料取替クレーン、使用済燃料ピットクレーン（1号、2号及び3号炉共用）、燃料取扱棟クレーン（1号、2号及び3号炉共用）、燃料移送装置等で構成する。

ウラン新燃料は、燃料取扱設備により、燃料取扱棟内において、ウラン新燃料の輸送容器から新燃料貯蔵設備又は使用済燃料貯蔵設備に移し、原子炉格納容器内に搬入する。ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、燃料取扱設備により、燃料取扱棟内において、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の輸送容器から使用済燃料貯蔵設備に移し、原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替は、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で行う。

使用済燃料は、遮へいに必要な水深を確保した状態で、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で燃料取扱棟内に移送し、同棟内の使用済燃料貯蔵設備（1号、2号及び3号炉共用）のほう酸水中に貯蔵する。

燃料取扱設備は、燃料取扱時において燃料が臨界に達することのない設計とするとともに、燃料集合体の落下を防止する設計とする。

(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(i) 新燃料貯蔵設備

a. 構造

新燃料貯蔵設備は、ウラン新燃料を新燃料ラックに挿入して貯蔵するものであり、燃料取扱棟内に設置する。

新燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約 100%相当分

(ii) 使用済燃料貯蔵設備

a. 構造

使用済燃料貯蔵設備（1号，2号及び3号炉共用）は，使用済燃料及び新燃料をほう酸水中の使用済燃料ラックに挿入して貯蔵する鉄筋コンクリート造，ステンレス鋼内張りの水槽（使用済燃料ピット）であり，燃料取扱棟内に設ける。

使用済燃料ピットは，燃料体等の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに，使用済燃料ピット水位，水温及び使用済燃料ピット水の漏えい並びに燃料取扱棟内の放射線量率を監視する設備を設け，さらに，万一漏えいを生じた場合には，ほう酸水を補給できる設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は，想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は，燃料体等の取扱中に想定される落下時にも著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷を避けるよう設計する。

使用済燃料ピットは，使用済燃料ピットの冷却機能喪失，使用済燃料ピットの注水機能喪失，使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において，燃料の貯蔵機能を確保できる設計とする。

また，使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいにより使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に，スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置によって，臨界を防止する

ことができる設計とする。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約 1,150%相当分（1号，2号及び3号炉共用）

(iii) 使用済燃料乾式貯蔵施設

a. 構造

使用済燃料乾式貯蔵施設は，使用済燃料乾式貯蔵容器，周辺施設である使用済燃料乾式貯蔵建屋（1号，2号及び3号炉共用）等からなる。

使用済燃料乾式貯蔵容器は，使用済燃料の収納後にその内部を乾燥させ，使用済燃料を不活性ガスとともに封入する金属製の容器であり，容器本体，蓋部（二重），バスケット等で構成する。使用済燃料乾式貯蔵容器は，貯蔵架台を用いて基礎ボルトで基礎に固定する。

使用済燃料乾式貯蔵建屋は，使用済燃料乾式貯蔵容器を貯蔵し，自然冷却のための給排気口を設けた鉄筋コンクリート造の建屋である。

使用済燃料乾式貯蔵施設は，使用済燃料乾式貯蔵容器に収納した使用済燃料の崩壊熱を自然冷却によって外部に放出できる設計とするとともに，使用済燃料から放出される放射線をガンマ線遮蔽材及び中性子遮蔽材により十分に遮蔽することができる設計とする。また，使用済燃料乾式貯蔵容器は，適切に放射性物質を閉じ込めることができ，閉じ込め機能を監視できる設計とするとともに，使用済燃料乾式貯蔵容器内の燃料位置等について想定される最も厳しい状態を仮定しても臨界に達するおそれのない設計とする。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約 760%相当分（1号、2号及び3号炉共用）

(3)核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(i)使用済燃料ピット水浄化冷却設備

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時（以下「通常運転時等」という。）において、使用済燃料ピットには、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料からの崩壊熱の除去並びに使用済燃料ピット水の浄化を行うため、ポンプ、冷却器等で構成する使用済燃料ピット水浄化冷却設備（1号、2号及び3号炉共用）を設け、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱の除去を行うために十分な冷却能力を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

a. 使用済燃料ピットポンプ（1号、2号及び3号炉共用）

台数	2
容量	約 550m ³ /h（1台当たり）

b. 使用済燃料ピット冷却器（1号、2号及び3号炉共用）

型式	横置U字管式
基数	2
伝熱容量	約 4.1MW（1基当たり）
型式	プレート式
基数	1
伝熱容量	約 7.6MW

(ii)使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済

燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止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。使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，及び臨界を防止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。

a．使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

(a) 使用済燃料ピットへの注水

(a-1) 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち，使用済燃料ピット内燃料体等を冷却し，使用済燃料ピットに接続する配管が破損しても，放射線の遮蔽が維持される水位を確保するための設備として以下の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）を設ける。

使用済燃料ピットに接続する配管の破損については，使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は，遮蔽に必要な水位以下に水位が低下することを防止するため，入口配管上端部にサイホンブレーカを設ける設計とする。使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は，遮蔽に必要な水位を維持できるように，それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

冷却及び水位確保により使用済燃料ピットの機能を維持し，純水冠水状態で臨界を防止できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ若しくは使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失、燃料取替用水タンクポンプ若しくは燃料取替用水タンクの故障等及び1次系純水サービスポンプ若しくは2次系純水タンクの故障等により使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管の破損等により使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）として、海又は代替淡水源を水源とする中型ポンプ車により、使用済燃料ピットへ注水する設計とする。

b. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

(a) 使用済燃料ピットへのスプレー

(a-1) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレー

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料ピット全面にスプレーすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）を設ける。

また、スプレーや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置によって、臨界を防止すること

ができる設計とする。

可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）として、小型放水砲を可搬型ホースにより海又は代替淡水源を水源とする中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と接続し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

(b) 燃料取扱棟への放水

(b-1) 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車を用いた大型放水砲による燃料取扱棟への放水

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和するとともに、燃料損傷時に燃料取扱棟に大量の水を放水することによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の放水設備（燃料取扱棟への放水）を設ける。

放水設備（燃料取扱棟への放水）として、大型放水砲を可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車（以下「大型ポンプ車等」という。）と接続し、燃料取扱棟に大量の水を放水することによって、一部の水を使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

c. 重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時に用いる設備

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、重大事故等時に使用済燃料ピットに係る監視に必要な設備として計測設備（使用済燃料ピットの監視）を設ける。

(a) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視

使用済燃料ピット水位 (AM)、使用済燃料ピット温度 (AM) の計測装置は、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。

使用済燃料ピットに係る重大事故等時の使用済燃料ピットの状態を監視カメラにより監視できる設計とする。

これらの設備は、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。

(b) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

使用済燃料ピット広域水位 (AM) の計測装置及び可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、使用済燃料ピットの水位及び上部の空間線量率について、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

これらの設備は、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。

可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、可搬型代替モニタ及び可搬型モニタの放射線計測器部並びに可搬型放射線計測器のうち放射線量を測定する計測器と予備を兼用できる設計とする。

可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、取付けを想定する複数の場所の線量率と使用済燃料ピット区域の空間線量率の相関（減衰率）をあらかじめ評価しておくことで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。

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、
「ヌ(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

使用済燃料ピット水位 (AM)

