1.3 構築物、系統及び機器

原子炉等規制法第 43 条の 3 の 6 及び第 43 条の 3 の 14 の基準において設置すべきものとして許可を受けている、発電用原子炉施設の位置、構造及び設備並びに安全設計について説明する。

具体的には、発電用原子炉施設設置変更許可申請書本文五号「イ. 発電用原子炉施設の位置」から「ヌ. その他発電用原子炉の付属施設の構造及び設備」の記載を基本とし、それらを第 1.3.1 項に示す。また、第1章冒頭でも述べたとおり、原子炉施設の安全機能を確保する上で重要な設計要件を明確化するための図書として整備を進めている設計基準文書（DBD：Design Basis Document）の内容も取り込むことで記載の充実を図ることとし、本届出では、評価時点において整備している 30 種類の図書について第 1.3.2 項に示す。

また、原子炉等規制法第 43 条の 3 の 9 又は第 43 条の 3 の 10 の規定により認可を受けた又は届出が行われた設計及び工事計画の内容から、発電用原子炉施設の設計方針や仕様の詳細を適宜補足する。

なお、評価時点において、設置工事が完了しておらず、運用を開始していない構築物、系統及び機器類（それらに係る体制や手順の整備等に関する事項を含む）については、その旨の注釈を付けることとする。また、商業機密や防護上の観点から公開できないものについては、参考資料Ⅰ-1、特定重大事故等対処施設における防護上の観点の理由のため公開できないものについては、参考資料Ⅱ-1 にまとめて記載する。

1.3.1 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

発電用原子炉施設設置変更許可申請書本文五号「イ．発電用原子炉施設の位置」から「ヌ．その他発電用原子炉の付属施設の構造及び設備」について、本届出の評価時点の状態を以下に示す。

イ．発電用原子炉施設の位置

(1) 敷地の面積及び形状

発電用原子炉施設を設置する敷地は、佐賀県東松浦郡玄海町北部の半島の先端部に属し、北西方向に長い長方形状のなだらかな起伏をもった標高30m前後の丘陵地帯であり、第三紀の堆積岩層からなっている。

発電所敷地の広さは、埋立面積約１万m^2を含め約84万m^2であり、東側の敷地境界に隣接する地役権設定地域等の面積は約６万m^2である。

地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設（以下「耐震重要施設」という。）及び兼用キャスクである使用済燃料乾式貯蔵容器（以下「使用済燃料乾式貯蔵容器」という。）＊1は、その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（以下「基準地震動」という。）による地震力が作用した場合においても接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

＊１ 発電用原子炉設置変更許可申請書(令和３年４月28日原規規発第2104282号にて許可)にて使用済燃料乾式貯蔵施設の設置における許可を受けた記載としているが、評価時点において当該工事は実施していない。
このため、評価時点においては、使用済燃料乾式貯蔵施設は設置していない。

また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

耐震重要施設及び使用済燃料乾式貯蔵容器*1以外の設計基準対象施設については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

耐震重要施設及び使用済燃料乾式貯蔵容器*1は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

耐震重要施設及び使用済燃料乾式貯蔵容器*1は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

耐震重要施設及び使用済燃料乾式貯蔵容器*1については、基準地震動による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

特定重大事故等対処施設は、耐震重要度分類のＳクラスの施設に適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することに

よって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

特定重大事故等対処施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、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その重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

特定重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

特定重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、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その重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

(2) 敷地内における主要な発電用原子炉施設の位置

発電用原子炉本体は、１号炉及び２号炉の北西の半島先端側に設置する。排気口は原子炉格納施設上部に設置する。復水器冷却用の取水口は敷地北側にある外津浦（ほかわづ）に、また、放水口は敷地南側にある八田浦（はった）の海底部に設置する。また、１号炉及び２号炉の原子炉容器に燃料体が装荷されていないことを前提とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備並びに使用済燃料貯蔵槽の冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）並びに常設重大事故等対処設備が設置されている建屋並びに屋外の設計基準事故対処設備等又は常設

重大事故等対処設備のそれぞれから100mの離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する。

想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）に対して想定される自然現象のうち、屋外アクセスルートに対する、地震による影響（周辺構築物の倒壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面の滑り）、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを３号炉及び４号炉で１セット１台使用する。ホイールローダの保有数は、３号炉及び４号炉で１セット１台、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台の合計２台（３号及び４号炉共用）を分散して保管する設計とする。

特定重大事故等対処施設を構成する設備（以下「特重設備」という。）は、防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1に記載する。

炉心から敷地境界までの最短距離は、南方向約 740m である。

ロ．発電用原子炉施設の一般構造

本発電用原子炉施設は、発電用原子炉、１次冷却設備、２次冷却設備、各種の安全防護施設等からなる。各設備は、原子炉格納容器、原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋、廃棄物処理建屋、タービン建屋等に収納するが、一部の設備は屋外に設置する。

発電用原子炉施設のうち主要な施設である原子炉格納容器は、プレストレストコンクリート造とし、また、原子炉周辺建屋及び原子炉補助建屋は、鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造）とする。敷地の整地面は、標高 11m に選定する。

また、取水施設のうち原子炉補機冷却海水設備の海水ポンプについては、標高 11m 高さのコンクリート躯体に囲われた海水ポンプエリアに設置する。

本発電用原子炉施設は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）及び電気事業法等の関係法令の要求を満足するとともに、原子力規制委員会が決定した「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」（以下「設置許可基準規則」という。）及び関連する審査基準等に適合するように設計する。

(1)　耐震構造

本発電用原子炉施設は、次の方針に基づき耐震設計を行い、設置許可基準規則に適合するように設計する。

（ｉ）　設計基準対象施設の耐震設計

設計基準対象施設については、耐震重要度分類に応じて、適用する地震力に対して、以下の項目に従って耐震設計を行う。

a.　耐震重要施設は、基準地震動による地震力に対して、安全機

能が損なわれるおそれがないように設計する。

b. 設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、耐震重要度分類を以下のとおり、Ｓクラス、Ｂクラス又はＣクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。

Ｓクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの

Ｂクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がＳクラス施設と比べ小さい施設

Ｃクラス：Ｓクラスに属する施設及びＢクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

c. Ｓクラスの施設（e.に記載のもののうち、津波防護機能を有

する設備（以下「津波防護施設」という。）、浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。）、敷地における津波監視機能を有する施設（以下「津波監視設備」という。）及び使用済燃料乾式貯蔵容器を除く。）、Ｂクラス及びＣクラスの施設は、建物・構築物については、地震層せん断力係数C_iに、それぞれ3.0、1.5及び1.0を乗じて求められる水平地震力、機器・配管系については、それぞれ3.6、1.8及び1.2を乗じた水平震度から求められる水平地震力に十分に耐えられるように設計する。建物・構築物及び機器・配管系ともに、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

ここで、地震層せん断力係数C_iは、標準せん断力係数C_0を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

ただし、土木構造物の静的地震力は、Ｃクラスに適用される静的地震力を適用する。

Ｓクラスの施設（e.に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び使用済燃料乾式貯蔵容器[*1]を除く。）については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、建物・構築物については、震度 0.3 以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる鉛直震度、機器・配管系については、これを 1.2 倍した鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

d. Ｓクラスの施設（e.に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び使用済燃料乾式貯蔵容器[*1]を除

く。）は、基準地震動による地震力に対して安全機能が保持できるように設計する。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するように設計する。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持するように設計し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように、また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。

また、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。建物・構築物については、発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。

なお、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平２方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

基準地震動は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定する。策定した基準地震動の応答スペクトルを第 1.3.1-1 図～第 1.3.1-3 図に、時刻歴波形を第 1.3.1-4 図～第 1.3.1-9 図に

示す。解放基盤表面は、３号炉及び４号炉の地質調査の結果から、0.7km／ｓ以上のＳ波速度（1.35km／ｓ）を持つ堅固な岩盤が十分な拡がりと深さを持っていることが確認されているため、原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋基礎底版位置の EL.－15.0m とする。

また、弾性設計用地震動は、基準地震動との応答スペクトルの比率が目安として 0.5 を下回らないような値に余裕を持たせ、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和 56 年７月 20 日原子力安全委員会決定、平成 13 年３月 29 日一部改訂)」における基準地震動 S_1 を踏まえ、工学的判断から基準地震動に係数を乗じて設定する。具体的には基準地震動 Ss-1～Ss-5 に対して係数 0.6 を乗じた地震動、基準地震動 Ss-6 に対して係数 0.5 を乗じた地震動を弾性設計用地震動として設定する。

なお、Ｂクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に２分の１を乗じた地震動によりその影響についての検討を行う。建物・構築物及び機器・配管系ともに、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

e. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物及び使用済燃料乾式貯蔵容器*1は、基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計する。

f. 耐震重要施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。また、使用済燃料乾式貯蔵容器は、周辺施設等の波及

的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。[*1]

波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、事象選定及び影響評価を行う。なお、影響評価においては、耐震重要施設又は使用済燃料乾式貯蔵容器[*1]の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。

g. 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。

弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。

基準地震動による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないように設計する。

（ⅱ） 重大事故等対処施設の耐震設計

重大事故等対処施設については、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等における運転状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的として、設備分類に応じて、以下の項目に従って耐震設計を行う。

a. 重大事故等対処施設について、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて(a)、(b)及び(c)のとおり分類し、以下の設備分類に応じて設計する。

（a） 常設重大事故防止設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある

事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの

（a-1） 常設耐震重要重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの

（a-2） 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、（a-1）以外のもの

（b） 常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの

（c） 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備であって可搬型のもの

b. 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するように設計する。機器・配管系については、その施設に要求

される機能を保持するように設計し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように、また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。

c. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。なお、Ｂクラス施設の機能を代替する施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に２分の１を乗じた地震動によりその影響についての検討を行う。建物・構築物及び機器・配管系ともに、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。建物・構築物については、発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。

d. 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するように設計する。機器・配管系

については、その施設に要求される機能を保持するように設計し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように、また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。

e. 可搬型重大事故等対処設備は地震による周辺斜面の崩壊、溢水、火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。

f. 重大事故等対処施設に適用する動的地震力は、水平２方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

g. 重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物は、基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計する。

h. 上記b.及びd.の施設は、Ｂクラス及びＣクラスの施設、上記c.の施設、上記e.の設備、常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって、その重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。

波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、事象選定及び影響評価を行う。なお、影響評価においては、上記b.及びd.の施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。

（ⅲ）特定重大事故等対処施設の耐震設計

特定重大事故等対処施設については、設計基準対象施設の耐震設計における基準地震動による地震力並びに弾性設計用地震動による地震力若しくは静的地震力に対する設計方針を踏襲し、特定重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等における運転状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して原子炉補助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その重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的として、以下の項目に従って耐震設計を行う。

なお、特定重大事故等対処施設により早期に原子炉格納容器の圧力を低減させ、その後原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するために大規模損壊時の手順を用いた対応に移行し、早期に原子炉格納容器の圧力を大気圧近傍まで低減させることから、上記の荷重のうち、原子炉補助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の状態で施設に作用する事故直後の荷重と地震力とを組み合わせないこととする。

a. 特定重大事故等対処施設及び特定重大事故等対処施設の機能を維持するために必要な間接支持構造物は、防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1に記載する。

b. 特定重大事故等対処施設に適用する動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

c. 特定重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物は、基準地震動による地震力に対して、

それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。

d. 特定重大事故等対処施設が、Ｂクラス及びＣクラスの施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって、原子炉補助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その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。

波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、事象選定及び影響評価を行う。なお、影響評価においては、特定重大事故等対処施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。

(2) 耐津波構造

（ｉ） 設計基準対象施設に対する耐津波設計

設計基準対象施設は、その供用中に当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して、以下の方針に基づき耐津波設計を行い、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。基準津波の策定位置を第1.3.1-10図に、時刻歴波形を第1.3.1-11図に示す。

また、設計基準対象施設のうち、津波から防護する設備を「設計基準対象施設の津波防護対象設備」とする。

a. 設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包す

る建屋及び区画が設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路及び放水路等の経路から流入させない設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。

(a) 設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。

(b) 上記（a）の遡上波については、敷地及び敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在、設備等の設置状況並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を検討する。また、地震による変状又は繰返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討する。

(c) 取水路又は放水路等の経路から、津波が流入する可能性について検討した上で、流入の可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、必要に応じ水密扉の設置及び閉止運用等の浸水対策を施すことにより、津波の流入を防止する設計とする。

b. 取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止する設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。

(a) 取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して、取水・放水施設及び地下部等における漏水の可能性を検討した上で、漏

水が継続することによる浸水範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、同範囲の境界において浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、浸水防止設備を設置することにより浸水範囲を限定する設計とする。

（b） 浸水想定範囲及びその周辺に設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）がある場合は、防水区画化するとともに、必要に応じて浸水量評価を実施し、安全機能への影響がないことを確認する。

（c） 浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、必要に応じ排水設備を設置する。

c. 上記a.及びb. に規定するもののほか、設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して必要に応じ水密扉の設置及び閉止運用等の浸水対策を施す設計とする。

d. 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止する設計とする。そのため、基準津波による取水ピット水位の低下に対して、海水ポンプが機能保持でき、かつ冷却に必要な海水が確保できる設計とする。また、基準津波による水位

変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対して取水口、取水管路及び取水ピットの通水性が確保でき、かつ取水口からの砂の混入に対して海水ポンプが機能保持できる設計とする。

e. 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝ぱ特性及び浸水経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できる設計とする。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。

f. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たっては、地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震及び余震）による影響、津波の繰返しの襲来による影響、津波による二次的な影響（洗掘、砂移動、漂流物等）及び自然条件（積雪、風荷重等）を考慮する。

g. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに海水ポンプの取水性の評価に当たっては、入力津波による水位変動に対して朔望平均潮位を考慮して安全側の評価を実施する。なお、その他の要因による潮位変動についても適切に評価し考慮する。また、地震により陸域の隆起又は沈降が想定される場合、想定される地震の震源モデルから算定される敷地の地殻変動量を考慮して安全側の評価を実施する。

（ⅱ） 重大事故等対処施設に対する耐津波設計

重大事故等対処施設は、基準津波に対して、以下の方針に基づき耐津波設計を行い、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。基準津波の策定位置

を第 1.3.1-10 図に、時刻歴波形を第 1.3.1-11 図に示す。

また、重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を津波からの防護対象とし、「重大事故等対処施設の津波防護対象設備」という。

a. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画が設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路及び放水路等の経路から流入させない設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。

（a） 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。

（b） 上記（a）の遡上波の到達防止に当たっての検討は、「（ｉ）設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

（c） 取水路又は放水路等の経路から、津波が流入する可能性について検討した上で、津波が流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、必要に応じて実施する浸水対策については、「（ｉ）設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

b. 取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定し、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。具体的には、「（ｉ）設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

c.　上記a.及びb.に規定するもののほか、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、必要に応じて実施する浸水対策については、「（ｉ）設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

d.　水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。そのため、海水ポンプについては、「（ｉ）設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

また、取水用水中ポンプ及び移動式大容量ポンプ車については、基準津波による取水ピット水位の変動に対して取水性を確保でき、取水口からの砂の混入に対して、ポンプが機能保持できる設計とする。

e.　津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については、「（ｉ）設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

f.　津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに海水ポンプ等の取水性の評価に当たっては、「（ｉ）設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

（ⅲ）　特定重大事故等対処施設に対する耐津波設計

特定重大事故等対処施設は、基準津波に対して、以下の方針に基づき耐津波設計を行い、原子炉補助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その重大事故等

に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。基準津波の策定位置を第 1.3.1-10 図に、時刻歴波形を第 1.3.1-11 図に示す。

また、特定重大事故等対処施設、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を津波からの防護対象とし、「特定重大事故等対処施設の津波防護対象設備」とする。

a. 特定重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）を内包する建屋及び区画が設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路及び放水路等の経路から流入させない設計とする。具体的な設計内容については、防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1 に記載する。

(a) 防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1 に記載する。

(b) 防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1 に記載する。

(c) 防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1 に記載する。

(d) 防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1 に記載する。

b. 上記ａ.に規定するもののほか、特定重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、基準津波に対して、浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、必要に応じて実施する浸水対策については、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」の「c.」を適用する。

c. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については、「(i)設計基準対象施設に対する耐津波設計」の「e.」

を適用する。

基準津波を一定程度超える津波に対する浸水対策設備の機能の保持については、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」の「e.」を基本とする。

d. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たっては、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」の「f.及びg.」を適用する。

基準津波を一定程度超える津波に対する浸水対策設備の設計に当たっては、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」の「f.及びg.」を基本とする。

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(a) 外部からの衝撃による損傷の防止

安全施設（使用済燃料乾式貯蔵容器を除く。）[*1]は、発電所敷地で想定される洪水、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、森林火災及び高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）又は地震及び津波を含む自然現象の組合せに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計とする。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はな

い。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、「兼用キャスクが安全機能を損なうかどうかをその設置される位置のいかんにかかわらず判断するために用いる地震力等を定める告示（平成31年4月2日原子力規制委員会決定）」（以下「兼用キャスク告示」という。）に定める竜巻及び発電所敷地で想定される森林火災に対して安全機能を損なわない設計とする。[*1]

また、自然現象の組合せにおいては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを設計上考慮する。

上記に加え、重要安全施設は、科学的技術的知見を踏まえ、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力について、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して適切に組み合わせる。

また、安全施設（使用済燃料乾式貯蔵容器を除く。）[*1]は、発電所敷地又はその周辺において想定される飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害の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（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわない設計とする。

なお、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）については、確率的要因により設計上考慮する必要はない。また、ダムの崩壊について

は、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、発電所敷地又はその周辺において想定される爆発及び近隣工場等の火災に対して安全機能を損なわない設計とする。*1

ここで、想定される自然現象及び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（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。

（a-1） 安全施設は、想定される竜巻が発生した場合においても、作用する設計荷重に対して、その安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設は、過去の竜巻被害状況及び玄海原子力発電所のプラント配置から想定される竜巻に随伴する事象に対して、安全機能を損なわない設計とする。

竜巻に対する防護設計を行うための設計竜巻の最大風速は、100m／sとし、設計荷重は、設計竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物が安全施設に衝突する際の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重、並びに、安全施設に常時作用する荷重、運転時荷重及びその他竜巻以外の自然現象による荷重等を適切に組み合わせたものとして設定する。

安全施設の安全機能を損なわないようにするため、安全施設に影響を及ぼす飛来物の発生防止対策を実施するとともに、作用する設計荷重に対する安全施設の構造健全性の維持、安全施設を内包する区画の構造健全性の確保、若し

くは、飛来物による損傷を考慮し安全上支障のない期間での修復等の対応、又は、それらを適切に組み合わせた設計とする。

飛来物の発生防止対策として、飛来物となる可能性のあるもののうち、資機材、車両等については飛来した場合の運動エネルギ又は貫通力が設定する設計飛来物である鋼製材（長さ 4.2m×幅 0.3m×奥行き 0.2m、質量 135kg、飛来時の水平速度 51m／s、飛来時の鉛直速度 34m／s）より大きなものに対し、固縛、固定、竜巻防護施設等からの離隔、建屋内収納又は撤去を実施する。

（a-2） 安全施設は、発電所の運用期間中において発電所の安全機能に影響を及ぼし得る火山事象として設定した層厚 10cm、粒径２mm 以下、密度 1.0g／cm^3（乾燥状態）～1.7g／cm^3（湿潤状態）の降下火砕物に対し、その直接的影響である構造物への静的負荷に対して安全裕度を有する設計とすること、水循環系の閉塞に対して狭隘部等が閉塞しない設計とすること、換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）に対して降下火砕物が侵入しにくい設計とすること、水循環系の内部における磨耗並びに換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（磨耗）に対して磨耗しにくい設計とすること、構造物の化学的影響（腐食）、水循環系の化学的影響（腐食）並びに換気系、電気系及び計装制御系に対する化学的影響（腐食）に対して短期での腐食が発生しない設計とすること、発電所周辺の大気汚染に対して中央制御室の換気空調設備は降下火砕物が侵入しに

くく、さらに外気を遮断できる設計とすること、電気系及び計装制御系の盤の絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する計測制御系統施設（原子炉安全保護計装盤）の設置場所の換気空調設備は降下火砕物が侵入しにくい設計とすることにより、安全機能を損なわない設計とする。

また、安全施設は、降下火砕物による静的負荷や腐食等の影響に対して、降下火砕物の除去や換気空調設備外気取入口のフィルタの取替え、清掃、換気空調設備の停止又は閉回路循環運転の実施により安全機能を損なわない設計とする。

さらに、降下火砕物の間接的影響である7日間の外部電源喪失、発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し、発電所の安全性を維持するために必要となる電源の供給が継続でき、また、発電所内の交通の途絶によるアクセス制限事象が発生しても、タンクローリによる燃料供給に必要な発電所内のアクセスルートの降下火砕物の除去を実施可能とすることにより安全機能を損なわない設計とする。

(a-3)　安全施設は、想定される外部火災において、最も厳しい火災が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。

自然現象として想定される森林火災の延焼防止を目的として、発電所周辺の植生を確認し、作成した植生データ等を基に求めた最大火線強度から算出される防火帯（約35m）を敷地内に設ける。

防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし、防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限とする。

また、森林火災による熱影響については、火炎輻射強度（500kW／m^2）の影響を考慮した場合においても、離隔距離の確保等により安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）として、想定される近隣の産業施設の火災及び爆発については、離隔距離の確保等により安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

また、想定される発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災、航空機墜落による火災及び発電所港湾内に入港する船舶の火災については、離隔距離の確保等により安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

外部火災による屋外施設への影響については、火災時に直接熱影響を受けないように配置上の考慮を行うことにより、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。また、外部火災の二次的影響であるばい煙及び有毒ガスによる影響については、換気空調設備等に適切な防護対策を講じることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

(b) 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止

発電用原子炉施設への人の不法な侵入等を防止するため、区域の設定、人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁による防護、巡視、監視、出入口での

身分確認や持込み点検、施錠管理及び情報システムへの外部からのアクセス遮断措置を行うことにより、接近管理、出入管理及び不正アクセス行為の防止を行える設計とする。

核物質防護上の措置が必要な区域については、探知施設を設け、警報、映像等を集中監視するとともに、核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行う設計とする。さらに、防護された区域内においても、施錠管理により、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な接近を防止する設計とする。

また、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、持込み点検を行える設計とする。

さらに、不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。

（c） 火災による損傷の防止

設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、原子炉の高温停止

及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域を火災区域及び火災区画に設定し、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域を火災区域に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

(c-1) 基本事項

(c-1-1) 火災区域及び火災区画の設定

建屋等の火災区域は、耐火壁により囲まれ他の区域と分離されている区域を、(c-1-2) に示す安全機能を有する構築物、系統及び機器の配置も考慮して設定する。建屋内のうち、火災の影響軽減の対策が必要な原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵、かつ、閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域は、他の区域と3時間以上の耐火能力を有する耐火壁により分離する。

屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、(c-1-2) に示す安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域を火災区域として設定する。

また、火災区画は、建屋内及び屋外で設定した火災区域を系統分離等に応じて分割して設定する。

(c-1-2) 安全機能を有する構築物、系統及び機器

「(c) 火災による損傷の防止」では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するために必要となるものである設計基準対象施設のうち、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な機能を確保するための構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を「安全機能を有する構築物、系統及び機器」という。

(c-1-3) 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安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに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並びに火災の影響軽減の３つ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、可搬型重大事故等対処設備、その他の発電用原子炉施設については、設備等に応じた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、安全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。

（c-2）　火災発生防止

（c-2-1）　火災の発生防止対策

火災の発生防止については、発火性又は引火性物質に対して火災の発生防止対策を講じる他、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉に対する対策、発火源への対策、水素に対する換気及び漏えい検知対策、電気系統の過電流による過熱及び焼損の防止対策等を講じる設計とする。なお、放射線分解等により発生する水素の蓄積防止対策は、水素や酸素の濃度が高い状態で滞留及び蓄積することを防止する設計とする。

（c-2-2）　不燃性材料又は難燃性材料の使用

安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、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、又は当該構築物、系統及び機器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、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の安全機能を有する構築物、系統及び機器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、安全機能を有する機器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、核計装ケーブルのように実証試験により延焼性等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安全機能を有する構築物、系統及び機器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。

(c-2-3) 落雷、地震等の自然現象による火災の発生防止

落雷によって、発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器に火災が発生しないように、避雷設備を設置する設計とする。

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、耐震クラスに応じて十分な支持性能をも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」に従い、耐震クラスに応じた耐震設計とする。

(c-3) 火災の感知及び消火

火災の感知及び消火については、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対して、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、安全機能を有する構築物、系統及び機器の耐震クラスに応じて、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、原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない設計とする。

(c-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て設置する設計とする。火災感知設備は、外部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、中央制御室で常時監視できる設計とする。

(c-3-2)　消火設備

安全機能を有する構築物、系統及び機器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。また、原子炉の高温停止及び低温停止に係る構築物、系統及び機器相互の系統分離を行うための消火設備については、選択弁等の動的機器の単一故障も考慮し系統分離に応じた独立性を備えた設計とする。

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、火災の火炎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、安全機能を有する構築物、系統及び機器に悪影響を及ぼさないよう設置し、外部電源喪失時の電源確保を図るとともに、中央制御室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。

(c-4) 火災の影響軽減

火災の影響軽減については、安全機能を有する構築物、系統及び機器の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響を軽減するため、互いに相違する系列間の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは、3時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離する設計、又は水平距離が6m以上あり、かつ、火災感知設備及び自動消火設備を設置する設計、又は1時間の耐火能力を有する隔壁等で互いの系列間を分離し、かつ、火災感知設備及び自動消火設備を設置する設計とする。系統分離を行うために設置する消火設備は、系統分離に応じた独立性を有する設計とする。

ただし、火災の影響軽減のための措置を講じる設計と同

等の設計として、中央制御盤に関しては、金属外装ケーブル、操作スイッチの離隔等による分離対策、高感度煙感知器の設置、常駐する運転員による消火活動等により、上記設計と同等又はそれを上回る設計とする。また、原子炉格納容器に関しては、一部ケーブルトレイへの蓋の設置、常駐する運転員及び消防要員による初期消火活動、多重性を有する原子炉格納容器スプレイ設備の手動作動等により、上記設計と同等又はそれを上回る設計とする。

(c-5) 火災の影響評価

設備等の設置状況を踏まえた可燃性物質の量等を基に、想定される発電用原子炉施設内の火災によって、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止及び低温停止が達成できる設計とし、火災影響評価にて確認する。

また、発電用原子炉施設内の火災によって運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合に、それらに対処するために必要な機器の単一故障を考慮しても異常状態を収束できる設計とし、火災影響評価にて確認する。

(c-6) その他

「(c-2) 火災発生防止」から「(c-5) 火災の影響評価」の他、安全機能を有する構築物、系統及び機器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。

(d) 溢水による損傷の防止

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した

場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのために、溢水防護に係る設計時に発電用原子炉施設内において発生が想定される溢水の影響を評価（以下「溢水評価」という。）し、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに使用済燃料ピットにおいては、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持できる設計とする。

また、溢水の影響を受けて運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合に、それらに対処するために必要な機器の単一故障を考慮しても異常状態を収束できる設計とし、これらの機能を維持するために必要な設備（以下「防護対象設備」という。）が、浸水防護や検知機能等によって、没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。

溢水評価では、溢水源として発生要因別に分類した以下の溢水を想定する。また、溢水評価に当たっては、溢水防護区画を設定し、溢水評価が保守的になるように溢水経路を設定する。

・溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水

・発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止の

ために設置される系統からの放水による溢水

・地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料ピットのスロッシングにより発生する溢水を含む。）

・その他の要因（地下水の流入、地震以外の自然現象に起因して生じる破損等）により生じる溢水

溢水評価に当たっては、防護対象設備の機能喪失高さ（溢水の影響を受けて、防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ）、溢水防護区画を構成する壁、扉、堰等について、設備等の設置状況を踏まえ評価条件を設定する。

溢水評価において、溢水影響を軽減するための壁、扉、堰等の浸水防護設備、床開口部、防護カバー等の設備については、必要により保守点検や水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また、設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備（ポンプ、弁、使用済燃料ピット及び原子炉キャビティ（キャナルを含む。）等）から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

(e) 誤操作の防止

設計基準対象施設は、プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して、色分けや安全タッグの取り付けなどの識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置、中央監視操作の盤面配置、理解しやすい表示方法とするとともに施錠管理を行い、運転

員の誤操作を防止する設計とする。

また、中央制御室は耐震性を有する原子炉補助建屋内に設置し、放射線防護措置（遮へい及び換気設備の閉回路循環運転の実施）、火災防護措置（消火設備の設置）、照明用電源の確保措置を講じ、環境条件を想定しても、運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作することができる設計とするとともに、現場操作についても同様な環境条件を想定しても、設備を容易に操作することができる設計とする。

(f)　安全避難通路等

発電用原子炉施設には、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路及び照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用照明を設ける。

設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、作業用照明を設置する。作業用照明は、ディーゼル発電機又は蓄電池を内蔵した電源から電力を供給できる設計とする。また、現場作業の緊急性との関連において、万一、作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合や、作業用電源の枯渇後の対応など仮設照明の準備に時間的猶予がある場合には、可搬型照明も活用する。

(g)　安全施設

(g-1)　安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統は、原

則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、又は長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする以下の機器については、想定される最も過酷な条件下においても安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセス性及び補修作業性並びに当該作業期間における従事者及び周辺公衆の被ばくを考慮する。

・アニュラス空気浄化設備のダクトの一部
・安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部

試料採取設備のうち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、他の系統を用いて当該機能を代替できる設計とする。

原子炉格納容器スプレイ設備のうちスプレイリングについては単一設計とするが、安全機能に最も影響を与える単

一故障を仮定しても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。

安全施設の設計条件を設定するに当たっては、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

また、安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

(g-2) 安全施設は、蒸気タービン等の損壊に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。

蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策を行うことにより、破損事故の発生確率を低くするとともに、ミサイルの発生を仮に想定しても安全機能を有する構築物、系統及び機器への到達確率を低くすることによって、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(g-3) 重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則共用又は相互に接続しないものとするが、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続することを考慮する。

重要安全施設に該当する中央制御室は、共用することにより、プラントの状況に応じた運転員の相互融通を図ることや、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状

況等）を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることなどで、安全性が向上するため、居住性に配慮した設計とする。

同じく重要安全施設に該当する中央制御室空調装置は、各号炉に設置し、片系列単独で居住性に係る判断基準を満足する設計とする。また、共用により更なる多重性を持ち、単一設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニットを含め、安全性が向上する設計とする。

安全施設（重要安全施設を除く。）において、共用又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(h) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

設計基準対象施設は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。

(i) 全交流動力電源喪失対策設備

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約25分間に対し、十分長い間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池（安全防護系用）を設ける設計と

する。

（j） 炉心等

設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。

炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。

燃料体、減速材、反射材及び炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できる設計とする。

燃料体、炉心支持構造物、熱遮へい材並びに１次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、１次冷却材又は２次冷却材の循環、沸騰その他の１次冷却材又は２次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の１次冷却材又は２次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けない設計とする。

燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持する設計とする。

燃料体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体

に加わる負荷に耐えるものとし、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じない設計とする。

(k) 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）は、燃料体等を取り扱う能力を有し、燃料体等が臨界に達するおそれがなく、崩壊熱により燃料体等が溶融せず、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放射線に対して適切な遮へい能力を有し、燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できる設計とする。

燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。）は、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納でき、放射性物質の放出を低減できる設計とする。

また、燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するとともに、燃料体等が臨界に達するおそれがない設計とする。

使用済燃料の貯蔵施設は、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放射線に対して適切な遮へい能力を有し、貯蔵された使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料が崩壊熱により溶融しないものであって、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有し、使用済燃料ピットから放射性物質を含む水があふれ、又