個	数	2
---	---	---

使用済燃料ピット温度 (AM)

個	数	2
---	---	---

使用済燃料ピット監視カメラ

個	数	1
---	---	---

種	類	赤外線カメラ（冷却機能付）
---	---	---------------

[可搬型重大事故等対処設備]

中型ポンプ車

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」，「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」，「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」，「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用）

台	数	6（予備1）
---	---	--------

容	量	約 210m ³ /h
---	---	------------------------

揚	程	約 100m
---	---	--------

加圧ポンプ車

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」，「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」及び「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用）

台	数	2（予備 1）
容	量	約 150m ³ /h
揚	程	約 150m

小型放水砲

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用）

台	数	2（予備 1）
---	---	---------

大型ポンプ車

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用）

台	数	1 ※ 1
容	量	約 1,320m ³ /h
揚	程	約 140m

大型ポンプ車（泡混合機能付）

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用）

台	数	1 ※ 1
容	量	約 1,320m ³ /h

揚 程 約 140m

※ 1 : 保有台数を示す。大型ポンプ車と大型ポンプ車（泡混合機能付）を組合わせて台数は 1 台（予備 1 台）とする。

大型放水砲

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用）

型 式	移動式ノズル
台 数	1（予備 1）

使用済燃料ピット広域水位（AM）

個 数	2（予備 1）
-----	---------

可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「放射線監視設備」と兼用）

個 数	2（予備 1 ※ 2）
-----	-------------

※ 2 可搬型代替モニタ，可搬型モニタ及び可搬型放射線計測器と一部兼用

ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

(1) 一次冷却材設備

(i) 冷却材の種類

軽 水（ほう素含有）

(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

一次冷却材設備（1次冷却設備）は、3つの閉回路からなり、それぞれの回路には、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ及び1次冷却材管を有する。1次冷却材は発電用原子炉で加熱された後、蒸気発生器において2次冷却材と熱交換を行い、1次冷却材ポンプにより発電用原子炉に還流する。また、3回路のうち1回路には1次冷却材圧力を制御するための加圧器を設ける。

1次冷却設備は関連設備とあいまって、通常運転時等において、炉心からの発生熱を除去できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリは、原子炉容器、1次冷却設備及びそれに接続される配管等から構成され、通常運転時等において原子炉停止系統の作動等とあいまって、想定される圧力及び温度変化に対し十分に耐え、その健全性を確保する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管系には適切に隔離弁を設ける設計とし、また、1次冷却材の漏えいを早期に検出するため、漏えい監視設備を設ける。

なお、1次冷却材ポンプは電源喪失の際にも、1次冷却材流量の急速な減少を防ぎ、熱除去能力が急速に失われるのを防止できる設計とする。

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、設計基準事故対処設備の一部を重大事故等時に

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。

a. 蒸気発生器

(「一次冷却材設備」，「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」
 及び「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」と兼用)

型 式	たて置U字管式熱交換器型		
基 数	3		
蒸気発生量	約 1,700t/h（1基当たり） （定格出力時）		
寸 法			
外 径	胴上部	約 4.5m	
	胴下部	約 3.4m	
全 高	約 21m		
伝熱管内径	約 20mm		
材 料			
本 体	低合金鋼及び低合金鍛鋼		
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金		

b. 1次冷却材ポンプ

型 式	たて置斜流型
台 数	3

容 量	約 20,100m ³ /h (1 台当たり)
-----	------------------------------------

c. 1 次冷却材管

内 径	
-----	--

低 温 側	約 0.70m
-------	---------

高 温 側	約 0.74m
-------	---------

蒸気発生器～ポンプ間	約 0.79m
------------	---------

材 料	ステンレス 鋳鋼
-----	----------

d. 加圧器

型 式	たて置円筒上下半球鏡容器型
-----	---------------

基 数	1
-----	---

圧力制御方式	ヒータ，スプレー及び逃がし弁
--------	----------------

材 料	
-----	--

母 材	低合金鋼
-----	------

肉 盛 り	ステンレス鋼
-------	--------

安 全 弁	
-------	--

(「一次冷却材設備」及び「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」と兼用)

型 式	ばね式
-----	-----

個 数	3
-----	---

容 量	約 160t/h (1 個当たり)
-----	-------------------

吹出し場所	加圧器逃がしタンク
-------	-----------

逃がし弁

(「一次冷却材設備」，「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」及び「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」と兼用)

型 式	空気作動式
個 数	2
容 量	約 95t/h (1 個当たり)
吹出し場所	加圧器逃がしタンク

e. 漏えい監視設備

漏えい監視設備	一式
---------	----

(iii) 冷却材の温度及び圧力

原子炉容器出口における温度 約 321℃ (定格出力時)

原子炉容器入口における圧力 約 157kg/cm² G (定格出力時)

(2) 二次冷却設備

(i) 冷却材の種類

軽 水

(ii) 主要な機器の個数及び構造

二次冷却設備 (2 次冷却設備) は、蒸気発生器を介して 1 次冷却材と熱交換を行い発生蒸気によって蒸気タービンを駆動する閉回路である。

a. 主蒸気管

内 径	約 0.70m
材 料	炭素鋼

b. 蒸気タービン

型 式	再熱再生復水式
個 数	1
定格蒸気流量	約 5,100t/h

出	力	890,000kW
---	---	-----------

c. 主蒸気ダンプ弁

型	式	空気作動式
---	---	-------

個	数	8
---	---	---

容	量	約 260t/h (1 個当たり)
---	---	-------------------

d. 主蒸気安全弁

(「二次冷却設備」及び「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」と兼用)

型	式	ばね式
---	---	-----

個	数	15
---	---	----

容	量	約 370t/h (1 個当たり)
---	---	-------------------

e. 主蒸気逃がし弁

(「二次冷却設備」, 「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」及び「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」と兼用)

型	式	空気作動式
---	---	-------

個	数	3
---	---	---

容	量	約 182t/h (1 個当たり)
---	---	-------------------

f. 主蒸気隔離弁

(「二次冷却設備」及び「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」と兼用)

型 式	スウィングディスク式
個 数	3

g. 主給水ポンプ

(a) タービン動主給水ポンプ

台 数	2
容 量	約 3,300m ³ /h (1 台当たり)

(b) 電動主給水ポンプ

台 数	1
容 量	約 3,300m ³ /h

h. 補助給水ポンプ

(a) タービン動補助給水ポンプ

(「二次冷却設備」, 「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」と兼用)

台 数	1
容 量	約 210m ³ /h

(b) 電動補助給水ポンプ

(「二次冷却設備」, 「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリ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」及

び「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」と兼用)

台	数	2
容	量	約 90m ³ /h (1 台当たり)

i. 補助給水タンク

(「二次冷却設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」, 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」, 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」, 「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」, 「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」及び「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」と兼用)

基	数	1
容	量	約 740m ³

j. 復水器

基	数	2
---	---	---

(3) 非常用冷却設備

(i) 冷却材の種類

軽 水 (ほう素含有)

(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

a. 非常用炉心冷却設備

非常用炉心冷却設備は、工学的安全施設の一設備で、蓄圧注入

系，高圧注入系及び低圧注入系から構成する。1次冷却材喪失事故等の設計基準事故が起こったときは，直ちに蓄圧タンク及び燃料取替用水タンクのほう酸水を各1次冷却材管を経て発電用原子炉に注入し炉心の冷却を行う。また，燃料取替用水タンクの貯留水がなくなる前に，格納容器再循環サンプにたまったほう酸水を再循環させる。