は漏れないものであって、使用済燃料ピットから水が漏えいした場合において、水の漏えいを検知することができる設計とする。

使用済燃料の貯蔵施設は、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれない設計とすることとし、使用済燃料ピットの機能に影響を及ぼす重量物については落下しない設計とする。

使用済燃料ピットの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを中央制御室に伝えるとともに、外部電源が使用できない場合においても非常用所内電源からの電源供給により、使用済燃料ピットの水位及び水温並びに放射線量を監視することができる設計とする。

使用済燃料貯蔵設備から再処理工場への使用済燃料の搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。

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へい材及び中性子遮へい材により十分に遮へい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。

また、１号炉、２号炉、３号炉又は４号炉の使用済燃料貯蔵設備にて貯蔵する使用済燃料のうち、十分に冷却した使用

済燃料は、原則として、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を維持できることを確認のうえ使用済燃料乾式貯蔵容器に収納し、使用済燃料乾式貯蔵施設へ運搬して貯蔵する。その後、使用済燃料乾式貯蔵容器を用いて再処理工場へ搬出する。[*1]

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る）は、以下を考慮した設計とする。

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。

原子炉冷却材の流出を制限するために隔離装置を有する設計とする。

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分なじん性を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有する設計とする。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリに含まれる接続配管の範囲は、以下とする。

(1-1) 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第２隔離弁を含むまでの範囲とする。

(1-2) 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第２隔離弁を含むまでの範囲とする。

（1-3） 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、（1-2）以外のものは、原子炉側からみて、第１隔離弁を含むまでの範囲とする。

（1-4） 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も（1-1）に準ずる。

（1-5） 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

なお、通常時閉、事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記（1-3）に該当することから、１個の隔離弁を設けるものとする。

（m） 蒸気タービン

蒸気タービンは、想定される環境条件において、材料に及ぼす化学的及び物理的影響を考慮した設計とする。

また、振動対策、過速度対策等各種の保護装置及び監視制御装置によって、運転状態の監視を行い、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

（n） 非常用炉心冷却設備

非常用炉心冷却設備は、１次冷却材を喪失した場合においても燃料被覆材の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる設計とするとともに、１次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材と冷却材との反応により著しく多量の水素を生じない設計とする。

（o） １次冷却材の減少分を補給する設備

発電用原子炉施設には、通常運転時又は1次冷却材の小規模漏えい時に発生した1次冷却材の減少分を補給する設備（安全施設に属するものに限る。）を設ける設計とする。

(p) 残留熱を除去することができる設備

発電用原子炉施設には、発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉容器内において発生した残留熱を除去することができる設備（安全施設に属するものに限る。）を設ける設計とする。

(q) 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備

最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備は、原子炉容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を除去することができる設計とする。

また、津波、溢水又は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人為的な事象に対して安全性を損なわない設計とする。

(r) 計測制御系統施設

計測制御系統施設は、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるとともに、想定される範囲内で監視できる設計とする。

設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を

講じるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるとともに、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準事故時においても２種類以上監視し、又は推定することができる設計とする。

発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録され、及び当該記録が保存される設計とする。

（s） 安全保護回路

安全保護回路は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。

安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。

安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。

安全保護回路は、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより

安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。

安全保護回路を構成するデジタル計算機は、不正アクセス行為に対する安全保護回路の物理的分離及び機能的分離を行うとともに、ソフトウェアは設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行うことで、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ことができる設計とする。

計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。

(t) 反応度制御系統及び原子炉停止系統

反応度制御系統（原子炉停止系統を含み、安全施設に係るものに限る。以下において同じ。）としては、制御棒クラスタの位置を制御することによって反応度を制御する制御棒制御系と１次冷却材中のほう素濃度を調整することによって反応度を制御する化学体積制御設備の原理の異なる２つの系統を設け、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有する設計とする。

反応度制御系統は、通常運転時の高温状態において、２つの独立した系統がそれぞれ発電用原子炉を未臨界に移行し、未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡

変化時の高温状態においても反応度制御系統のうち少なくとも１つは、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を未臨界に移行し、未臨界を維持できる設計とする。なお、「２次冷却系の異常な減圧」のように炉心が冷却されるような運転時の異常な過渡変化時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による１次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界にでき、かつ、運転時の異常な過渡変化後において未臨界に維持できる設計とする。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、反応度制御系統のうち少なくとも１つは、発電用原子炉を未臨界に移行し、未臨界を維持できる設計とする。

１次冷却材喪失その他の設計基準事故時において、反応度制御系統のうち少なくとも１つは、発電用原子炉を未臨界へ移行することができ、かつ、少なくとも１つは、発電用原子炉を未臨界に維持できる設計とする。なお、「主蒸気管破断」のように炉心が冷却されるような設計基準事故時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による１次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界にでき、かつ設計基準事故後において未臨界を維持できる設計とする。

また、制御棒クラスタは、反応度価値の最も大きな制御棒クラスタ１本が固着した場合においても上記を満足する設計とする。

制御棒クラスタの最大反応度価値及び反応度添加率は、想

定される反応度投入事象に対して、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉容器内部構造物の損壊を起こさない設計とする。

制御棒クラスタ、液体制御材その他の反応度を制御する設備は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持できる設計とする。

(u) 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、気象観測装置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の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、敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び発電所構内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）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、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう設計する。

可動源に対しては、中央制御室空調装置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ことを期待する防液堤等は、必要に応じて保守管理及び運用管理を適切に実施する。

また、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、運転員が過度の放射線被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮へいを設ける。また、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設計とする。

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

(v) 放射性廃棄物の処理施設

放射性廃棄物を処理する施設（安全施設に係るものに限る。）は、周辺監視区域の外の空気中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する

能力を有し、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を満足できる設計とする。

また、液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあっては、放射性物質を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び発電用原子炉施設外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止でき、固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあっては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難い設計とする。

(w) 放射性廃棄物の貯蔵施設

放射性廃棄物を貯蔵する施設（安全施設に係るものに限る。）は、放射性廃棄物が漏えいし難い設計とするとともに、固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備にあっては、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とする。

(x) 発電所周辺における直接線等からの防護

設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による敷地周辺の空間線量率が、十分に低減（発電所内の使用済燃料乾式貯蔵施設を除く他の施設からのガンマ線と使用済燃料乾式貯蔵施設からの中性子及びガンマ線とを合算し、実効線量で１年間当たり 50μSv 以下となるように）できる設計とする。＊1

【＊１補足】現状の運用は以下の通り。

(x) 発電所周辺における直接ガンマ線等からの防護

設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率が、十分に低減（空気カーマで１年間当

たり５０マイクログレイ以下となるように）できる設計とする。

（y） 放射線からの放射線業務従事者の防護

設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減でき、放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができる設計とする。

発電用原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設け、放射線管理に必要な情報を中央制御室及びその他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に係るものに限る。）を設ける設計とする。

（z） 監視設備

発電用原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室に表示及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）＊２に表示できる設備（安全施設に係るものに限る。）を設ける設計とする。

＊２ 発電用原子炉設置変更許可申請書(平成29年1月18日原規規発第1701182号にて許可)にて緊急時対策所の変更における許可を受けた記載としているが、評価時点において当該工事は完了していない。
このため、評価時点においては代替緊急時対策所及びその機能に係る設備は運用中であり、緊急時対策所（緊急時対策棟内）、緊急時対策棟及びその機能に係る設備は運用していない。

モニタリングステーション（１号、２号、３号及び４号炉共用）及びモニタリングポスト（１号、２号、３号及び４号炉共用）は、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、専用の無停電電源装置を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタリングステーション及びモニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2までのデータ伝送系は多様性を有する設計とする。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

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

(aa) 原子炉格納施設

原子炉格納容器は、原子炉格納容器スプレイ設備と相まって１次冷却材配管の最も苛酷な破断を想定し、これにより放出される１次冷却材のエネルギによる事故時の圧力、温度及び設計上想定された地震荷重に耐えるように設計する。

また、１次冷却材喪失事故が発生した場合でも、原子炉格

納容器スプレイ設備の作動により、温度及び圧力を速やかに下げ、出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を原子炉格納容器の許容値以下に保ち、原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計する。

原子炉格納容器は、プレストレストコンクリート製で、設計基準事故時に耐圧機能を有するコンクリートと、漏えい防止機能を有するライナプレートで構成し、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の各荷重に対し健全性を維持する設計とする。

また、原子炉格納容器バウンダリの鋼材の非延性破壊を防止するため、最低使用温度を考慮した破壊じん性試験を行い、規定値を満足した材料を使用する。

原子炉格納容器を貫通する配管系には、原子炉格納容器の機能を確保するために必要な隔離弁を設ける。

原子炉格納容器を貫通する計装配管のような特殊な細管であって特に隔離弁を設けない場合には、隔離弁を設置したのと同等の隔離機能を有するように設計する。

主要な配管に設ける原子炉格納容器隔離弁は、原子炉冷却材喪失時に動作を必要とする非常用炉心冷却設備等の配管の隔離弁を除き、自動隔離弁とし、隔離機能の確保が可能な設計とする。

自動隔離弁は、単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合でも、隔離機能が達成できる設計とする。

自動隔離弁は、原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、１次冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測配管のような特殊な細管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に１個、外側に１個の自動隔離弁を設ける設計とする。

原子炉格納容器の内側又は外側において閉じた配管系については、原子炉格納容器内側あるいは外側に１個の隔離弁を設ける。

原子炉格納容器隔離弁は、閉止後駆動動力源の喪失によっても隔離機能が喪失しない設計とする。また、原子炉格納容器隔離弁のうち、隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。

格納容器熱除去系として、原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。

原子炉格納容器スプレイ設備は、１次冷却材配管の最も苛酷な破断を想定した場合でも、放出されるエネルギによる設計基準事故時の原子炉格納容器内圧力、温度が最高使用圧力、最高使用温度を超えないようにし、かつ、原子炉格納容器の内圧を速やかに下げて低く維持することにより、放射性物質の外部への漏えいを少なくする設計とする。

さらに、原子炉格納容器スプレイ設備は、外部電源喪失の状態で設計基準事故発生から注入モード終了までの期間は、動的機器の単一故障を仮定しても、又は再循環モード以降の期間は、動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、上記の安全機能を満足す

るよう、スプレイリングを除き多重性及び独立性を有する設計とする。

格納施設雰囲気浄化系として、アニュラス空気浄化設備及び原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。

アニュラス空気浄化設備は、１次冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を減少させる設計とする。

本設備の動的機器は、多重性を持たせ、また、非常用母線から給電して十分その機能を果たせる設計とする。

原子炉格納容器スプレイ設備は、１次冷却材喪失事故時に原子炉格納容器熱除去として作動するとともに、よう素除去薬品を添加してスプレイすることにより、原子炉格納容器内のよう素濃度を低減できる設計とする。

１次冷却材喪失事故後に原子炉格納容器内に蓄積される水素濃度が可燃限界に達するのは、事故後、長期間経過した後であり、水素の蓄積の割合は極めて緩慢である。原子炉格納容器の健全性を維持するのに必要な処置は、制御用圧縮空気設備及び格納容器減圧装置を利用して、水素濃度が可燃限界に達するまでに実施できる設計とする。

（ab）保安電源設備

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系した設計とする。

また、発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設

に係るものに限る。）　を設ける設計とする。

保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、発電機、送電線、変圧器、母線等に保護継電器を設置し、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、異常を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより、その拡大を防止する設計とする。

特に重要安全施設においては、多重性を有し、系統分離が可能である母線で構成し、信頼性の高い機器を設置することで、非常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。

また、変圧器１次側において３相のうちの１相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作）若しくは手動操作で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも２回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するとともに、電線路のうち少なくとも１回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できる設計とする。

設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の発電所内の２以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの２回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計とする。

非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。

ディーゼル発電機については、７日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、７日間分の容量以上の燃料を敷地内の燃料油貯蔵タンク及び燃料油貯油そうに貯蔵し、燃料油貯蔵タンクと燃料油貯油そう間はタンクローリにより輸送する設計とする。

タンクローリについては、保管場所及び輸送ルートを含み、地震、津波及び想定される自然現象並びに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（故意によるものを除く。）を考慮するとともに、燃料油貯蔵タンク等の単一故障を考慮しても、ディーゼル発電機の７日間以上の連続運転に支障がない設計とし、常時２台以上（３号及び４号炉共用）を分散配置する。

タンクローリの火災時には早期発見できるよう火災感知設備を設け、中央制御室にて常時監視できる設計とするととも

に、消火設備として消火器を配置する。

タンクローリによる輸送については、発生する外部電源喪失によるディーゼル発電機の運転が必要となった場合に、7日間以上の連続運転に支障がないよう、輸送に係る要員の確保を含む手順を予め定め、昼夜問わず、計画的かつ確実に実施するものとする。

設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しない設計とする。

(ac) 緊急時対策所

発電用原子炉施設には、1次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2を中央制御室以外の場所に設置する。

代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要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、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、

現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう設計する。

可動源に対しては、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2の緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員を防護できる設計とする。

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

代替緊急時対策所は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）にて継続使用する一部のものを除き、その機能に係る設備を含め、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。*2

代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じる。また、必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けるとともに、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。

（ad）通信連絡設備

通信連絡設備は、警報装置、通信設備（発電所内）、データ伝送設備（発電所内）、通信設備（発電所外）及びデータ伝送

設備（発電所外）から構成される。

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉補助建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、警報装置（安全施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信設備（発電所内）（安全施設に属するものに限る。）を設置又は保管する設計とする。また、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所内）を設置する設計とする。

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、通信設備（発電所外）（安全施設に属するものに限る。）を設置又は保管する設計とする。また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所外）を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

これらの通信連絡設備については、非常用所内電源及び無

停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。

代替緊急時対策所の通信連絡設備は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。*2

（ae）補助ボイラ

発電用原子炉施設には、設計基準事故に至るまでの間に想定される使用条件に応じて必要な蒸気を供給する能力がある補助ボイラ（安全施設に係るものに限る。）を設置する。補助ボイラ（３号及び４号炉共用）は、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

b．　重大事故等対処施設（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止、原子炉制御室、監視測定設備、緊急時対策所及び通信連絡を行うために必要な設備は、a.設計基準対象施設に記載）

（a）　重大事故等の拡大の防止等

発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心、使用済燃料ピット内の燃料体等及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

また、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び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防止するために必要な措置を講じる設計とする。

（b）　火災による損傷の防止

重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、重大事故等対処施設を設置する区域を火災区域及び火災区画に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

(b-1)　基本事項

(b-1-1)　火災区域及び火災区画の設定

建屋等の火災区域は、耐火壁により囲まれ他の区域と分離されている区域を重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置も考慮して火災区域として設定する。

なお、「(3) その他の主要な構造 (i) a.設計基準対象施設 (c-1-1)　火災区域及び火災区画の設定」において、火災の影響軽減の対策として設定する火災区域は、他の区域と３時間以上の耐火能力を有する耐火壁により分離する。

屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、重大事故等対処施設を設置する区域を、重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置を考慮するとともに、延焼防止を考慮した管理を踏まえて火災区域として設定する。

また、火災区画は、建屋内及び屋外で設定した火災区域を重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置等に応じて分割して設定する。

(b-1-2)　火災防護計画

「(3)　その他の主要な構造（i）a.設計基準対象施設(c-1-3)　火災防護計画」に定める。

なお、重大事故等対処施設としては、火災の影響軽減の火災防護対策を除く。

(b-2)　火災発生防止

(b-2-1)　火災の発生防止対策

火災の発生防止については、発火性又は引火性物質に対して火災の発生防止対策を講じる他、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉に対する対策、発火源への対策、水素に対する換気及び漏えい検知対策、電気系統の過電流による過熱及び焼損の防止対策等を講じる設計とする。なお、放射線分解等により発生する水素の蓄積防止対策は、水素や酸素の濃度が高い状態で滞留及び蓄積することを防止する設計とする。

(b-2-2)　不燃性材料又は難燃性材料の使用

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重

大事故等対処施設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、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等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重大事故等対処施設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重大事故等対処施設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。

(b-2-3) 落雷、地震等の自然現象による火災の発生防止

落雷によって、発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器に火災が発生しないように、避雷設備を設置する設計とする。

重大事故等対処施設は、施設の区分に応じて十分な支持性能をも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」に従い、施設の区分に応じた耐震設計とする。

森林火災については、防火帯等により、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。

竜巻（風（台風含む。））については、竜巻防護対策施設の設置、固縛等により、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。

(b-3)　火災の感知及び消火

火災の感知及び消火については、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、重大事故等対処施設の区分に応じて、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、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。

(b-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て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、中央制御室で常時監視できる設計とする。

(b-3-2)　消火設備

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、屋内及び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、火炎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、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、中央制御室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。

(b-4)　その他

「(b-2)　火災発生防止」、「(b-3)　火災の感知及び消火」の他、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。

(c)　重大事故等対処設備

(c-1)　多様性、位置的分散、悪影響防止等

(c-1-1)　多様性、位置的分散

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の故障を考慮する。

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による荷重の組合せを考慮する。

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、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テロリズムを考慮する。

故意による大型航空機衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

建屋及び地中の配管ダクトについては、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とする。

サポート系の故障については、系統又は機器に供給さ

れる電力、空気、油、冷却水を考慮する。

重大事故緩和設備についても、可能な限り多様性を有し、位置的分散を図ることを考慮する。

（c-1-1-1）　常設重大事故等対処設備

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水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、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じる設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち、計装設備について、重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他のチャンネル又は他ループの計器を除く。）による推定は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とする等、重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った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。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「（c-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、火山の影響並びに電磁的障害に対して常設重大

事故防止設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して常設重大事故防止設備は、「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)（ⅱ）重大事故等対処施設の耐震設計」、「(2)（ⅱ）重大事故等対処施設に対する耐津波設計」及び「(3)（ⅰ）b.(b) 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。

溢水に対しては、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。

地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対しては、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないよう、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。落雷に対して大容量空冷式発電機は、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屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により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。

生物学的事象のうち、クラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある屋外の常設重大事故防止設備は、多重性をもつ設計とする。

高潮に対して常設重大事故防止設備（非常用取水設備は除く。）は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。

飛来物（航空機落下等）に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないよう、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。

なお、自然現象のうち洪水及び地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。また、外部人為事象のうちダムの崩壊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。

サポート系の故障に対しては、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段による対応が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。

（c-1-1-2）　可搬型重大事故等対処設備

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と、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、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図るこ

とを考慮して適切な措置を講じた設計とする。

また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は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影響、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「(c-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、火山の影響並びに電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「イ．(1) 敷地の面積及び形状」に基づく地盤上に設置された建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。

地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「(1)(ⅱ)重大事故等対処施設の耐震設計」、「(2)(ⅱ)

重大事故等対処施設に対する耐津波設計」にて考慮された設計とする。

火災に対して可搬型重大事故等対処設備は「(3)(ⅰ)b.(b)　火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。

溢水に対して可搬型重大事故等対処設備は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に保管する。

地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対しては、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。クラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、複数の取水箇所を選定できる設計とする。

高潮に対して可搬型重大事故等対処設備は、高潮の

影響を受けない敷地高さに保管する。

飛来物（航空機落下等）及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋並びに屋外の設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備のそれぞれから100mの離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する。

なお、自然現象のうち洪水及び地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。また、外部人為事象のうちダムの崩壊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。

サポート系の故障に対しては、可搬型重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段による対応が可能な設計とする。また、可搬型重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。

（c-1-1-3） 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外

から水又は電力を供給する設備と、常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、屋内又は建屋面に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に、屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については「(c-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、火山の影響並びに電磁的障害に対しては、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して、接続口を屋内又は建屋面に設置する場合は、「イ．(1) 敷地の面積及び形状」に基づく地盤上の建屋において、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。

屋外に設置する場合は、地震により生じる敷地下斜面の滑り、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に設置するとともに、接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路が十分な離隔距離を確保し

た位置に複数箇所設置する。

地震、津波及び火災に対しては、「(1)(ⅱ)重大事故等対処施設の耐震設計」、「(2)(ⅱ)重大事故等対処施設に対する耐津波設計」及び「(3)(ⅰ)b.(b) 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。

溢水に対しては、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。

地震、津波、溢水及び火災に対しては、屋内又は建屋面に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に、屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。

風(台風)、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、飛来物(航空機落下等)、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対しては、屋内又は建屋面に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に、屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外に設置する場合は、開口部の閉止により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。

高潮に対して接続口は、高潮の影響を受けない位置に設置する。

なお、自然現象のうち洪水及び地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。また、外部人為事象のうちダムの崩壊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、複数の機能で一つの接続口を同時に使用しない設計とする。

(c-1-2)　悪影響防止

重大事故等対処設備は発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）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、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の分離された状態から接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、又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。特に放射性物質又は海水を含む系統と、含まない系統を接続する場合は、

通常時に確実に閉止し、使用時に通水できるようにディスタンスピースを設けるか、又は通常時に確実に取り外し、使用時に取り付けできるように可搬型ホースを設けることにより、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、重大事故等対処設備は、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。ただし、可搬型重大事故等対処設備のうち、複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量を合わせた容量とし、兼用できる設計とする。容量の設定根拠については「(c-2)　容量等」に記載する。

地震による影響に対しては、重大事故等対処設備は、地震により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とし、また、地震により火災源又は溢水源とならない設計とする。常設重大事故等対処設備については耐震設計を行い、可搬型重大事故等対処設備については転倒しないことを確認するか又は固縛等が可能な設計とする。(「(c-3)　環境条件等」) また、可搬型重大事故等対処設備は、設置場所でのアウトリガの設置、車輪止め等による固定又は固縛が可能な設計とする。

地震起因以外の火災による影響に対しては、重大事故等対処設備は、火災発生防止、感知、消火による火災防護を行う。

火災防護については「(3)（ｉ）b.（b）　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、想定する重大事故等対処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。放水砲による建屋への放水により、放水砲の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の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、重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に設置又は保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とするか、又は風荷重を考慮し、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。(「(c-3)　環境条件等」)

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、これらにより重大事故等対処設備が悪影響を及ぼさない設計とする。

(c-1-3)　共用の禁止

常設重大事故等対処設備は、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。

ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつ

つ、２以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、更に同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

(c-2)　容 量 等

(c-2-1)　常設重大事故等対処設備

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統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、伝熱容量、弁放出流量、発電機容量及び蓄電池容量等並びに計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備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の容量等の仕様と同仕様の設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準事故対処設備の容量等を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、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。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備以外の系統及び機器を使用するものは、常設重大事故等対処設備単独で、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。

（c-2-2） 可搬型重大事故等対処設備

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統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、発電機容量、蓄電池容量及びボンベ容量等並びに計装設備の計測範囲とする。

可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて１セットで必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備を１基当たり２セット以上持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で

確保する。また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する可搬型バッテリ、可搬型ボンベ等は、必要となる容量等を賄うことができる設備を１負荷当たり１セット持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。ただし、保守点検が目視点検等であり保守点検中でも使用可能なものは、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せずに、故障時のバックアップを発電所全体で確保する。

（c-3） 環境条件等

（c-3-1） 環境条件

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重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（使用）・保管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。

重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、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（凍結及び降水）、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、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、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（凍結及び降水）、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて、以下の設備分類ごとに必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。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。

中央制御室内、原子炉周辺建屋内、原子炉補助建屋内、燃料取替用水タンク建屋内、代替緊急時対策所内、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内及び緊急時対策棟内*2の重大事故等対処設備は、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とともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとる。このうち、インターフェイスシステムLOCA時、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又は使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、

これらの環境影響を受けない区画等に設置する。特に、使用済燃料ピット状態監視カメラ及び使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）は、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとる。

海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。設計基準対象施設として淡水を通水するが、重大事故等時に海水を通水する可能性のある重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。また、八田浦貯水池又は海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

電磁的障害に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能

が損なわれない設計とする。

重大事故等対処設備は、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備や風（台風）及び竜巻等を考慮して当該設備に対し必要により講じた落下防止、転倒防止、固縛等の措置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、溢水による波及的影響を考慮する。

溢水に対しては、重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないように、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又は保管する。

（c-3-2） 重大事故等対処設備の設置場所

重大事故等対処設備の設置場所は、想定され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、遮へいの設置や線源からの離隔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、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。

（c-3-3） 可搬型重大事故等対処設備の設置場所

可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、遮へいの設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場

所を選定することにより、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

(c-4) 操作性及び試験・検査性について

(c-4-1) 操作性の確保

(c-4-1-1) 操作の確実性

重大事故等対処設備は、想定され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、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(「(c-3) 環境条件等」)。操作する全ての設備に対し、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、操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管する。可搬型重大事故等対処設備は運搬、設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、設置場所にてアウトリガの設置又は固縛等が可能な設計とする。

現場の操作スイッチは運転員の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため充電露出部への近接防止を考慮した設計とする。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。現場での接続作業は、コネ

クタ、プラグ、ボルト締めフランジ又は簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。ディスタンスピースはボルト締めフランジで取付ける構造とし、操作が確実に行える設計とする。また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。中央制御室の制御盤の操作スイッチは運転員の操作性を考慮した設計とする。

(c-4-1-2)　系統の切替性

重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁又は遮断器操作等にて速やかに切替えできる設計とする。

(c-4-1-3)　可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、原則としてケーブルはコネクタ又はプラグを用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを、小口径配管かつ低圧環境においては簡便な接続規格を用いる設計とする。他の方法で容易かつ確実に接続できる場合は、専用の接続方法を用いる設計とする。また、発電用原子炉施設が相互に使用することができるように、３号炉及び

４号炉とも同一規格又は同一形状とするとともに、同一ポンプを接続する配管のうち、当該ポンプを同容量かつ同揚程で使用する系統では同口径の接続とする等、複数の系統での規格の統一も考慮する。

（c-4-1-4）　発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。

アクセスルートは、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象に対して地震、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し、外部人為事象に対して飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、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テロリズムを考慮する。

なお、自然現象のうち洪水及び地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、外部人為事象のうちダムの崩壊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。

電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けるこ

とはないことから、アクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートに対する、地震による影響（周辺構築物の倒壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面の滑り）、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを３号炉及び４号炉で１セット１台使用する。ホイールローダの保有数は、３号炉及び４号炉で１セット１台、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台の合計２台（３号及び４号炉共用）を分散して保管する設計とする。また、降水及び地震による屋外タンクからの溢水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。

津波の影響については、基準津波による遡上高さに対して十分余裕を見た高さにアクセスルートを確保する設計とする。また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する設計とする。

自然現象のうち凍結、森林火災、外部人為事象のうち飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突に対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。

屋外アクセスルートは、基準地震動による地震力に

対して、運搬、移動に支障をきたさない地盤に設定することで通行性を確保する設計とする。基準地震動による周辺斜面の崩壊や道路面の滑りに対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで通行性を確保できる設計とする。不等沈下や地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じるが、想定を上回る段差発生時にはホイールローダによる仮復旧により、通行性を確保できる設計とする。

屋内アクセスルートは、津波、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に確保する設計とする。

（c-4-2） 試験・検査性

重大事故等対処設備は、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構造とする。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。

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。

発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、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、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。

多様化自動作動設備は、運転中に重大事故等対処設備としての機能を停止したうえで試験ができるとともに、このとき原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない設計とする。

重大事故等対処設備のうち電源は、電気系統の重要な部分として適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。

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。

(d) 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。

(e) 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。

(f) 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。

(g) 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。

(h) 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ずるものに限る。）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。

(i) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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。

(j) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。

(k) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

(l)　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

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損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。

(m)　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷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。

(n)　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）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、放射線を遮へいし、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。

(o)　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外（以下「発電所外」という。）への放射性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

(p)　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給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。

(q)　代替電源設備

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保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。

(r)　計装設備

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。

c．　特定重大事故等対処施設

(a)　火災による損傷の防止

特重設備は、火災により原子炉補助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その重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、特重設備を設置する区域を火災区域及び火災区画に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

(a-1) 基本事項

(a-1-1) 火災区域及び火災区画の設定

建屋等の火災区域は、耐火壁により囲まれ他の区域と分離されている区域を、特重設備及びその他の発電用原子炉施設の配置及び壁を考慮して設定する。

屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、特重設備を設置する区域を、特重設備及びその他の発電用原子炉施設の配置を考慮して設定する。

また、火災区画は、建屋内等で設定した火災区域を特重設備及びその他の発電用原子炉施設の配置及び壁を考慮して分割して設定する。

(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、特重設備については、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、特重設備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

「a.(c-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

特重設備のうち、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重設備及びその他の発電用原子炉施設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、特重設備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とするか、当該ケーブルの火災に起因して他の特重設備及びその他の発電用原子炉施設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重設備及びその他の発電用原子炉施設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

防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1に記載する。

(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、特重設備に対して、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、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対してその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

防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1に記載する。

（a-3-2）消火設備

防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1に記載する。

（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、特重設備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

防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1に記載する。

（b-1-2）悪影響防止

防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1に記載する。

（b-1-3）共用の禁止

防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1に記載する。

（b-2）容量等

防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1に記載する。

（b-3）環境条件等

（b-3-1）環境条件

防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1に記載する。

（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

防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1に記載する。

（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

防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1に記載する。

(b-4-1-2) 系統の切替性

特重設備のうち、本来の用途以外の用途として原子炉補助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っては、原子炉補助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でも、通常時の系統から弁又は遮断器操作等にて速やかに切替えできる設計とする。

(b-4-2) 試験・検査性

特重設備は、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構造とする。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、定期安全管理審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。

特重設備は、発電用原子炉の運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。ただし、運転中の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は、この限りとはしない設計とする。また、多重性又は多様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基本設計方針

防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1に記載する。

ハ．原子炉本体の構造及び設備

原子炉本体は、燃料体、減速材及び反射材、制御材、炉内構造物、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ほぼ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3.4m
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	193 （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48）
炉心全ウラン量	約89t
炉心全ウラン・プルトニウム量	約89t

（ⅲ） 主要な核的制限値

発電用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、発電用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、全引抜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　　0.016△Ｋ／Ｋ

低温停止状態　　0.010△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抜手順上可能な最大速度で引き抜かれても、0.00075（△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　　0.0018△Ｋ／Ｋ

高温零出力時　　0.0087△Ｋ／Ｋ

ｄ．減速材温度係数及びドプラ係数

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、被覆管の焼損を起こさず、燃料中心温度をその溶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）　　1.80

ｂ．燃料棒最大線出力密度　　43.1kW／m

(2)　燃　料　体

（ｉ）　燃料材の種類

ａ．ウラン燃料集合体

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4.1wt％～約3.4wt％

（ガドリニア入り燃料については濃縮度約2.6wt％～約1.9wt％、ガドリニア濃度約６wt％）

ペレットの初期密度　　理論密度の約95％

ｂ．ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体

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 ８wt％以下（核分裂性プルトニウム富化度）

$$\left[\begin{array}{l}\text{プルトニウム含有率}=\dfrac{\text{全Ｐｕ}}{\text{全Ｐｕ＋全Ｕ}}\times 100\text{wt}\% \\ \\ \text{核分裂プルトニウム富化度}=\dfrac{^{239}\text{Ｐｕ}+^{241}\text{Ｐｕ}}{\text{全Ｐｕ＋全Ｕ}}\times 100\text{wt}\% \\ \text{ただし、全Ｐｕには}^{241}\text{Ｐｕから壊変して生じる}^{241}\text{Ａｍを含む。}\end{array}\right]$$

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９wt％となる。

（ⅱ）　燃料被覆材の種類

ジルカロイー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、発電用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ブル本数	24
燃料集合体当たりの炉内計装用案内シンブル本数	1

(ⅴ) 最高燃焼度

燃料集合体最高燃焼度

ウラン燃料	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上部ふた及び底部を付した鋼製容器であり、上部ふたをボルト締めする構造である。