(a) 高圧注入系

(a-1) 高圧注入ポンプ

（「高圧注入系」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用）

台	数	2
容	量	約 280m ³ /h（1台当たり）
揚	程	約 950m

(a-2) 燃料取替用水タンク

（「高圧注入系」，「低圧注入系」，「原子炉格納容器スプレー設備」，「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」及び「火災防護設備」と兼用)

基 数	1
容 量	約 1,900m ³
ほう素濃度	3,400ppm 以上 { ウラン・プルトニウム混合酸化 物燃料が装荷されるまでのサイ クル
	4,400ppm 以上 { ウラン・プルトニウム混合酸化 物燃料が装荷されたサイクル以 降

(b) 低圧注入系

(b-1) 余熱除去ポンプ

(「低圧注入系」，「余熱除去設備」，「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」及び「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」と兼用)

台 数	2
容 量	約 852m ³ /h (1 台当たり)
揚 程	約 73m

(b-2) 燃料取替用水タンク (ホ(3)(ii)a.(a)他と兼用)

基 数	1
容 量	約 1,900m ³

(c) 蓄圧注入系

蓄圧タンク

(「蓄圧注入系」及び「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」と兼用)

基 数	3
容 量	約 41m ³ (1基当たり)
加圧ガス圧力	約 4.4MPa[gage]

b. 重大事故等対処設備

(a) 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が高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

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のうち、炉心を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系統のフィードアンドブリード、タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）、電動補助給水ポンプの機能回復及び主蒸気逃がし弁の機能回復（人力））を設ける。

(a-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(a-1-1) 1次冷却系統のフィードアンドブリード

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、補

助給水タンク又は主蒸気逃がし弁の故障等により 2 次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1 次冷却システムのフィードアンドブリード）として、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、炉心へのほう酸水の注入を行い、加圧器逃がし弁を開操作することでフィードアンドブリードができる設計とする。また、蓄圧タンクはフィードアンドブリード中に 1 次冷却材との圧力差によりほう酸水を炉心へ注入できる設計、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器はフィードアンドブリード後に原子炉を低温停止状態とできる設計とする。

（a-2）サポート系故障時に用いる設備

（a-2-1）タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）

全交流動力電源及び常設直流電源システムが喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力））として、補助給水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いた蒸気加減弁の操作、専用の注油器によるタービン動補助給水ポンプ軸受への油供給及び人力による蒸気入口弁の操作により機能を回復し、2 次冷却系からの除熱によって、1 次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる設計とする。これらの人力による措置は容易に行える設計とする。また、タービン動補助給水ポンプは、1 次冷却システムの減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれるよう冷却を継続できる設計とする。

（a-2-2）電動補助給水ポンプの機能回復

全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（電動補助給水ポンプの機能回復）として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より給電することで機能を回復し、２次冷却系からの除熱によって、１次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とする。また、電動補助給水ポンプは、１次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれるよう冷却を継続できる設計とする。

（a-2-3）主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復（人力））として、主蒸気逃がし弁は、機能回復のため現場において人力で操作し、２次冷却系からの除熱によって、１次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、１次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれるよう冷却を継続できる設計とする。

（a-3）監視及び制御に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として、加圧器水位は１次冷却材の保有水量を、蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器狭域水位は２次冷却材の保有水量を監視又は推定でき、蒸気発生器広域水位、蒸気発生器狭域水位、補助給水ライン流量及び補助給水タンク水位

は蒸気発生器へ注水するための補助給水ポンプの作動状況を確認できる設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

高圧注入ポンプ (ホ(3)(ii)a.(a)他と兼用)

台数	2
容量	約 280m ³ /h (1 台当たり)
揚程	約 950m

燃料取替用水タンク (ホ(3)(ii)a.(a)他と兼用)

基数	1
容量	約 1,900m ³

加圧器逃がし弁 (ホ(1)他と兼用)

型式	空気作動式
個数	2

蓄圧タンク (ホ(3)(ii)a.(c)と兼用)

基数	3
容量	約 41m ³ (1 基当たり)

余熱除去ポンプ (ホ(3)(ii)a.(b)他と兼用)

台数	2
容量	約 681m ³ /h (1 台当たり) (余熱除去運転時) 約 852m ³ /h (1 台当たり) (安全注入時及び再循環運転時)
揚程	約 82m (余熱除去運転時) 約 73m (安全注入時及び再循環運転時)

余熱除去冷却器

(「低圧注入系」，「余熱除去設備」，「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」及び「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」と兼用)

基	数	2
---	---	---

タービン動補助給水ポンプ (ホ(2)他と兼用)

台	数	1
---	---	---

容	量	約 210m ³ /h
---	---	------------------------

補助給水タンク (ホ(2)他と兼用)

基	数	1
---	---	---

容	量	約 740m ³
---	---	---------------------

主蒸気逃がし弁 (ホ(2)他と兼用)

型	式	空気作動式
---	---	-------

個	数	3
---	---	---

容	量	約 182t/h (1 個当たり)
---	---	-------------------

蒸気発生器 (ホ(1)他と兼用)

型	式	たて置U字管式熱交換器型
---	---	--------------

基	数	3
---	---	---

タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁

(「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」及び「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」と兼用)

型	式	電気(直流)作動式
---	---	-----------

個	数	2
---	---	---

(b) 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が高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧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。

(b-1) フロントライン系故障時に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、1次冷却系統の減圧のための設備及び1次冷却系統の減圧と併せて原子炉を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系統のフィードアンドブリード）を設ける。また、2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧のための設備として以下の重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱）を設ける。

(b-1-1) 1次冷却系統のフィードアンドブリード

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク又は主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次冷却系統のフィードアンドブリード）として、加圧器逃がし弁を開操作することにより1次冷却系統を減圧できる設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、炉心へほう酸水を注入することで1次冷却系統をフィードアンドブリードできる設計とする。

(b-1-2) 2次冷却系からの除熱（注水）

加圧器逃がし弁の故障により 1 次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（2 次冷却系からの除熱（注水））として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで 2 次冷却系からの除熱により 1 次冷却系統を減圧できる設計とする。

(b-1-3) 2 次冷却系からの除熱（蒸気放出）

加圧器逃がし弁の故障により 1 次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（2 次冷却系からの除熱（蒸気放出））として、主蒸気逃がし弁を開操作することで 2 次冷却系からの除熱により 1 次冷却系統を減圧できる設計とする。

(b-2) サポート系故障時に用いる設備

(b-2-1) タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、タービン動補助給水ポンプの機能回復のための設備として以下の重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力））を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力））として、タービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作、専用の注油器による軸受油供給及び人力によるタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の操作により機能を回復できる設計とする。

(b-2-2) 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし弁の機能回復のための設備で可搬型コンプレッサー又は窒素ポンベ等と同等以上の効果を有する措置として以下の重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復（人力））を設ける。

常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復（人力））として、主蒸気逃がし弁は、人力操作により、現場における可搬型コンプレッサー又は窒素ポンベ等の接続と同等以上の作業の迅速性を有する設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性及び空気作動に対する多様性を有する設計とする。

(b-2-3) 加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、常設直流電源系統喪失時に駆動用空気が喪失した場合を想定した加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として以下の可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給））を設ける。