原子炉容器は、「電気事業法」に基づく通商産業省令に基づき、設計、製作並びに検査を行い、これらに適合する構造とする。なお、必要に応じて日本工業規格、米国機械学会規格等を援用する。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 4.4m
全　　高	約12.9m
最小肉厚	約 135㎜（下部半球鏡部）

ｃ．材　　料

母　　材	低合金鋼（JIS G3120及びJIS G3204）
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	４箇所
原子炉容器出口ノズル	胴上部	４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物により、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。なお、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／cm^2 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自体のコンクリート壁である。

発電所周辺の一般公衆及び発電所従業員等が受けると予想される放射線被ばく線量が、「原子炉等規制法」に定められている許容量を十分下まわるように遮へい設計を行う。

(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、燃料取替装置、燃料移送装置（一部３号及び４号炉共用）及び除染装置（３号及び４号炉共用）[*3]で構成する。

ウラン新燃料は、燃料取扱棟内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、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燃料取扱設備により使用済燃料貯蔵設備に移し、ここから燃料取扱設備により原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替えは、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へ移送し、同棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部３号及び４号炉共用）[*3]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。

＊３　発電用原子炉設置変更許可申請書(令和元年11月20日原規規発第1911201号にて許可）にて使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更及び3号炉の核燃料物質取扱設備の一部、使用済燃料貯蔵設備の一部、使用済燃料ピット水浄化冷却設備の共用化おける許可を受けた記載としているが、評価時点において当該工事は完了していない。

(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（一部３号及び４号炉共用、一部既設）*3は、燃料体等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場所の放射線量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（使用済燃料ラックを含む。）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又は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、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870％相当分（３号及び４号炉共用、一部既設）[*3]とする。

（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及び周辺施設である使用済燃料乾式貯蔵建屋（１号、２号、３号及び４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）及び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使用済燃料乾式貯蔵建屋基礎に固定する。

使用済燃料乾式貯蔵建屋基礎及び使用済燃料乾式貯蔵建屋上部構造物で構成され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へい材及び中性子遮へい材により十分に遮へい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500％相当分（１号、２号、３号及び４号炉共用）とする。*1

(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（３号及び４号炉共用、既設）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（３号及び４号炉共用、既設）

台　　数　　２

容　　量　　約 690m^3／h（１台当たり）

b. 使用済燃料ピット冷却器（３号及び４号炉共用、既設）

型　　式　　横置Ｕ字管式

基　　数　　２

伝熱容量　　約 6.3MW（１基当たり）

（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、放射線を遮へいし、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) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ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、放射線の遮へい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（使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる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、遮へい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フォ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、遮へい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した場合、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水タンク、２次系補給水ポンプ若しくは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した場合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が発生し、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（使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水）として、中間受槽を水源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより、使用済燃料ピットへ注水する設計とする。使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。

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イ

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（以下「使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故」という。）において、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イ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イ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）を設ける。

また、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。

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、使用済燃料ピットスプレイヘッダを可搬型ホースにより中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプと接続し、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（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水

使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に、燃料損傷の進行を緩和し、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（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水）を設ける。

放水設備（燃料取扱棟（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水）として、放水砲を、可搬型ホースにより海を水源とする移動式大容量ポンプ車と接続し、原子炉周辺建屋のうち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（常設設備による使用済燃料ピットの状態監視及び可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視）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

計測設備（常設設備による使用済燃料ピットの状態監視）として、使用済燃料ピット水位（SA）及び使用済燃料ピット温度（SA）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し、中央制御室にて使用済燃料ピットの水位及び水温を監視可能な設計とする。

使用済燃料ピット状態監視カメラは、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中央制御室にて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大容量空冷式発電機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

計測設備（可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視）として、使用済燃料ピット水位（広域）の計測装置並びに使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周

辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置は、使用済燃料ピット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し、中央制御室にて使用済燃料ピットの水位及び上部の空間線量率を監視可能な設計とする。

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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率は、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。

大容量空冷式発電機については、「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（SA）

個　　数　　2

使用済燃料ピット温度（SA）

個　　数　　2

使用済燃料ピット状態監視カメラ

種　　類　　赤外線カメラ

個　　数　　2

［可搬型重大事故等対処設備］

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ（３号及び４号炉共用）

台　　数　　４（予備２）

容　　量　　約 30m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 28m

水中ポンプ用発電機（３号及び４号炉共用）

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」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）

台　　数　　10※１

容　　量　　約100kVA（１台当たり）

※１　保有台数を示す。必要台数は４台（予備２台）とする。

中間受槽（３号及び４号炉共用）

（「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」、「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となる水の供給設備」と兼用）

個　　数　　４（予備１）

容　　量　　約50m^3（１個当たり）

可搬型ディーゼル注入ポンプ（３号及び４号炉共用）

（「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※２

４※２

容　　量　　約 150m^3／h（１台当たり）

約 150m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 470m

約 300m

※２　保有台数を示す。組み合わせて必要台数は４台（予備２台）とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダ（３号及び４号炉共用）

（「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）

基　　数　　４（予備１）

移動式大容量ポンプ車（３号及び４号炉共用）

（「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となる水の供給設備」と兼用）

台　　数　　４※３

容　　量　　約1,320m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約140m

※３　保有台数を示す。必要台数は１台（予備１台）とする。

放水砲（３号及び４号炉共用）

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「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となる水の供給設備」と兼用）

型　　式　　移動式ノズル

台　　数　　２

使用済燃料ピット水位（広域）※４

個　　数　　４※５※６

※４　使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（コンプレッサ（排気ファン含む）、エアコン、発電機）（以下「使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム」という。）含む

※５　可搬型ホースの必要数は４個（予備１個）、エアパージセットの必要数は５個（予備１個）とする。

※６　使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの必要数は３号炉及び４号炉共用で２個（予備２個）とする。

使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）（３号及び４号炉共用）

（「使用済燃料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２）

使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）（３号及び４号炉共用）

（「使用済燃料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）※7

※７　検出器の数を示す。計測装置の必要数は２個（予備２個）とする。

使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）（３号及び４号炉共用）

（「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）※8

※８　検出器の数を示す。計測装置の必要数は２個（予備２個）とする。

（ⅲ）　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

「リ．(3)（ⅱ）e.　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に記載する。

（ⅳ）　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

「リ．(3)（ⅱ）f.　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

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、４つの閉回路からなり、それぞれの回路には１次冷却材ポンプを有し、１次冷却材は発電用原子炉で加熱された後、蒸気発生器に入り、ここで２次冷却材と熱交換を行い再び発電用原子炉に還流する。

また、４回路のうちの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

（炉心支持構造物を含む。）及び加圧器については、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。

炉心支持構造物は、重大事故に至るおそれのある事故時において、１次冷却材の流路として炉心形状維持が十分確保できる設計とする。

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	４
蒸気発生量	約 1,690t／h（１基当たり） （定格出力時）
寸　　法	胴外径　上部　約4.5m 下部　約3.4m 全　高　約 21m 伝熱管外径×厚さ　約22mm×約1.3mm
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	漏えい制御軸封式たて置斜流型

台　　数　　4

容　　量　　約 20,100m^3／h（１台当たり）

c.　１次冷却材管

内径×厚さ　　約 0.70m×約 69mm、約 0.74m×約 73mm
約 0.79m×約 78mm

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、スプレイ及び逃がし弁

材　　料

本　　体　　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 190t／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 325℃（定格出力時）

原子炉容器入口における圧力　　約 157 kg／cm^{2}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

２次冷却設備は、蒸気発生器を介して１次冷却設備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×厚さ　　約 0.64m×約 34 mm

材　　料　　炭　素　鋼

b.　蒸気タービン

型　　式　　くし型４車室６分流排気再熱再生式

基　　数　　1

タービン流入蒸気量　約 6,700t/h

出　　力　　1,180,000kW

c.　タービンバイパス弁

型　　式　　空気作動式

個　　数　　12

容　　量　　約 225t／h（１個当たり）

d.　主蒸気安全弁及び主蒸気逃がし弁

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　　20

容　　量　　約 360t／h（１個当たり）

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　　４

容　　量　　約 177t／h（１個当たり）

e.　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　　４

f.　主給水ポンプ

（a）　タービン動主給水ポンプ

台　　数　　2

容　　量　　約 4,300m^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

g.　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」、「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）

台　　数　　1

容　　量　　約 250m^3／h

（b）　電動補助給水ポンプ

（「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）

台　　数　　2

容　　量　　約 140m^3／h（１台当たり）

h.　復水タンク

（「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」、「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」、「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」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）

基　　数　　1

容　　量　　約 1,200m^3

i.　復水器

基　　数　　3

(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。これらの系統は、それぞれ２回路相当の構成とする。

(a) 高圧注入系

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となる水の供給設備」と兼用）

台　　数	2
容　　量	約 320m^3／h（1 台当たり）
揚　　程	約 960m

燃料取替用水タンク

（「高圧注入系」、「低圧注入系」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」、「原子炉格納容器スプレイ設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」、「原子炉格納容器下部の溶

融炉心を冷却するための設備」、「重大事故等の収束に必要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 2,100m^3
ほう素濃度	2,500ppm 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） 3,100ppm 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

余熱除去ポンプ

（「低圧注入系」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「余熱除去設備」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）

台　　数	2
容　　量	約 1,020m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約 91m

燃料取替用水タンク（ホ.（3）（ⅱ）a.（a）他と兼用）

基　　数	1
容　　量	約 2,100m^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　　4

容　　量　　約 38m^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、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次系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、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並びに監視及び制御）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次系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、復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次系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、原子炉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原子炉へ注入でき、蓄圧タンク出口弁は注水後の１次冷却系統への窒素ガス混入防止のため、閉止できる設計とする。さらに、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

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）として、復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軸受油供給及び人力によるタービン動補助給水ポンプ駆動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次冷却系統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-2-2)　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、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、大容量空冷式発電機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

全交流動力電源又は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）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

(a-3-1)　監視及び制御

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態で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、補助給水流量及び復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 320m^3／h（1台当たり）
揚　　程	約 960m

加圧器逃がし弁（ホ.（1）（ⅱ）他と兼用）

型　　式	空気作動式
個　　数	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 2,100m^3

蓄圧タンク（ホ.（3）（ⅱ）a.（c）と兼用）

基　　数	4
容　　量	約 38m^3（1基当たり）

蓄圧タンク出口弁

型　　式	電気交流作動式
個　　数	4

余熱除去ポンプ（ホ.（3）（ⅱ）a.（b）他と兼用）

台　　数	2
容　　量	約 680m^3／h（1台当たり） （余熱除去運転時） 約 1,020m^3／h（1台当たり） （安全注入時及び再循環時）
揚　　程	約 107m（余熱除去運転時）

約 91m（安全注入時及び再循環時）

余熱除去冷却器

（「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」、「余熱除去設備」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）

基　　数　　2

タービン動補助給水ポンプ（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　1

容　　量　　約 250m^3／h

タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁

（「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

電動補助給水ポンプ（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約 140m^3／h（１台当たり）

主蒸気逃がし弁（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　空気作動式

個　　数　　4

容　　量　　約 177t／h（１個当たり）

復水タンク（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 1,200m^3

蒸気発生器（ホ.（1）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　たて置U字管式熱交換器型

基　　数　　4

(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次系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（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）及び蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））を設ける。

(b-1-1)　１次系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、復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次系のフィードアンドブリード）として、加圧器逃がし弁は、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)　蒸気発生器２次側による炉心冷却（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（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））として、復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)　蒸気発生器２次側による炉心冷却（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（蒸気発生器２次側による炉心冷却（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

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）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（タービン動補助給水ポンプの機能回復）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駆動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)　電動補助給水ポンプの機能回復

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、電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（電動補助給水ポンプの機能回復）を設ける。

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、電動補助給水ポンプは、大容量空冷式発電機より給電することで機能を回復できる設計とする。

(b-2-3)　主蒸気逃がし弁の機能回復

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又は窒素ボ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）を設ける。

全交流動力電源喪失又は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）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又は窒素ボ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-2-4)　窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復

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、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（窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復）を設ける。

全交流動力電源喪失に伴い駆動用空気が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復）として、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、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-2-5)　可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復

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（可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復）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（可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復）として、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）は、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-3)　炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱の防止に用いる設備

(b-3-1)　加圧器逃がし弁による１次冷却系統の減圧

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、１次冷却設備の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

(b-4-1)　１次冷却系統の減圧

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、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並びに２次系補給水設備の復水タンク並びに１次冷却設備の蒸気発生器及び加圧器逃がし弁並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁並びに非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タン

クを使用する。

(b-5)　インターフェイスシステムLOCA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LOCA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１次冷却材の漏えい量抑制）を設ける。

(b-5-1)　１次冷却系統の減圧

重大事故等対処設備（１次冷却系統の減圧）として、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並びに２次系補給水設備の復水タンク並びに１次冷却設備の蒸気発生器及び加圧器逃がし弁並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁並びに非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

(b-5-2)　１次冷却材の漏えい量抑制

重大事故等対処設備（１次冷却材の漏えい量抑制）として、インターフェイスシステムLOCA時において１次冷却材の漏えい量を抑制するため、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、原子炉周辺建屋内に設置し、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。また、インターフェイスシステムLOCA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LOCA時の環境影響を受けない原子炉周辺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。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)(ⅱ) 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 320m^3／h（1台当たり）
揚　　程	約 960m

燃料取替用水タンク（ホ.(3)(ⅱ) a.(a) 他と兼用）

基　　数	1

容　　量　　約 2,100m^3

電動補助給水ポンプ（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約 140m^3／h（1台当たり）

タービン動補助給水ポンプ（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　1

容　　量　　約 250m^3／h

蒸気発生器（ホ.（1）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　たて置U字管式熱交換器型

基　　数　　4

復水タンク（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 1,200m^3

主蒸気逃がし弁（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　空気作動式

個　　数　　4

容　　量　　約 177t／h（1個当たり）

タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（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　　手動式（専用の工具で遠隔操作可能）

個　　数　　2

［可搬型重大事故等対処設備］

窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）

個　　数　　４（予備２）

容　　量　　約 46.7ℓ （１個当たり）

可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）（３号及び４号炉共用）

個　　数　　４（予備２）

容　　量　　約 7.2A・h（１個当たり）

(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重大事故防止設備（充てんポンプによる炉心注入、Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入、Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替再循環、高圧注入ポンプによる高圧再循環、高圧注入ポンプによる炉心注入及びＢ高圧注入ポンプによる代替再循環）及び可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）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（常

設電動注入ポンプによる代替炉心注入及びＢ充てんポンプによる代替炉心注入）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）　炉心注入

（c-1-1-1-1）　充てんポンプによる炉心注入

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（充てんポンプによる炉心注入）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へ注水できる設計とする。

（c-1-1-2）　代替炉心注入

（c-1-1-2-1）　Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入

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（Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源としたＢ格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインにより炉心へ注水できる設計とする。

（c-1-1-2-2）　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

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（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）として、燃

料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインにより炉心へ注水できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

（c-1-1-2-3）　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

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可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）として、中間受槽を水源とした可搬型ディーゼル注入ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインにより炉心へ注水できる設計とする。可搬型ディーゼル注入ポンプは、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

（c-1-1-3-1）　Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替再循環

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（Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替再循環）として、格納容器再循環サンプを水源としたＢ格納容器スプレイポンプは、Ｂ格納容器スプレ

イ冷却器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、高圧注入ポンプ、余熱除去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-1-1-4) 再循環

(c-1-1-4-1) 高圧注入ポンプによる高圧再循環

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（高圧注入ポンプによる高圧再循環）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、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、余熱除去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徴候が見られた場合に用いる設備

(c-1-1-5-1) 高圧注入ポンプによる炉心注入

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徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（高圧注入ポンプによる炉心注入）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。

(c-1-1-5-2)　充てんポンプによる炉心注入

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徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（充てんポンプによる炉心注入）は、「(c-1-1-1-1)　充てんポンプによる炉心注入」と同じである。

(c-1-1-5-3)　Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入

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徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-1-2-1)　Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-1-1-5-4)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

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徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（常設電動注入ポンプに

よる代替炉心注入）は、「(c-1-1-2-2)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-1-1-5-5)　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

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徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-1-2-3)　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-1-2)　サポート系故障時に用いる設備

(c-1-2-1)　代替炉心注入

(c-1-2-1-1)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

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（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインにより炉心へ注水できる設計とする。常設電動注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

(c-1-2-1-2)　Ｂ充てんポンプによる代替炉心注入

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（Ｂ充てんポンプによる代替炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源とするＢ充てんポンプは、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。Ｂ充てんポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

(c-1-2-1-3)　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

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可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-1-2-3)　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-1-2-2)　代替再循環

(c-1-2-2-1)　Ｂ高圧注入ポンプによる代替再循環

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（Ｂ高圧注入ポンプによる代替再循環）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続し、原子炉補機冷却水系統を介して、Ｂ高圧注入ポンプの補機冷却水系統へ海水を直

接供給することで、代替補機冷却ができる設計とする。B高圧注入ポンプは、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、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、余熱除去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。B高圧注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

(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、原子炉格納容器水張り（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（格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

(c-1-3-1) 格納容器スプレイ

重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）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。

(c-1-3-2) 代替格納容器スプレイ

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介し

て、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。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

(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（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水)、蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）及び蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード）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)　蒸気発生器2次側による炉心冷却（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防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水)）として、復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原子炉を冷却できる設計とする。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）　蒸気発生器２次側による炉心冷却（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（蒸気発生器２次側による炉心冷却（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原子炉を冷却できる設計とする。

（c-2-1-3）　蒸気発生器２次側の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（蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水することで、蒸気発生器２次側からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。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）　蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

運転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（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））として、復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原子炉を冷却できる設計とする。電動補助給水ポンプは、

代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

（c-2-2-2）　蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

運転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（蒸気発生器２次側による炉心冷却（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原子炉を冷却できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場で人力による弁の操作ができる設計とする。

（c-2-2-3）　蒸気発生器２次側の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（蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水することで、蒸気発生器２次側からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。電動補助給水ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

（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（充てんポンプによる炉心注入、Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入、Ｂ格

納容器スプレイポンプによる代替再循環、高圧注入ポンプによる高圧再循環、高圧注入ポンプによる炉心注入、Ｂ高圧注入ポンプによる代替再循環、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）、蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）及び蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード）及び可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）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に、常設重大事故防止設備（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入及びＢ充てんポンプによる代替炉心注入）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）　炉心注入

（c-3-1-1-1）　充てんポンプによる炉心注入

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（充てんポンプによる炉心注入）は、「（c-1-1-1-1）　充てんポンプによる炉心注入」と同じである。

（c-3-1-1-2）　高圧注入ポンプによる炉心注入

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（炉心注入）は、「（c-1-1-5-1）高圧注入ポンプによる炉心注入」と同じである。

（c-3-1-2）　代替炉心注入

（c-3-1-2-1）　Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入

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（Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入）は、「（c-1-1-2-1）　Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入」と同じである。

（c-3-1-2-2）　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

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（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）は、「（c-1-1-2-2）　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

（c-3-1-2-3）　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

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（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）は、「（c-1-1-2-3）　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

（c-3-1-3）　代替再循環

（c-3-1-3-1）　Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替再循環

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（Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替再循環）は、「(c-1-1-3-1)　Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替再循環」と同じである。

(c-3-1-4)　再循環

(c-3-1-4-1)　高圧注入ポンプによる高圧再循環

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（高圧注入ポンプによる高圧再循環）は、「(c-1-1-4-1) 高圧注入ポンプによる高圧再循環」と同じである。

(c-3-1-5)　蒸気発生器２次側による炉心冷却（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（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））は、「(c-2-1-1)　蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水)」と同じである。

(c-3-1-6)　蒸気発生器２次側による炉心冷却（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（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））は、「(c-2-1-2)　蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出)」と同じである。

(c-3-1-7)　蒸気発生器２次側の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（蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード）は、「(c-2-1-3)　蒸気発生器２次側の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)　代替炉心注入

(c-3-2-1-1)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

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（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-2-1-1)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-3-2-1-2)　Ｂ充てんポンプによる代替炉心注入

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（Ｂ充てんポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-2-1-2)　Ｂ充てんポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-3-2-1-3)　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

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（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-1-2-3)　可搬型ディーゼル注入ポン

プによる代替炉心注入」と同じである。

(c-3-2-2)　代替再循環

(c-3-2-2-1)　B高圧注入ポンプによる代替再循環

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（B高圧注入ポンプによる代替再循環）は、「(c-1-2-2-1)　B高圧注入ポンプによる代替再循環」と同じである。

(c-3-2-3)　蒸気発生器2次側による炉心冷却（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（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水））は、「(c-2-2-1)　蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水)」と同じである。

(c-3-2-4)　蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

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（蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））は、「(c-2-2-2)　蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出)」と同じである。

(c-3-2-5)　蒸気発生器2次側の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（蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード）は、「(c-2-2-3)　蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード」と同じである。

（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（高圧注入ポンプによる炉心注入、余熱除去ポンプによる炉心注入、充てんポンプによる炉心注入、Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入及びＢ充てんポンプによる代替炉心注入）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）　炉心注入

（c-4-1-1-1）　高圧注入ポンプによる炉心注入

重大事故等対処設備（高圧注入ポンプによる炉心注入）は、「（c-1-1-5-1）　高圧注入ポンプによる炉心注入」と同じである。

（c-4-1-1-2）　余熱除去ポンプによる炉心注入

重大事故等対処設備（余熱除去ポンプによる炉心注入）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。

（c-4-1-1-3）　充てんポンプによる炉心注入

重大事故等対処設備（充てんポンプによる炉心注入）は、「（c-1-1-1-1）　充てんポンプによる炉心注

入」と同じである。

(c-4-1-2)　代替炉心注入

(c-4-1-2-1)　B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入

重大事故等対処設備（B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-1-2-1)　B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-4-1-2-2)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

重大事故等対処設備（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-1-2-2)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(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)　代替炉心注入

(c-4-2-1-1)　B充てんポンプによる代替炉心注入

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（B充てんポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-2-1-2)　B充てんポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-4-2-1-2)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

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（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-2-1-1)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

ディーゼル発電機、大容量空冷式発電機、重大事故等対処

用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤については、「ヌ．(2)（ⅳ） 代替電源設備」にて記載する。

常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入は、大容量空冷式発電機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入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に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク及び復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入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及び高圧注入ポンプを使用した再循環並びにＢ格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。

常設電動注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置し、復水タンクは、原子炉周辺建屋内の格納容器再循環サンプ外隔離弁と異なる区画に設置する。これにより、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ外隔離弁、余熱除去冷却器及び原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーンと位置的分散を図る設計とする。

可搬型ディーゼル注入ポンプを使用した代替炉心注入は、可搬型ディーゼル注入ポンプを空冷式のディーゼル駆動とすることで、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注入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

除去機能並びにＢ格納容器スプレイポンプ及び常設電動注入ポンプによる代替炉心注入において使用する電動ポンプに対して、多様性を持った駆動源により駆動でき、ディーゼル発電機及び大容量空冷式発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。また、海水又は代替淡水源から補給できる中間受槽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入並びに燃料取替用水タンクを水源とするＢ格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入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及び高圧注入ポンプを使用した再循環並びにＢ格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は、屋外に分散して保管することで、３号炉の原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去冷却器、Ｂ格納容器スプレイポンプ及び常設電動注入ポンプ並びに燃料取替用水タンク建屋内の燃料取替用水タンク並びに原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン並びに原子炉周辺建屋内の格納容器再循環サンプ外隔離弁、ディーゼル発電機及び復水タンク、並びに４号炉の原子炉周辺建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、燃料取替用水ピット、格納容器再循環サンプ外隔離弁、余熱除去冷却器、ディーゼル発電機、Ｂ格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプ及び復水ピット並び

に原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーンと位置的分散を図る設計とする。

代替炉心注入時においてＢ充てんポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電することにより、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注入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。

代替炉心注入時においてＢ充てんポンプは、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入できることで、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注入に対して多重性を持つ設計とする。

また、Ｂ充てんポンプの自己冷却は、Ｂ充てんポンプ出口配管から分岐した自己冷却ラインによりＢ充てんポンプを冷却でき、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多様性を持つ設計とする。

Ｂ充てんポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置する。これにより、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプと位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプを使用する代替炉心注入配管は、燃料取替用水タンクを水源とする場合は燃料取替用水タンク出口配管の分岐点から安全注入配管との合流点まで、復水タンク

を水源とする場合は復水タンク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する系統に対して独立した設計とする。

可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する代替炉心注入配管は、中間受槽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する系統に対して独立した設計とする。

Ｂ充てんポンプを使用する代替炉心注入配管は、Ｂ充てんポンプから１次冷却設備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する系統に対して独立した設計とする。

これらの多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

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］

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（代替炉心注入時はＢ号機のみ使用）

容　　量　　約 45m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 1,770m

燃料取替用水タンク（ホ.（3）（ⅱ）a.（a）他と兼用）

基　　数　　１

容　　量　　約 2,100m^3

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」、「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）

台　　数　　２（代替炉心注入及び代替再循環時はＢ号機のみ使用）

容　　量　　約 1,200m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 175m

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」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）

基　　数　　２（代替炉心注入及び代替再循環時はＢ号機のみ使用）

常設電動注入ポンプ

（「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溶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

復水タンク（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 1,200m^3

格納容器再循環サンプ

（「高圧注入系」、「低圧注入系」、「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）

基　　数　　2

格納容器再循環サンプスクリーン

（「高圧注入系」、「低圧注入系」、「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）

容　　量　　約2,540m^3／h（１基当たり）

基　　数　　2

高圧注入ポンプ（ホ.（3）（ⅱ）a.（a）他と兼用）

台　　数　　２（代替再循環時はＢ号機のみ使用）

容　　量　　約 320m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 960m

余熱除去ポンプ（ホ.（3）（ⅱ）a.（b）他と兼用）

台　　数　　２

容　　量　　約 680m^3／h（１台当たり）（余熱除去運転時）

約 1,020m^3／h（１台当たり）（安全注入時及び再循環時）

揚　　程　　約 107m（余熱除去運転時）

約 91m（安全注入時及び再循環時）

電動補助給水ポンプ（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　２

容　　量　　約 140m^3／h（１台当たり）

タービン動補助給水ポンプ（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　１

容　　量　　約 250m^3／h

蒸気発生器（ホ.（1）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　たて置Ｕ字管式熱交換器型

基　　数　　４

主蒸気逃がし弁（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　空気作動式

個　　数　　４

容　　量　　約 177t／h（１個当たり）

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型ディーゼル注入ポンプ（３号及び４号炉共用）（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　２※1

４※1

容　　量　　約 150m^3／h（１台当たり）

約 150m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 470m

約 300m

※１　保有台数を示す。組み合わせて必要台数は４台（予備２台）とする。

中間受槽（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

個　　数　　４（予備１）

容　　量　　約 50m^3（１個当たり）

移動式大容量ポンプ車（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　４※２

容　　量　　約1,320m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約140m

※２　保有台数を示す。必要台数は２台（予備１台）とする。

（d）重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

「リ.（3）（ⅱ）f.重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

（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、ポンプ、タンク、脱塩塔等を有する化学体積制御設備を設ける。

（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680m^3／h（1台当たり）

揚　　程　　約107m

b. 余熱除去冷却器（ホ.（3）（ⅱ）b.（a）他と兼用）

基　　数　　2

（ⅲ） 原子炉補機冷却設備

a. 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 1,700m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 55m

(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　　2

(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

b.　原子炉補機冷却海水設備

通常運転時等において、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。

(a)　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 2,600m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 49m

（ⅳ） 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ずるものに限る。）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防止設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）及び蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））及び重大事故等対処設備（移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）を設ける。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

（a） 蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ又は原子炉補機冷却水冷却器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防止設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））として、復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプ及び電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、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。電動補助給水ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

（b） 蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ又は原子炉補機冷却水冷却器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防止設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））として、主蒸気逃がし弁は、現場での人力による操作ができることで、２次冷却系からの除熱により、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） 移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

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（移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続し、原子炉補機冷却水系統を介して、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給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温度／出口温度（SA）用）は、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取り付けられた検出器に接続し、冷却水温度を監視することにより、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット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、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、Ｂ高圧注入ポンプ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）　蒸気発生器２次側による炉心冷却（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防止設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））は、「a.（a）蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）」と同じである。

（b）　蒸気発生器２次側による炉心冷却（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防止設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））は、「a.（b）　蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）」と同じである。

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

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（移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却）は、「a.（c）　移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」

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。

大容量空冷式発電機については、「ヌ.（2）（ⅳ） 代替電源設備」にて記載する。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器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、原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水冷却器に対して、多様性を持つ設計とする。

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、原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機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は、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とすることにより、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機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、ハンドルを設けて人力操作とすることにより、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機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、電動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁は、原子炉周辺建屋内のディーゼル発電

機と異なる区画に設置し、蒸気発生器は、原子炉格納容器内に設置する。これにより、ディーゼル発電機並びに屋外の海水ポンプ並びに原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水冷却器と位置的分散を図る設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する重大事故防止設備の多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器及びディーゼル発電機を使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

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］

タービン動補助給水ポンプ（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　1

容　　量　　約 250m^3／h

電動補助給水ポンプ（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約 140m^3／h（１台当たり）

復水タンク（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 1,200m^3

蒸気発生器（ホ.（1）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　たて置Ｕ字管式熱交換器型

基　　数　　4

主蒸気逃がし弁（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　空気作動式

個　　数　　４

容　　量　　約 177t／h（１個当たり）

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「原子炉格納容器換気設備」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、Ｂ号機のみ使用）

［可搬型重大事故等対処設備］

移動式大容量ポンプ車（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　４※1

容　　量　　約1,320m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約140m

※１　保有台数を示す。必要台数は２台（予備１台）とする。

（ⅴ）　１次冷却材中のよう素１３１の放射能濃度

通常出力運転時の１次冷却材中のよう素１３１の放射能濃度を1.7μＣｉ／cm^{3}以下とする。

ヘ．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

a. 炉外核計装

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。

中性子源領域	比例計数管	２チャンネル
中　間　領　域	γ線補償型電離箱	２チャンネル
出　力　領　域	γ線非補償型電離箱	４チャンネル

b. 炉内核計装

炉内核計装の可動小型中性子束検出器を使用し、特定の燃料集合体の中で適時、遠隔操作により、炉内中性子束を測定する。

（ⅱ） その他の主要な計装の種類

発電用原子炉施設のプロセス計測制御のため、原子炉圧力、加圧器水位、１次冷却材流量及び温度、蒸気発生器水位、制御棒クラスタ位置、反応度停止余裕等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、「1.5.4 第1.5.4-1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、「1.5.4 第1.5.4-1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（原子炉圧力容器（以下「原子炉容器」という。）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、「1.5.4 第1.5.4-1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（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）及び可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可搬型計測器」という。）により計測できる設計とする。

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。

(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（中性子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
・過大出力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

・地震加速度高

なお、手動操作で発電用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、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又は原子炉格納容器スプレイ作動のいずれかの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、上記動作を手動で行うことができる。

（3） 制御設備

（ⅰ） 制御材の個数及び構造

発電用原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの位置調整並びに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、中性子束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。

a. 制御棒クラスタ

(a) 個　　数　　53

炉心全体にわたって一様に分布配置する。

(b) 吸収材の種類

銀・インジウム・カドミウム

(c) 構　　造

１つの制御棒クラスタは、24本の制御棒の上端をスパイダで固定し駆動軸に連結するもので、これを燃料集合体内の制御棒案内シンブルに挿入する。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. ほう素濃度調整

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、低温停止等のように速度の遅い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

サイクル初期	2,100ppm以下
サイクル末期	約10ppm

c. バーナブルポイズン

(a) バーナブルポイズン棒本数

初装荷炉心	1,830
取替炉心	1,830以下

(b) 吸収材の種類

ほ　う　素

(c) 構　　造

バーナブルポイズンは、ほう素を耐食性の被覆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する構造とする。