常設直流電源系統が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給））として、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、かつ、加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電）により、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させるこ

とで 1 次冷却系統を減圧できる設計とする。

(b-2-4) 加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電）

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、常設直流電源系統が喪失した場合を想定した加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として以下の可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電））を設ける。

常設直流電源系統が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電））として、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池は、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、かつ、加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）により、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで 1 次冷却系統を減圧できる設計とする。

(b-3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱の防止に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（加圧器逃がし弁による 1 次冷却系統の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（加圧器逃がし弁による 1 次冷却系統の減圧）として、加圧器逃がし弁を使用する。

(b-4) 蒸気発生器伝熱管破損発生時に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、蒸気発生器伝熱管破損発生時に 1 次冷却材の原子炉格納容器

外への漏えい量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（１次冷却系統の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（１次冷却系統の減圧）として、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を使用する。

(b-5) インターフェイスシステム L O C A 発生時に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、インターフェイスシステム L O C A 発生時に１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量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（１次冷却系統の減圧及び I S L O C A 時漏えい抑制）を設ける。

重大事故等対処設備（１次冷却系統の減圧）として、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を使用する。

重大事故等対処設備（I S L O C A 時漏えい抑制）として、インターフェイスシステム L O C A 時において１次冷却材の漏えい量を抑制し、拡散を防止するため、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、専用の工具を用いることで離れた場所から弁駆動機構を介して遠隔操作できる設計とする。

減圧用の弁である加圧器逃がし弁は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）の容量の設定も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室又は中央制御室に隣接する計装盤室で可能な設計とする。

減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は、想定される重大事故等

が発生した場合に確実に作動するように、原子炉建屋内に設置し、制御用空気が喪失した場合の人力操作も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。主蒸気逃がし弁は、インターフェイスシステム L O C A 時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、インターフェイスシステム L O C A 時の環境影響を受けない原子炉建屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時の環境条件を考慮した設計とする。主蒸気逃がし弁の操作は、中央制御室で可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

加圧器逃がし弁（ホ（１）他と兼用）

型	式	空気作動式
個	数	2

高圧注入ポンプ（ホ（３）（ii）a．（a）他と兼用）

台	数	2
容	量	約 280m ³ /h （１台当たり）
揚	程	約 950m

燃料取替用水タンク（ホ（３）（ii）a．（a）他と兼用）

基	数	1
容	量	約 1,900m ³

電動補助給水ポンプ（ホ（２）他と兼用）

台	数	2
容	量	約 90m ³ /h （１台当たり）

タービン動補助給水ポンプ（ホ（２）他と兼用）

台	数	1
容	量	約 210m ³ /h

補助給水タンク（ホ（２）他と兼用）

基	数	1
容	量	約 740m ³

主蒸気逃がし弁（ホ（２）他と兼用）

型	式	空気作動式
個	数	3
容	量	約 182t/h（１個当たり）

蒸気発生器（ホ（１）他と兼用）

型	式	たて置Ｕ字管式熱交換器型
基	数	3

タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁

（ホ（３）（ii）b．（a）と兼用）

型	式	電気（直流）作動式
個	数	2

余熱除去ポンプ入口弁

型	式	手動弁（専用の工具で遠隔操作可能）
個	数	2

余熱除去冷却器室漏えい防止堰

個	数	2
---	---	---

格納容器スプレイ冷却器室漏えい防止堰

個	数	2
---	---	---

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ポンプ（加圧器逃がし弁用）

個 数 2（予備 1）

容 量 約 47 L（1 個当たり）

加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池

個 数 1（予備 1）

容 量 約 780Wh

(c) 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

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却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。

(c-1) 1 次冷却材喪失事象が発生している場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水，代替再循環運転）を設ける。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備（炉心注水，代替炉心注水，代替再循環運転，再循環運転）を設ける。

(c-1-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(c-1-1-1) 炉心注水

運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の重大事故防止設備（炉心注水）として、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へ注水できる設計とする。

（c-1-1-2）代替炉心注水

運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプ（B）は、代替再循環ラインにより原子炉へ注水できる設計とする。

運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とした代替格納容器スプレイポンプは、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を經由して給電できる設計とする。

運転中の 1 次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止

設備（代替炉心注水）として、海又は代替淡水源を水源とした中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車はディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。

（c-1-1-3）代替再循環運転

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替再循環運転）として、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイポンプ（B）は、格納容器スプレイ冷却器（B）を介して代替再循環できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備のポンプ及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において、格納容器再循環サンプ隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替再循環運転）として、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、格納容器再循環サンプを用いた再循環系統を構成できる設計とする。

（c-1-1-4）再循環運転

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備の

再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（再循環運転）として、格納容器再循環サンプを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入系統により再循環でき、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器又は格納容器再循環ユニット（A及びB）による原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備のポンプ及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

（c-1-1-5）格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合に用いる設備

運転中の1次冷却材喪失事象時において、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプ（B）は、代替再循環ラインにより原子炉へ注水できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とした代替格納容器スプレイポンプは、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合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

より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とする。

運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）として、海又は代替淡水源を水源とした中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても中型ポンプ車及び加圧ポンプ車はディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。

運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の重大事故防止設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注水できる設計とする。

運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の重大事故防止設備（炉心注水）として、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へ注水できる設計とする。

(c-1-2) サポート系故障時に用いる設備

(c-1-2-1) 代替炉心注水

運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タ

ンク又は補助給水タンクを水源とした代替格納容器スプレイポンプは、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合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より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を經由して給電できる設計とする。

運転中の全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）として、海又は代替淡水源を水源とした中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても中型ポンプ車及び加圧ポンプ車はディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とする充てんポンプ（B）は、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる設計とする。充てんポンプ（B）は、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。

（c-1-2-2）代替再循環運転

運転中の1次冷却材喪失事象時において、全交流動力

電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替再循環運転）として、海を水源とする中型ポンプ車は、原子炉補機冷却水系統を介して補機へ海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。高圧注入ポンプ（B）は、代替補機冷却を用いることで格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環ができ、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器又は格納容器再循環ユニット（A及びB）による原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、高圧注入ポンプ（B）及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。高圧注入ポンプ（B）は、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。

（c-1-3）溶融デブリが原子炉容器に残存する場合に用いる設備

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合、格納容器注水（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器注水）を設ける。

重大事故等対処設備（格納容器注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。

重大事故等対処設備（格納容器注水）として、燃料取替

用水タンク又は補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器スプレイ設備により、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、非常用電源設備のディーゼル発電機に加えて、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とする。

(c-1-4) 余熱除去ポンプによる再循環が可能な場合に用いる設備

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器による原子炉冷却機能が喪失していない場合の重大事故防止設備（再循環運転）として、格納容器再循環サンプを水源とした余熱除去ポンプは、余熱除去冷却器を介して再循環運転ができる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、余熱除去ポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

(c-2) 1次冷却材喪失事象が発生していない場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（注水）、2次冷却系からの除熱（蒸気放出）、2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）、主蒸気逃がし弁の機能回復）を設ける。

(c-2-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(c-2-1-1) 2次冷却系からの除熱（注水）

運転中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（注水））として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機から給電できる設計とする。

(c-2-1-2) 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

運転中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（蒸気放出））として、主蒸気逃がし弁を開操作することで2次冷却系からの除熱（蒸気放出）ができる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場で人力による操作ができる設計とする。

(c-2-1-3) 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）

運転中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード））として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機から給電できる設計とする。

(c-2-2) サポート系故障時に用いる設備

(c-2-2-1) 2次冷却系からの除熱（注水）

運転中において全交流動力電源が喪失した場合の重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（注水））として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、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。

(c-2-2-2) 主蒸気逃がし弁の機能回復

運転中において全交流動力電源が喪失した場合の重大事故防止設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）として、主蒸気逃がし弁は、現場で人力により開操作することで機能回復ができる設計とする。

(c-2-2-3) 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）

運転中において全交流動力電源が喪失した場合の重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード））として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、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。

(c-3) 運転停止中の場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却し、炉心の著しい損

傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故防止設備（炉心注水，代替炉心注水，代替再循環運転，再循環運転）を設ける。

（c-3-1）フロントライン系故障時に用いる設備

（c-3-1-1）炉心注水

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（炉心注水）として，燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは，安全注入系統により炉心へ注水できる設計とする。

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（炉心注水）として，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へ注水できる設計とする。

（c-3-1-2）代替炉心注水

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替炉心注水）として，燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプ（B）は，代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（代替炉心注水）

として、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とした代替格納容器スプレイポンプは、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とする。

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）として、海又は代替淡水源を水源とした中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車はディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。

（c-3-1-3）代替再循環運転

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替再循環運転）として、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイポンプ（B）は、格納容器スプレイ冷却器（B）を介して代替再循環できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

運転停止中において格納容器再循環サンプ隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した

場合の重大事故防止設備（代替再循環運転）として、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、格納容器再循環サンプを用いた再循環系統を構成できる設計とする。

（c-3-1-4）再循環運転

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（再循環運転）は「（c-1-1-4）再循環運転」と同じである。

（c-3-1-5）2次冷却系からの除熱（注水）

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（注水））は、「（c-2-1-1）2次冷却系からの除熱（注水）」と同じである。

（c-3-1-6）2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（蒸気放出））は、「（c-2-1-2）2次冷却系からの除熱（蒸気放出）」と同じである。

（c-3-1-7）2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が

喪失した場合の重大事故防止設備（２次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード））は、「(c-2-1-3) ２次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）」と同じである。

(c-3-2) サポート系故障時に用いる設備

(c-3-2-1) 代替炉心注水

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とした代替格納容器スプレイポンプは、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプに対しては、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合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より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とする。

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）として、海又は代替淡水源を水源とした中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても中型ポンプ車及び加圧ポンプ車はディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷

却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とする充てんポンプ（B）は、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる設計とする。充てんポンプ（B）は、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。

（c-3-2-2）代替再循環運転

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替再循環運転）は「（c-1-2-2）代替再循環運転」と同じである。

（c-3-2-3）２次冷却系からの除熱（注水）

運転停止中において全交流動力電源が喪失した場合の重大事故防止設備（２次冷却系からの除熱（注水））は「（c-2-2-1）２次冷却系からの除熱（注水）」と同じである。

（c-3-2-4）主蒸気逃がし弁の機能回復

運転停止中において全交流動力電源が喪失した場合の重大事故防止設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）として、主蒸気逃がし弁は、現場で人力により開操作することで機能回復ができる設計とする。

（c-3-2-5）２次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）

運転停止中において全交流動力電源が喪失した場合の重大事故防止設備（２次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード））として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水ができる設計

とする。電動補助給水ポンプは、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。

(c-4) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

発電用原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止することで原子炉格納容器の破損を防止する設備として以下の重大事故等対処設備（炉心注水及び代替炉心注水）を設ける。

(c-4-1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に用いる設備

(c-4-1-1) 炉心注水

重大事故等対処設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注水できる設計とする。

重大事故等対処設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした余熱除去ポンプは、低圧注入系統により炉心へ注水できる設計とする。

重大事故等対処設備（炉心注水）として、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へ注水できる設計とする。

(c-4-1-2) 代替炉心注水

重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプ（B）

は、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とした代替格納容器スプレイポンプは、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とする。

(c-4-2) 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に用いる設備

(c-4-2-1) 代替炉心注水

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とする充てんポンプ（B）は、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる設計とする。充てんポンプ（B）は、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。

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とした代替格納容器スプレイポンプは、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した

場合においても非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とする。

ディーゼル発電機，非常用ガスタービン発電機，空冷式非常用発電装置，代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器については「ヌ(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

代替格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水は，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の独立した電源供給ラインから給電することにより，余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注水に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を持った電源により駆動できる設計とする。電源設備の多様性，位置的分散については「ヌ(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。また，燃料取替用水タンク及び補助給水タンクを水源とすることで，燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注水並びに格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプを使用した再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。

燃料取替用水タンクは原子炉補助建屋内に設置し，補助給水タンクは原子炉建屋屋上に設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう相互に位置的分散を図るとともに，原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプ及び再循環サンプスクリーン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。

代替格納容器スプレイポンプは，原子炉補助建屋内の高圧注

入ポンプ，余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原子炉補助建屋と異なる原子炉建屋内に設置することで位置的分散を図る設計とする。

中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を使用した代替炉心注水は，余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注水，格納容器スプレイポンプ（B）及び代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，これらの電動ポンプに対して中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで，多様性を持った駆動源により駆動でき，ディーゼル発電機，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した電源に対して多様性を持つ設計とする。また，海又は代替淡水源を水源とすることで，燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注水，燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプ（B）を使用した代替炉心注水，燃料取替用水タンク及び補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水並びに格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプを使用した再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。

中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は，屋外に分散して保管及び設置することで，原子炉建屋内又は原子炉補助建屋内の燃料取替用水タンク，余熱除去ポンプ，高圧注入ポンプ，格納容器スプレイポンプ（B），代替格納容器スプレイポンプ及びディー

ゼル発電機並びに原子炉建屋屋上の補助給水タン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。

炉心注水時において充てんポンプ（Ｂ）は、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することにより、余熱除去ポンプを使用した炉心注水に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

炉心注水時において充てんポンプ（Ｂ）は、安全注入ラインを介さず、化学体積制御系統の充てんラインを用いて炉心に注水できることで、余熱除去ポンプを使用した炉心注水に対して多重性を持つ設計とする。

充てんポンプ（Ｂ）は、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ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。

また、充てんポンプ（Ｂ）の自己冷却は、充てんポンプ（Ｂ）出口配管から分岐した自己冷却ラインにより充てんポンプ（Ｂ）を冷却できることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して異なる冷却手段を用いることで共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を持つ設計とする。

充てんポンプ（Ｂ）は、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し、原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプ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。

代替格納容器スプレイポンプを使用した炉心注水並びに中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を使用した炉心注水は、水源から安全注入配管との合流点までの系統について、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対して共通要因によって機能を喪失しないよう独立性を有する設計とする。

充てんポンプを使用した炉心注水は、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した炉心注水系統に対して、共通要因によって機能を喪失しないようポンプから1次冷却設備まで独立性を有する設計とする。

格納容器注水に使用する格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器並びに代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器と代替格納容器スプレイポンプをそれぞれ異なる区画に設置することで共通要因によって機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。

熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、充てんポンプ、格納容器スプレイポンプ（B）及び代替格納容器スプレイポンプは、それぞれ異なる区画に設置することで共通要因によって機能を喪失しないよう相互に位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレイポンプの水源である補助給水タンク及び燃料取替用水タンクは、補助給水タンクを原子炉建屋屋上に設置し、燃料取替用水タンクを原子炉補助建屋内に設置することで共通要因によって機能を喪失しないよう相互に位置的分散を図る設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器スプレイポンプ

(「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」, 「原子炉格納容器スプレイ設備」, 「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」, 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」, 「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」及び「火災防護設備」と兼用)

台 数 2 (代替炉心注水及び代替再循環運転時はB号機のみ使用)

容 量 約 940m³/h (1台当たり)

揚 程 約 170m

燃料取替用水タンク (ホ(3)(ii)a. (a)他と兼用)

基 数 1

容 量 約 1,900m³

格納容器スプレイ冷却器

(「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」, 「原子炉格納容器スプレイ設備」, 「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」, 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」, 「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」及び「火災防護設備」と兼用)

基 数 2 (代替炉心注水及び代替再循

環運転時はB号機のみ使用)

代替格納容器スプレイポンプ

(「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」及び「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」と兼用)

台数	1
容量	約 150m ³ /h
揚程	約 150m

補助給水タンク (ホ(2)他と兼用)

基数	1
容量	約 740m ³

高圧注入ポンプ (ホ(3)(ii)a.(a)他と兼用)

台数	2 (代替再循環運転時はB号機のみ使用)
容量	約 280m ³ /h (1台当たり)
揚程	約 950m

充てんポンプ

(「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「化学体積制御設備」, 「非常用制御設備」及び「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」と兼用)

台数	3 (代替炉心注水時はB号機のみ使用)
----	---------------------

容	量	約 45m ³ /h (1 台当たり)
		約 59m ³ /h (B 号機のみ) (重大事故等時の代替炉心注水時における使用時の値)
揚	程	約 1,720m
		約 1,600m (B 号機のみ) (重大事故等時の代替炉心注水時における使用時の値)

格納容器再循環サンプ

(「低圧注入系」, 「原子炉格納容器スプレイ設備」, 「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」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

基 数 2

格納容器再循環サンプスクリーン

(「低圧注入系」, 「原子炉格納容器スプレイ設備」, 「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」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

基 数 2

容 量 約 2,072m³/h (1 基当たり)

余熱除去ポンプ (ホ(3)(ii) a. (b)他と兼用)

台 数 2

容	量	約 681m ³ /h (1 台当たり) (余熱除去運転時)
		約 852m ³ /h (1 台当たり) (安全注入時及び再循環運転時)
揚	程	約 82m (余熱除去運転時) 約 73m (安全注入時及び再循環運転時)

余熱除去冷却器 (ホ(3)(ii)b.(a)他と兼用)

基	数	2
---	---	---

格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁

(「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」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

型	式	電気作動式
---	---	-------

個	数	1
---	---	---

電動補助給水ポンプ (ホ(2)他と兼用)

台	数	2
---	---	---

容	量	約 90m ³ /h(1 台当たり)
---	---	-------------------------------

タービン動補助給水ポンプ (ホ(2)他と兼用)

台	数	1
---	---	---

容	量	約 210m ³ /h
---	---	------------------------

主蒸気逃がし弁 (ホ(2)他と兼用)

型	式	空気作動式
---	---	-------

個	数	3
---	---	---

容	量	約 182t/h(1 個当たり)
---	---	------------------

蒸気発生器（ホ（１）他と兼用）

型 式	たて置Ｕ字管式熱交換器型
基 数	３

[可搬型重大事故等対処設備]

中型ポンプ車（ニ（３）（ii）他と兼用）

台 数	６（予備１）
容 量	約 210m ³ /h（１台当たり）
揚 程	約 100m

加圧ポンプ車（ニ（３）（ii）他と兼用）

個 数	２（予備１）
容 量	約 150m ³ /h（１台当たり）
揚 程	約 150m

（４）その他の主要な事項

（i）化学体積制御設備

１次冷却設備の１次冷却材保有量の調整，１次冷却材中のほう素濃度調整並びに１次冷却材中の核分裂生成物及び腐食生成物の除去を行うため，化学体積制御設備を設ける。

a．ほう酸タンク

（「化学体積制御設備」，「非常用制御設備」及び「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」と兼用）

基 数	２
容 量	約 30m ³ （１基当たり）

b．ほう酸ポンプ

（「化学体積制御設備」，「非常用制御設備」及び「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」と兼用)

台数	2
容量	約 17m ³ /h (1 台当たり)

c. 充てんポンプ (ホ(3)(ii) b. (c)他と兼用)

台数	3
容量	約 45m ³ /h (1 台当たり)

(ii) 余熱除去設備

原子炉停止時、原子炉圧力が低下した後の原子炉冷却のため、余熱除去設備を設ける。

a. 余熱除去ポンプ (ホ(3)(ii) a. (b)他と兼用)

台数	2
容量	約 681m ³ /h (1 台当たり)
揚程	約 82m

b. 余熱除去冷却器 (ホ(3)(ii) b. (a)他と兼用)

基数	2
----	---

(iii) 原子炉補機冷却水設備

余熱除去冷却器、格納容器スプレイ冷却器、使用済燃料ピット冷却器等の冷却を行うため、原子炉補機冷却水設備を設ける。

原子炉補機冷却水設備は、ポンプ、冷却器等で構成し、原子炉補機から発生した熱を原子炉補機冷却海水設備に伝達する設計とする。また、原子炉補機冷却水冷却器は、原子炉補機の冷却を行うのに十分な伝熱容量を持たせた設計とする。

a. 原子炉補機冷却水ポンプ

(「原子炉補機冷却水設備」, 「原子炉格納容器内の冷却等

のための設備」及び「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」と兼用)

台	数	4
容	量	約 1,300m ³ /h (1 台当たり)

b. 原子炉補機冷却水冷却器

(「原子炉補機冷却水設備」, 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」と兼用)

基	数	4
---	---	---

c. 原子炉補機冷却水サージタンク

(「原子炉補機冷却水設備」, 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」と兼用)

基	数	1
---	---	---

(iv) 原子炉補機冷却海水設備

原子炉補機冷却水冷却器等へ冷却海水を供給するため、原子炉補機冷却海水設備を設ける。

原子炉補機冷却海水設備は、海水ポンプ等で構成し、原子炉補機冷却水冷却器を介する熱交換により伝達された熱を最終的な熱の逃がし場である海に輸送する設計とする。

海水ポンプ

(「原子炉補機冷却海水設備」, 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」と兼用)

台	数	4
---	---	---

容 量 約 2,400m³/h (1 台当たり)

(v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送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。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として以下の重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（注水）、2次冷却系からの除熱（蒸気放出）、格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）を設ける。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 2次冷却系からの除熱（注水）

海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（注水））として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水できる設計とする。

(b) 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（蒸気放出））として、主蒸気逃がし弁は、現場で人力による操作により、蒸気発生器2次側から最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設計とする。

(c) 格納容器内自然対流冷却

海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合における1次冷却材喪失事象時を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする中型ポンプ車は、原子炉補機冷却水系統を介して、格納容器再循環ユニット（A及びB）へ海水を直接供給できる設計とする。格納容器再循環ユニット（A及びB）は、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構を有し、重大事故等時において、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、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、格納容器再循環ユニット（A及びB）冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、格納容器再循環ユニット（A及びB）を使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