(ⅱ) 制御材駆動設備の個数及び構造

a. 制御棒駆動装置

(a) 個　　数　　57

(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駆動軸を駆動並びに保持する構造とする。

(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

最大挿入時間（ﾄﾘｯﾌﾟ時、全ｽﾄﾛｰｸの85％挿入までの時間）

2.2秒

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フィードアンドブリード方式によって行う。

（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△Ｋ／Ｋとし、その場合の反応度制御能力は約0.05△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、全引抜位置のまま挿入できない場合）

b. ほう素濃度調整　　0.17△Ｋ／Ｋ以上

(4) 非常用制御設備

（ｉ） 制御材の個数及び構造

制御棒クラスタによる原子炉停止が不可能な場合でも、化学体積制御設備の一部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、１次冷却材中のほう素濃度を高めて発電用原子炉を停止する。化学体積制御設備は１系統設ける。

（ⅱ） 主要な機器の個数及び構造

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 120m^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）

（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、発電用原子炉を低温停止できる能力を持つ設計とする。

停止時実効増倍率　　0.99以下

負の反応度添加速度　　0.00017(△Ｋ／Ｋ)／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、原子炉安全保護計装盤の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として、原子炉トリップスイッチは、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、原子炉安全保護計装盤又は原子炉トリップ遮断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（自動））として、多様化自動作動設備は、発信する作動信号によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、１次系から２次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、多様化自動作動設備は、復水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、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸

気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により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原子炉安全保護計装盤の故障等により原子炉トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、緊急ほう酸注入弁を介して充てんポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

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］

原子炉トリップスイッチ

個　　数　　2

多様化自動作動設備

個　　数　　1

主蒸気隔離弁（ホ.(2)(ⅱ)と兼用）

型　　式　　スウィングディスク式

個　　数　　4

電動補助給水ポンプ（ホ.(2)(ⅱ)他と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約140m^3／h（１台当たり）

タービン動補助給水ポンプ（ホ.(2)(ⅱ)他と兼用）

台　　数　　1

容　　量　　約250m^3／h

復水タンク（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約1,200m^3

蒸気発生器（ホ.（1）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　たて置Ｕ字管式熱交換器型

基　　数　　４

主蒸気逃がし弁（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　空気作動式

個　　数　　４

容　　量　　約177t／h（１個当たり）

主蒸気安全弁（ホ.（2）（ⅱ）と兼用）

型　　式　　ばね式

個　　数　　20

加圧器逃がし弁（ホ.（1）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　空気作動式

個　　数　　２

加圧器安全弁（ホ.（1）（ⅱ）と兼用）

型　　式　　ばね式（背圧補償型）

個　　数　　３

ほう酸ポンプ（ヘ.（4）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　２

容　　量　　約17m^3／h（１台当たり）

緊急ほう酸注入弁

型　　式　　電気交流作動式

個　　数　　1

ほう酸タンク（ヘ.（4）（ⅱ）他と兼用）

基　　数　　2

容　　量　　約120m^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1,770m

燃料取替用水タンク（ホ.（3）（ⅱ）a.（a）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約2,100m^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その圧力変化を許容範囲内に制限する。圧力調整は、ヒータによる加熱、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

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△Ｔ高

過大出力△Ｔ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、発電用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、その他発電用原子炉の安全性に関連する設備が動作した場合に、警報を発信する回路を設ける。

（ⅴ） 中央制御室

中央制御室（３号及び４号炉共用）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、気象観測装置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の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、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう設計する。

可動源に対しては、中央制御室空調装置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

することを期待する防液堤等は、必要に応じて保守管理及び運用管理を適切に実施する。

また、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、運転員が過度の放射線被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮へいを設ける。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及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガス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。

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

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

する。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として以下の重大事故等対処設備（中央制御室空調装置による居住性の確保並びに中央制御室の照明による居住性の確保並びに中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定）を設ける。

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

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

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中

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

重大事故等対処設備（中央制御室の照明による居住性の確保）として、重大事故等時において、中央制御室の照明は、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。可搬型照明（SA）は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

重大事故等対処設備（中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定）として、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とともに、以下の重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）を設ける。

重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう考慮する。可搬型照明（SA）は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

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

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として、アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質等を含む気体を吸引し、アニュラス空気浄化フィルタユニットにて放射性物質を低減して排出することにより、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

中央制御室遮へいは、「チ．（1）（ⅲ）遮へい設備」にて記載する。

中央制御室空調装置は、「チ．（1）（ⅳ）換気設備」にて記載する。

アニュラス空気浄化設備は、「リ．（4）（ⅱ）アニュラス空気浄化設備」にて記載する。

大容量空冷式発電機については、「ヌ．（2）（ⅳ） 代替電源設備」にて記載する。

中央制御室（中央制御室遮へい含む）は、プラントの状況に応じた運転員の相互融通などを考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。スペースの共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで

安全性の向上が図れるため、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

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

中央制御室空調装置は、重大事故等時において中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットの共用により自号炉の系統だけでなく他号炉の系統も使用することで安全性の向上が図れることから、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

３号炉及び４号炉それぞれの中央制御室空調装置は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。

［可搬型重大事故等対処設備］

可搬型照明（SA）（３号及び４号炉共用）

個　　数　　８（予備２）

酸素濃度計（３号及び４号炉共用）

個　　数　　１（予備２）

二酸化炭素濃度計（３号及び４号炉共用）

個　　数　　１（予備２）

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）　制御用圧縮空気設備

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、制御用圧縮空気設備を設ける。

制御用圧縮空気設備　　一式

ト．放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

（1）　気体廃棄物の廃棄施設（３号及び４号炉共用）

（ｉ）　構　　造

気体廃棄物の主な発生源は、１次冷却設備から発生する放射性廃ガス等である。

気体廃棄物廃棄設備は、主として１次冷却設備から発生する放射性廃ガスを処理するためのガス圧縮装置、ガスサージタンク、活性炭式希ガスホールドアップ装置等から構成し、排気は、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒の排気口から放出する。

（ⅱ）　廃棄物の処理能力

活性炭式希ガスホールドアップ装置は、少なくとも、キセノンを 45 日間、クリプトンを 61 時間保持できる。

（ⅲ）　排気口の位置

排気筒位置	原子炉格納施設上部
排気口地上高さ	約55m（標高約66m）

（2）　液体廃棄物の廃棄設備

（ｉ）　構　　造

液体廃棄物の廃棄設備（液体廃棄物処理設備）は、廃棄物の性状に応じて処理するため、主要なものとしてほう酸回収系（３号及び４号炉共用）、廃液処理系（３号及び４号炉共用）及び洗浄排水処理系（１号、２号、３号及び４号炉共用、一部既設）で構成する。

a.　ほう酸回収系は、冷却材貯蔵タンク、ほう酸回収装置、脱塩塔等で構成する。

本系統で処理後、回収したほう酸及び蒸留水は原則として再

使用する。

b. 廃液処理系は、廃液貯蔵タンク、廃液蒸発装置、脱塩塔、廃液蒸留水タンク等で構成する。

本系統で処理後の蒸留水は、放射性物質濃度が低いことを確認して、復水器冷却水の放水口から放出する。

c. 洗浄排水処理系は、洗浄排水タンク、洗浄排水処理装置、洗浄排水モニタタンク等で構成する。

本系統で処理後の蒸留水は、放射性物質濃度が低いことを確認して、復水器冷却水の放水口から放出する。

これら液体廃棄物処理設備の主要機器は独立した区域に設けるか、せきを設置する等、放射性物質の漏えいを防止する設計とする。

（ⅱ） 廃棄物の処理能力

液体廃棄物処理設備の各タンク類の容量及び蒸発装置等の処理容量は、１次冷却材中のほう素濃度調整及び発電用原子炉の起動停止の態様を考慮して、発生廃液量が最大と予想される場合に対して、十分対処できるものとする。

蒸発装置、脱塩塔等の除染能力は、蒸留水等の所内再使用又は所外放出を可能とするのに十分な設計とする。

（ⅲ） 排水口の位置

排水口は八田浦側にある復水器冷却水の放水口である。

(3) 固体廃棄物の廃棄設備

（ⅰ） 構　　造

固体廃棄物の廃棄設備（固体廃棄物処理設備）は、廃棄物の種類に応じて処理するため、濃縮廃液等のセメント固化装置（１

号、２号、３号及び４号炉共用)、圧縮可能な雑固体廃棄物を圧縮するためのベイラ（１号、２号、３号及び４号炉共用)、焼却可能な雑固体廃棄物等を焼却するための雑固体焼却設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）及び燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備（１号、２号、３号及び４号炉共用)、雑固体溶融処理設備（１号、２号、３号及び４号炉共用)、使用済樹脂貯蔵タンク（１号、２号、３号及び４号炉共用)、固体廃棄物貯蔵庫（１号、２号、３号及び４号炉共用)、蒸気発生器保管庫（１号、２号及び３号炉共用、既設）等で構成する。

濃縮廃液等は固化材（セメント）とともにドラム詰めを行い貯蔵保管する。

雑固体廃棄物は必要に応じて圧縮減容、焼却処理又は溶融処理後、ドラム詰め等を行うか、固化材（セメント）とともにドラム詰めを行うか又は固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めを行い貯蔵保管する。

洗浄排水濃縮廃液は、雑固体焼却設備で焼却処理後ドラム詰めを行い貯蔵保管する。

脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵するか又は固化材（セメント）とともにドラム詰めも可能なようにする。

使用済制御棒等の放射化された機器は使用済燃料ピットに貯蔵する。

固体廃棄物処理設備は、圧縮、焼却、溶融、固化等の処理過程における、放射性物質の散逸等を防止する設計とする。

発生したドラム詰め等固体廃棄物は、所要の遮へい設計を行った発電所内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

１号炉及び２号炉の蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器４基等、１号炉、２号炉及び３号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた３基等並びに１号炉及び２号炉の炉内構造物の取替えに伴い取り外した炉内構造物２基等は、所要の遮へい設計を行った発電所内の蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。

なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。

（ⅱ） 廃棄物の処理能力

使用済樹脂貯蔵タンクの容量は約 230m^3 である。

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

これらは、必要がある場合には増設を考慮する。

蒸気発生器保管庫は、１号炉及び２号炉の蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器４基等、１号炉、２号炉及び３号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた３基等並びに１号炉及び２号炉の炉内構造物の取替えに伴い取り外した炉内構造物２基等を十分貯蔵保管する能力がある。

チ．放射線管理施設の構造及び設備

発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の安全管理を確実に行うため、次の放射線管理施設を設ける。

(1)　屋内管理用の主要な設備の種類

(ⅰ)　放射線監視設備

発電用原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該発電用原子炉施設における各系統の放射性物質の濃度、原子炉格納容器内、燃料取扱場所等の管理区域内等の主要箇所の外部放射線に係る線量当量率等を監視、測定するために、プロセスモニタリング設備（一部３号及び４号炉共用）、エリアモニタリング設備（一部３号及び４号炉共用）及び放射線サーベイ設備（３号及び４号炉共用）を設ける。

プロセスモニタリング設備及びエリアモニタリング設備については、設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室に表示及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）[*2]に表示できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）（３号及び４号炉共用）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）（３号及び４号炉共用）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）（３号及び４号炉共用）の計測装置については、使用済燃料ピットに係る重大事故等により、使用済燃料ピット区域の空間線量率が変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とするとともに、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

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

さらに、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内[*2]への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するために確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定する代替緊急時対策所エリアモニタ（３号及び４号炉共用）又は緊急時対策所エリアモニタ（３号及び４号炉共用）[*2]を保管する。

大容量空冷式発電機は、「ヌ．（2）（ⅳ） 代替電源設備」に記載する。

プロセスモニタリング設備（一部３号及び４号炉共用）

一式

エリアモニタリング設備（一部３号及び４号炉共用） 一式

放射線サーベイ設備（３号及び４号炉共用） 一式

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）

（「計測制御系統施設」及び「放射線監視設備」と兼用）

個　数　2

格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）

（「計測制御系統施設」及び「放射線監視設備」と兼用）

個　数　2

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）は、設計基準事故時及び

重大事故等時ともに使用する。

［可搬型重大事故等対処設備］

使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）と兼用）

個　　数　　２（予備２）

使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）と兼用）

個　　数　　２（予備１）※7

※７　検出器の数を示す。計測装置の必要数は２個（予備２個）とする。

使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）と兼用）

個　　数　　２（予備１）※8

※８　検出器の数を示す。計測装置の必要数は２個（予備２個）とする。

代替緊急時対策所エリアモニタ（３号及び４号炉共用）

（「放射線監視設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

代替緊急時対策所エリアモニタは緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。＊2

個　　数　　１（予備１）

緊急時対策所エリアモニタ（３号及び４号炉共用）
（「放射線監視設備」及び「緊急時対策所」と兼用）
個　　数　　１（予備１）*2

（ⅱ）　放射線管理関係設備（３号及び４号炉共用、一部１号及び２号炉共用）

管理区域への出入管理、汚染の管理、放射線分析業務、個人被ばくの管理等を行うため、出入管理設備、汚染管理設備、試料分析関係設備及び個人管理関係設備を設ける。

（ⅲ）　遮へい設備

放射線業務従事者等の被ばく線量を低減するため、遮へい設備を設ける。

a.　中央制御室遮へい

中央制御室遮へい（３号及び４号炉共用）は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の放射線被ばくを受けないよう施設する。また、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、100mSvを下回るよう設計する。

中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御

室空調装置の機能と併せて、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。

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

［常設重大事故等対処設備］

中央制御室遮へい（３号及び４号炉共用）

（「遮へい設備」及び「中央制御室」と兼用）　　一式

中央制御室遮へいは、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

b.　緊急時対策所遮へい

緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）及び緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）*2は、重大事故等が発生した場合において、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で100mSvを超えない設計とする。

［常設重大事故等対処設備］

（a）代替緊急時対策所

以下の設備は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。*2

緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）（３号及び４号炉共用）

（「遮へい設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

一式

(b) 緊急時対策所（緊急時対策棟内）

緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）（３号及び４号炉共用）

（「遮へい設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

一式*2

（ⅳ） 換気設備

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時に発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質の除去低減及び火災により発生する燃焼ガス等に対する隔離が可能な換気設備を設ける。

a. 中央制御室空調装置

中央制御室等の換気及び冷暖房を行うための中央制御室空調装置（３号及び４号炉共用、既設）を設ける。

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

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

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し、中央制御室空調装置の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることが可能な設計とする。

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

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

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

外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場

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

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

大容量空冷式発電機については、「ヌ.（2）（ⅳ）代替電源設備」にて記載する。

中央制御室空調装置は、重大事故等時において中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットの共用により自号炉の系統だけでなく他号炉の系統も使用することで安全性の向上が図れることから、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

３号炉及び４号炉それぞれの中央制御室空調装置は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。

［常設重大事故等対処設備］

中央制御室非常用循環ファン（３号及び４号炉共用、既設）

（「中央制御室」及び「換気設備」と兼用）

台　　数　　４

容　　量　　約 110m^3／min（１台当たり）

中央制御室空調ファン（３号及び４号炉共用、既設）

（「中央制御室」及び「換気設備」と兼用）

台　　数　　４

容　　量　　約 500m^3／min（１台当たり）

中央制御室循環ファン（３号及び４号炉共用、既設）

（「中央制御室」及び「換気設備」と兼用）

台　　数　　4

容　　量　　約500m^3／min（１台当たり）

中央制御室非常用循環フィルタユニット（３号及び４号炉共用、既設）

（「中央制御室」及び「換気設備」と兼用）

型　　式　　電気加熱コイル、微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型

基　　数　　２

容　　量　　約110m^3／min（１基当たり）

よう素除去効率　　95％以上

粒子除去効率　　99％以上（0.7μｍ粒子）

中央制御室空調ユニット（３号及び４号炉共用、既設）

（「中央制御室」及び「換気設備」と兼用）

型　　式　　粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵型

基　　数　　４

容　　量　　約500m^3／min（１基当たり）

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

b.　緊急時対策所換気設備

代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2の緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、