(d) 代替補機冷却

海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替補機冷却）として、海を水源とする中型ポンプ車は、原子炉補機冷却水系統を介して、高圧注入ポンプ（B）の補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 2次冷却系からの除熱（注水）

全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設

備（２次冷却系からの除熱（注水））として、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水できる設計とする。

全交流動力電源喪失時においても電動補助給水ポンプは、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。

(b) ２次冷却系からの除熱（蒸気放出）

全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（２次冷却系からの除熱（蒸気放出））は「a. (b) ２次冷却系からの除熱（蒸気放出）」と同じである。

(c) 格納容器内自然対流冷却

全交流動力電源が喪失した場合における１次冷却材喪失事象時を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）は「a. (c) 格納容器内自然対流冷却」と同じである。

(d) 代替補機冷却

全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替補機冷却）は「a. (d) 代替補機冷却」と同じである。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、「ヌ(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

２次冷却系からの除熱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、補助給水タンク及び主蒸気逃がし弁は、最終ヒートシンクへの熱の輸送で使用する海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持つ

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ことにより，海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

タービン動補助給水ポンプは，蒸気駆動とすることにより，海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

主蒸気逃がし弁は，ハンドルを設けて手動操作とすることにより，海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

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，蒸気発生器及び補助給水タンクは原子炉建屋内又は原子炉建屋屋上に設置することで，原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプ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。

電源設備の多様性，位置的分散については「ヌ(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

電動補助給水ポンプ（ホ(2)他と兼用）

台	数	2
容	量	約 90m ³ /h（1 台当たり）

タービン動補助給水ポンプ（ホ(2)他と兼用）

台	数	1
容	量	約 210m ³ /h

補助給水タンク（ホ(2)他と兼用）

基	数	1
---	---	---

容 量 約 740m³

主蒸気逃がし弁（ホ（2）他と兼用）

型 式 空気作動式

個 数 3

容 量 約 182t/h（1 個当たり）

蒸気発生器（ホ（1）他と兼用）

型 式 たて置U字管式熱交換器型

基 数 3

格納容器再循環ユニット

（「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」及び
「格納容器換気空調設備」と兼用）

型 式 原子炉補機冷却水冷却コイル内蔵
型

基 数 2（格納容器内自然対流冷却時は
A及びB号機使用）

[可搬型重大事故等対処設備]

中型ポンプ車（ニ（3）（ii）他と兼用）

台 数 6（予備1）

容 量 約 210m³/h（1 台当たり）

揚 程 約 100m

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

(1) 計 装

(i) 核計装の種類

原子炉容器外周に設置した炉外核計装の中性子束検出器により次の3領域に分けて中性子束を測定する。

線 源 領 域	2 チャンネル
中 間 領 域	2 チャンネル
出 力 領 域	4 チャンネル

(ii) その他の主要な計装の種類

発電用原子炉施設の安全保護回路のプロセス計装として、原子炉圧力、加圧器水位、1次冷却材流量・温度、蒸気発生器水位、主蒸気ライン圧力及び原子炉格納容器圧力の計測装置を設ける。

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、「十 八 第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要」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、「十 八

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要」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）を明確にする。

a. 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、

「十 八 第 10.1 表重大事故等対策における手順書の概要」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。

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。

b. 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。

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。

c. パラメータ記録時に使用する設備

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

(2) 安全保護回路

安全保護回路は、独立したチャンネルからなる多重チャンネル構成とし、測定変数に対して「2 out of 4」方式等の回路を形成し、原子炉停止回路及びその他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）で構成される。

安全保護回路は、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。

(i) 原子炉停止回路の種類

次に示す信号により発電用原子炉をトリップさせる原子炉停止回路を設ける。

- ・ 中性子束高（線源領域及び中間領域）
- ・ 中性子束高（出力領域）
- ・ 中性子束変化率高（出力領域）
- ・ 非常用炉心冷却設備作動
- ・ 過大温度 ΔT 高
- ・ 過出力 ΔT 高
- ・ 原子炉圧力高
- ・ 原子炉圧力低
- ・ 加圧器水位高
- ・ 1 次冷却材流量低
- ・ 1 次冷却材ポンプ電源電圧低
- ・ 1 次冷却材ポンプ電源周波数低
- ・ タービントリップ
- ・ 蒸気発生器水位低
- ・ 地震加速度大

なお、手動操作で原子炉をトリップさせることができる。

(ii) その他の主要な安全保護回路の種類

その他の主要な安全保護回路として、次の工学的安全施設作動回路を設ける。

- a. 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致，原子炉圧力異常低，主蒸気ライン圧力低，原子炉格納容器圧力高のいずれかの信号による非常用炉心冷却設備の起動。
- b. 原子炉格納容器圧力異常高信号による原子炉格納容器スプレイ設備の起動。
- c. 原子炉格納容器圧力異常高，主蒸気ライン圧力低，主蒸気ライン圧力減少率高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖。
- d. 非常用炉心冷却設備作動信号又は原子炉格納容器スプレイ作動信号による主蒸気隔離弁以外の主要な原子炉格納容器隔離弁の閉鎖。

なお，手動操作で上記動作を行うことができる。

(3) 制御設備

原子炉の反応度制御は，制御棒クラスタの位置調整並びに 1 次冷却材中のほう素濃度調整の 2 方式により行う。これらの制御方式に加えて，過剰増倍率を抑制し，高温出力状態で減速材温度係数を負にし，また，出力分布を平坦化するため，必要に応じてバーナブルポイズンを使用する。

(i) 制御材の個数及び構造

a. 制御棒クラスタ

(a) 個 数 48

(b) 中性子吸収材 銀・インジウム・カドミウム

(c) 構造

制御棒クラスタは，24 本の制御棒の上端をスパイダに固定したもので，これは燃料集合体内の制御棒案内シンブルに挿入できる構造とする。各制御棒は，中性子吸収材をステンレス鋼

管に入れた構造とする。

b. ほう素

1 次冷却材中のほう素濃度を調整することにより，燃料の燃焼，低温停止等のような比較的緩やかな反応度変化を補償する。

ほう素濃度は化学体積制御設備によって調整する。

出力運転時ほう素濃度 2,000ppm 以下

c. バーナブルポイズン

(a) バーナブルポイズン棒本数 1,342 以下

(b) 中性子吸収材 ほう素

(c) 構 造

バーナブルポイズンは，ほうけい酸ガラス又はほう素入りアルミナペレットを耐食性の合金管に充てんしたバーナブルポイズン棒をクラスタ状にしたもので，制御棒クラスタが入っていない燃料集合体の制御棒案内シンブルに挿入できる構造とする。

(ii) 制御材駆動設備の個数及び構造

a. 制御棒クラスタ駆動装置

(a) 個 数 52

(b) 構 造

駆動装置は，ラッチアセンブリ，圧力ハウジング，コイルアセンブリ等で構成し，コイルとラッチ機構によって制御棒クラスタ駆動軸を保持し，駆動させ又は落下できる構造とする。

(c) 取付箇所

原子炉容器ふた

(d) 駆動方式

通常運転時 ラッチ式磁気ジャック駆動

トリップ時 重力による落下

(e) 挿入時間及び駆動速度

挿入時間 (トリップ時, 全ストロークの 85% 挿入までの時間) 2.2 秒以下

通常挿入・引抜最大速度 約 114cm/min

b. ほう素濃度調整装置

1 次冷却材中のほう素濃度調整は, 化学体積制御設備により, 1 次冷却材中のほう素濃度に応じてフィードアンドブリード方式又はイオン交換処理方式によって行う。

(iii) 反応度制御能力

a. 制御棒クラスタ

制御する最大過剰反応度は, 約 $0.03 \Delta k/k$ とし, その場合の反応度制御能力は約 $0.05 \Delta k/k$ とする。

(最大反応度価値を有する制御棒クラスタ 1 本が, 全引き抜き位置のまま挿入できない場合)

b. ほう素濃度調整 $0.20 \Delta k/k$ 以上

$$\left[\begin{array}{l} \text{ウラン・プルトニウム} \\ \text{混合酸化物燃料が装荷} \\ \text{されるまでのサイクル} \end{array} \right]$$
 $0.22 \Delta k/k$ 以上

$$\left[\begin{array}{l} \text{ウラン・プルトニウム} \\ \text{混合酸化物燃料が装荷} \\ \text{されたサイクル以降} \end{array} \right]$$

(4) 非常用制御設備

(i) 制御材の個数及び構造

非常用制御設備として、化学体積制御設備を構成するほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てんポンプ等を使用することにより 1 次冷却設備へ高濃度のほう酸水を注入し、原子炉を停止する。

系 統 数 1

中性子吸収材 ほう素

(ii) 主要な機器の個数及び構造

a. ほう酸タンク (ホ(4)(i)他と兼用)

基 数 2

容 量 約 30m^3 (1 基当たり)

b. ほう酸ポンプ (ホ(4)(i)他と兼用)

台 数 2

容 量 約 $17\text{m}^3/\text{h}$ (1 台当たり)

c. 充てんポンプ (ホ(3)(ii)b.(c)他と兼用)

台 数 3

容 量 約 $45\text{m}^3/\text{h}$ (1 台当たり)

(iii) 反応度制御能力

非常用制御設備は、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、原子炉を低温停止できる能力を持つようにする。

停止時実効増倍率 $k_{\text{eff}} \leq 0.99$

負の反応度添加速度 $0.0008 (\Delta k / k) / \text{min}$ 以上

(iv) 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

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該

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

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に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。

a．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は、手動による原子炉緊急停止ができる設計とする。

(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）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、減速材温度上昇に伴う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。

(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、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。

(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、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。

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、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。

[常設重大事故等対処設備]

多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）

個 数 1

主蒸気隔離弁（ホ（2）と兼用）

型 式 スウィングディスク式

個 数 3

主蒸気逃がし弁（ホ（2）他と兼用）

型 式 空気作動式

個 数 3

容 量 約 182t/h（1 個当たり）

主蒸気安全弁（ホ（2）と兼用）

型 式 ばね式

個 数 15

電動補助給水ポンプ（ホ（2）他と兼用）

台 数 2

容 量 約 90m³/h（1 台当たり）

タービン動補助給水ポンプ（ホ（2）他と兼用）

台 数 1

容 量 約 210m³/h

補助給水タンク（ホ（2）他と兼用）

基 数 1

容 量 約 740m³

蒸気発生器（ホ（1）他と兼用）

型 式	たて置U字管式熱交換器型
基 数	3

加圧器逃がし弁（ホ（１）他と兼用）

型 式	空気作動式
個 数	2

加圧器安全弁（ホ（１）と兼用）

型 式	ばね式（背圧補償型）
個 数	3

原子炉トリップスイッチ

個 数	2
-----	---

ほう酸ポンプ（ホ（４）（i）他と兼用）

台 数	2
容 量	約 17m ³ /h（１台当たり）

ほう酸タンク（ホ（４）（i）他と兼用）

基 数	2
容 量	約 30m ³ （１基当たり）

充てんポンプ（ホ（３）（ii）b. (c)他と兼用）

台 数	3
容 量	約 45m ³ /h（１台当たり）
揚 程	約 1,720m

燃料取替用水タンク（ホ（３）（ii）a. (a)他と兼用）

基 数	1
容 量	約 1,900m ³

（５）その他の主要な事項

（i）１次冷却材温度制御設備

1 次冷却材温度制御設備は、通常運転時の原子炉出力を制御するもので、1 次冷却材平均温度を負荷に比例するプログラム値に保つように制御する。すなわち、原子炉容器入口と出口との 1 次冷却材平均温度を、負荷に比例するプログラム平均温度（基準値）に維持するように制御棒クラスタを操作して原子炉出力の増減を行う。

(ii) 加圧器圧力制御設備

加圧器により通常運転時の 1 次冷却材圧力を設定値に保ち、正常な負荷変化に伴う圧力変化を許容範囲内に制御する。圧力制御は、加圧器ヒータによる加熱、加圧器スプレイによる冷却及び加圧器逃がし弁によって行う。

(iii) 制御棒クラスタ引抜阻止回路

出力の異常な拡大を未然に防止するため、以下の信号で制御棒クラスタの自動及び手動引抜きを阻止する。

中間領域中性子束高

出力領域中性子束高

過大温度 ΔT 高

過出力 ΔT 高

(iv) 警報回路

中性子束、圧力、温度、流量、水位等のプロセス変数が異常値になった場合、原子炉格納容器排気、復水器真空ポンプ排気等の放射能が異常に高くなった場合、原子炉の反応度停止余裕が警報値以下になった場合、制御棒クラスタが落下した場合、工学的安全施設作動回路が動作した場合等に、警報を発信する回路を設ける。

(v) 中央制御室

中央制御室は、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要

なパラメータを監視できるとともに、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。また、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため、監視カメラ、気象観測設備及び公的機関から気象情報を入手できる設備等を設置し、中央制御室から発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

発電用原子炉施設には、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、中央制御室以外の場所から、発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。

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に、発電用原子炉の運転停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにするとともに、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、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。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、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、中央制御室換気空調設備の隔離等の対策により、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。その他、運転員その他従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質並びに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対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける。さらに、中央制御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、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

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。

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、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100 mSv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。

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。

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。

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、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。

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、アニュラス空気再循環設備は、アニュラス排気ファンにより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、粒子用フィルタ及びよう素用フィルタを内蔵したアニュラス排気フィルタユニットにて放射性物質の濃度を低減して排出できる設計とする。アニュラス空気再循環設備は、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。

中央制御室遮へいは、「チ(1)(iii)遮蔽設備」に記載する。

中央制御室換気空調設備は、「チ(1)(iv)換気設備」に記載する。

アニュラス空気再循環設備は、「リ(4)(ii)b.(a)放射性物質の濃度を低減するための設備」に記載する。

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、「ヌ(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

[可搬型重大事故等対処設備]

中央制御室用可搬型照明

個	数	6 (予備 2)
---	---	----------

酸素濃度計

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

※ 1 「緊急時対策所」の酸素濃度計と兼用

二酸化炭素濃度計

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

※ 2 「緊急時対策所」の二酸化炭素濃度計と兼用

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

(vi) 制御用空気圧縮設備

空気を駆動源とする弁等に乾燥した清浄な圧縮空気を供給するため、制御用空気圧縮設備を設ける。

制御用空気圧縮設備	一式
-----------	----