代替緊急時対策所内及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）内*2への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2の気密性並びに緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）及び緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）*2の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で 100mSv を超えない設計とする。なお、換気設計に当たっては、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。また、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

代替緊急時対策所の緊急時対策所換気設備として、代替緊急時対策所空気浄化ファン、代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び代替緊急時対策所加圧設備を保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備として、緊急時対策所非常用空気浄化ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所加圧設備を設置又は保管する設計とする。*2

［常設重大事故等対処設備］

緊急時対策所非常用空気浄化ファン（３号及び４号炉共用）

（「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約 100m^3／min（１台当たり）

緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット（３号及び４号炉共用）

（「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

型　　式　　微粒子フィルタ／よう素フィルタ

基　　数　　2

容　　量　　約 100m^3／min（１基当たり）

効　　率

単体除去効率　　99.97％以上（0.15μm粒子）／95％以上（有機よう素）、99％以上（無機よう素）

総合除去効率　　99.99％以上（0.7μm粒子）／99.75％以上（有機よう素）、99.99％以上（無機よう素）*2

［可搬型重大事故等対処設備］

(a) 代替緊急時対策所

以下の設備は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。*2

代替緊急時対策所空気浄化ファン（３号及び４号炉共用）

（「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

台　　数　　１（予備２）

容　　量　　約 25m^3／min（１台当たり）

代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニット（３号及

び４号炉共用）

（「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

型　　式　　微粒子フィルタ／よう素フィルタ

基　　数　　１（予備２）

容　　量　　約 25m^3／min（１基当たり）

効　　率

単体除去効率　　99.97％以上（0.15μｍ 粒子）／95％以上（有機よう素）、99％以上（無機よう素）

総合除去効率　　99.99％以上（0.7μｍ 粒子）／99.75％以上（有機よう素）、99.99％以上（無機よう素）

代替緊急時対策所加圧設備（３号及び４号炉共用）

（「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

型　　式　　空気ボンベ

個　　数　　一式

(b) 緊急時対策所（緊急時対策棟内）

緊急時対策所加圧設備（３号及び４号炉共用）

（「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

型　　式　　空気ボンベ

個　　数　　一式*２

c. 補助建屋換気空調設備（一部３、４号炉共用）

補助建屋換気空調設備は、一般補機室、安全補機室等に外気を供給し、その排気をフィルタユニットを通して排気筒から放出する。

なお、中央制御室空調装置は、中央制御室の換気及び冷暖房を行い、事故時には外気から遮断し、中央制御室内空気を再循環、浄化する。

(2) 屋外管理用の主要な設備の種類

発電用原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電所外へ放出する放射性物質の濃度、周辺監視区域境界付近の放射線等を監視するために、排気用モニタ、排水用モニタ（３号及び４号炉共用）、気象観測設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）、固定モニタリング設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）、モニタリングカー（１号、２号、３号及び４号炉共用）、環境試料の分析装置及び放射能測定装置（１号、２号、３号及び４号炉共用）を設ける。

排気用モニタ、排水用モニタ並びに固定モニタリング設備のうちモニタリングステーション（１号、２号、３号及び４号炉共用）及びモニタリングポスト（１号、２号、３号及び４号炉共用）については、設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室に表示及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）[*2]に表示できる設計とする。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。

さらに、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、専用の無停電電源装置を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタリングステーション及びモニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び代

替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2までのデータ伝送系は多様性を有する設計とする。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

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

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための設備として、以下の常設モニタリング設備（モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定）、可搬型代替モニタリング設備（可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定）、モニタリング設備（可搬型エリアモニタによる放射線量の測定、可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定、可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリング測定）を設ける。

常設モニタリング設備（モニタリングステーション及びモニタ

リングポストによる放射線量の測定）として、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近の放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるとともに、原子力災害対策特別措置法第10条及び第15条に定められた事象の判断に必要な十分な台数を設置する設計とする。

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

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合にその機能を代替する可搬型代替モニタリング設備（可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定）として、可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるとともに、モニタリングステーション及びモニタリングポストを代替し得る十分な個数を保管する設計とする。

可搬型モニタリングポストの指示値は、無線により伝送し、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2で監視できる設計とする。

モニタリング設備（可搬型エリアモニタによる放射線量の測定）

として、可搬型エリアモニタは、重大事故等が発生した場合に、発電用原子炉施設から放出される放射線量を、原子炉格納容器を囲む８方位において、監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるとともに、測定が可能な個数を保管する設計とする。可搬型エリアモニタの指示値は、無線により伝送し、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2で監視できる設計とする。

モニタリングカーのダスト・よう素サンプラ又はダスト・よう素測定装置が機能喪失した場合にその機能を代替するモニタリング設備（可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定）として、可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示するとともに、モニタリングカーの測定機能を代替し得る十分な個数を保管する設計とする。

モニタリング設備（可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリング測定）として、可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示するとともに、発電所及びその周

辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度及び放射線量の測定が可能な個数を保管する設計とする。周辺海域においては、小型船舶を用いる設計とする。

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

重大事故等時に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備として、以下の重大事故等対処設備（可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定）を設ける。

気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備（可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定）として、可搬型気象観測装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できるとともに、気象観測設備を代替し得る十分な個数を保管する設計とする。可搬型気象観測装置の指示値は、無線により伝送し、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2で監視できる設計とする。

大容量空冷式発電機については、「ヌ．(2)（ⅳ）代替電源設備」にて記載する。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、重大事故等時の放射線量の状況について、一元的な管理をすることで、総合的な判断に資することができ、安全性の向上が図れることから、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

これらの設備は、共用することで悪影響を及ぼさないよう、号

炉の区分けなく放射線量を測定する設計とする。

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

排気用モニタ　一式

排水用モニタ（３号及び４号炉共用）　一式

気象観測設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）　一式

固定モニタリング設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）　一式

モニタリングカー（１号、２号、３号及び４号炉共用）　一式

環境試料の分析装置及び放射能測定装置（１号、２号、３号及び４号炉共用）　一式

モニタリングステーション及びモニタリングポスト（１号、２号、３号及び４号炉共用、重大事故等時のみ３号及び４号炉共用）

台　数　3

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

［可搬型重大事故等対処設備］

可搬型モニタリングポスト（３号及び４号炉共用）

個　数　３（予備１）

可搬型エリアモニタ（３号及び４号炉共用）

（「放射線管理施設」及び「緊急時対策所」と兼用）

個　数　８（予備１）

可搬型放射線計測器（３号及び４号炉共用）　　一式

可搬型ダストサンプラ（３号及び４号炉共用）

個　　数　　２（予備１）

小型船舶（３号及び４号炉共用）

（「放射線管理施設」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（予備１）

可搬型気象観測装置（３号及び４号炉共用）

個　　数　　１（予備１）

リ．原子炉格納施設の構造及び設備

（1）　原子炉格納容器の構造

原子炉格納施設は、原子炉格納容器、アニュラス部等から構成し、原子炉周辺建屋の基礎を介して岩盤に支持させる。原子炉格納容器と原子炉周辺棟との間の格納容器貫通部を含む周辺区画は、密閉構造のアニュラス部を構成する。

原子炉格納容器は、プレストレストコンクリート造とし、その内面には気密性を確保するための鋼製ライニングを設ける。

原子炉格納容器は、「電気事業法」に基づく通商産業省令に基づき設計、製作並びに検査を行う。なお、必要に応じて日本工業規格、米国機械学会規格等を採用する。

格納容器バウンダリは、非延性破壊を防止するため通商産業省令等に基づき最低使用温度（-7℃）を考慮した破壊じん性試験を行い規定値を満足する材料を使用する。

原子炉格納容器

型　　式	上部半球円筒型プレストレストコンクリート造	
寸　　法		
内　　径	約 43m	
円筒部壁厚	約1.3m	
ドーム部壁厚	約1.1m	
内　　高	約 65m	
鋼製ライニング厚	約6.4㎜	
材　　料	炭素鋼及びプレストレストコンクリート	
主要貫通部	配管貫通部、ダクト貫通部、電線貫通部、機器搬入口、エアロック	

(2)　原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率

最高使用圧力	0.392MPa［gage］
最高使用温度	144℃
漏えい率	原子炉格納容器内空気重量の0.1％／ｄ以下（常温、空気、最高使用圧力の0.9倍の圧力において）

原子炉格納容器は、重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超えることが想定されるが、重大事故等時においては設計基準対象施設としての最高使用圧力の２倍の圧力及び200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計とする。

(3)　非常用格納容器保護設備の構造

（ｉ）　原子炉格納容器スプレイ設備

原子炉格納容器スプレイ設備は、１次冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内圧の減少を図るとともに、浮遊するよう素等の除去を行う。

a.　格納容器スプレイポンプ（ホ.（3）（ⅱ）b.（c）他と兼用）

台　　数	２
容　　量	約 1,200m^3／ｈ（１台当たり）
揚　　程	約 175m

b.　格納容器スプレイ冷却器（ホ.（3）（ⅱ）b.（c）他と兼用）

基　　数	２

c.　燃料取替用水タンク（ホ.（3）（ⅱ）a.（a）他と兼用）

基　　数	１

容　　量　　約2,100m^3

（ⅱ）　重大事故等対処設備

a.　原子炉格納容器内の冷却等のための設備

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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)　炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として以下の重大事故等対処設備（Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却）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)　Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

１次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク又は格納容器スプレイ冷却器の故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した

場合の重大事故等対処設備（Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却）として、Ａ、Ｂ海水ポンプを用いてＡ原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプによりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水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温度／出口温度（SA）用）は、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取り付けられた検出器に接続し、冷却水温度を監視することにより、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット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。

(a-1-2)　代替格納容器スプレイ

１次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク又は格納容器スプレイ冷却器の故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、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原子炉格納容器内に水を噴霧できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、

代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

(a-2)　サポート系故障時に用いる設備

(a-2-1)　移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

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（移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、A、B海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続し、原子炉補機冷却水系統を介して、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給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温度／出口温度（SA）用）は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取り付けられた検出器に接続し、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニット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。

(a-2-2)　代替格納容器スプレイ

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（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常

設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、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原子炉格納容器内に水を噴霧できる設計とする。常設電動注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

(b) 格納容器破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための設備として以下の重大事故等対処設備（Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却）を設ける。

(b-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(b-1-1) Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

１次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却）として、Ａ、Ｂ海水ポン

プを用いてＡ原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプによりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水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、格納容器内自然対流冷却と併せて代替格納容器スプレイを行うことにより放射性物質濃度を低下できる設計とする。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）は、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取り付けられた検出器に接続し、冷却水温度を監視することにより、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット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。

(b-1-2)　代替格納容器スプレイ

１次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）は、「(a-1-2)　代替格納容器スプレイ」と同じである。

(b-2)　サポート系故障時に用いる設備

(b-2-1)　移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、炉

心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続し、原子炉補機冷却水系統を介して、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給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、格納容器内自然対流冷却と併せて代替格納容器スプレイを行うことにより放射性物質濃度を低下できる設計とする。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）は、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取り付けられた検出器に接続し、冷却水温度を監視することにより、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット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。

(b-2-2)　代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）は、「(a-2-2)　代替格納容器スプレイ」と同じである。

格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイは、炉心損傷防止目的と原子炉格納容器破損防止目的を兼用する設計とする。

大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤については、「ヌ．(2)（ⅳ） 代替電源設備」にて記載する。

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、原理の異なる冷却、減圧手段を用いることで、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク又は格納容器スプレイ冷却器を使用した格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環に対して多様性を持つ設計とする。

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内に設置し、Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ、Ａ原子炉補機冷却水冷却器及び原子炉補機冷却水サージタンクは、原子炉補助建屋内の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異なる区画に設置し、窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は、原子炉補助建屋内の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異なる区画に保管し、Ａ、Ｂ海水ポンプは、屋外に設置する。これにより、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器及び燃料取替用水タンク建屋内の燃料取替用水タンクと位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプを使用した代替格納容器スプレイは、大容量空冷式発電機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、格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク及び復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格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイに対

して異なる水源を持つ設計とする。

常設電動注入ポンプは、原子炉補助建屋内の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異なる区画に設置し、復水タンクは、原子炉周辺建屋内に設置する。これにより、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器及び燃料取替用水タンク建屋内の燃料取替用水タンクと位置的分散を図る設計とする。

移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、移動式大容量ポンプ車の駆動源を空冷式のディーゼル駆動とすることで、電動の原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプに対して、多様性を持つ設計とする。また、原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプの電源であるディーゼル発電機に対して、多様性を持つ設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、３号炉及び４号炉の原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機と離れた位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプを使用する代替格納容器スプレイ配管は、燃料取替用水タンクを水源とする場合は燃料取替用水タンク出口配管の分岐点から格納容器スプレイ配管との合流点まで、復水タンクを水源とする場合は復水タンクから格納容器スプレイ配管との合流点までの系統について、格納容器スプレイポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却において使用する原子炉

補機冷却水系統は、格納容器スプレイポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。

これらの多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器、原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及びディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

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]

格納容器再循環ユニット（ホ.(4)(ⅳ) 他と兼用）

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、B号機のみ使用）

原子炉補機冷却水ポンプ（ホ.(4)(ⅲ) a.他と兼用）

台　　数	2（格納容器内自然対流冷却時はA、B号機のみ使用）
容　　量	約 1,700m^3／h（1台当たり）
揚　　程	約 55m

原子炉補機冷却水冷却器（ホ.(4)(ⅲ) a.他と兼用）

基　　数	1（格納容器内自然対流冷却時はA号機のみ使用）

原子炉補機冷却水サージタンク（ホ.(4)(ⅲ) a.他と兼用）

基　　数	1

海水ポンプ（ホ.(4)(ⅲ) b.他と兼用）

台　　数　　２（格納容器内自然対流冷却時はＡ、Ｂ号機のみ使用）

容　　量　　約 2,600m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 49m

常設電動注入ポンプ（ホ.（3）（ⅱ）b.（c）他と兼用）

台　　数　　１

容　　量　　約 150m^3／h

揚　　程　　約 150m

燃料取替用水タンク（ホ.（3）（ⅱ）a.（a）他と兼用）

基　　数　　１

容　　量　　約 2,100m^3

復水タンク（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

基　　数　　１

容　　量　　約 1,200m^3

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）

（「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）

個　　数　　６（予備１）

容　　量　　約 20.1ℓ（１個当たり）

移動式大容量ポンプ車（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　４※1

容　　量　　約1,320m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約140m

※１　保有台数を示す。必要台数は２台（予備１台）とする。

b.　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却）を設ける。

(a)　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

(a-1)　格納容器スプレイ

重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）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原子炉格納容器内に水を噴霧できる設計とする。

(a-2)　Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

重大事故等対処設備（Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに

よる格納容器内自然対流冷却）として、Ａ、Ｂ海水ポンプを用いてＡ原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプによりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水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温度／出口温度（SA）用）は、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取り付けられた検出器に接続し、冷却水温度を監視することにより、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット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。

(a-3)　代替格納容器スプレイ

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、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原子炉格納容器内に水を噴霧できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

(b)　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

(b-1)　移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

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を想定した重大事故等対処設備（移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続し、原子炉補機冷却水系統を介して、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給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温度／出口温度（SA）用）は、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取り付けられた検出器に接続し、冷却水温度を監視することにより、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット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。

(b-2)　代替格納容器スプレイ

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、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原子炉格納容器内に水を噴霧できる設計とする。常設電動注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事

故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤については、「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］

格納容器スプレイポンプ（ホ．(3)（ⅱ）b.（c）他と兼用）

台　　数	2
容　　量	約 1,200m^3／h（1台当たり）
揚　　程	約 175m

燃料取替用水タンク（ホ．(3)（ⅱ）a.（a）他と兼用）

基　　数	1
容　　量	約 2,100m^3

格納容器再循環ユニット（ホ．(4)（ⅳ）他と兼用）

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、B号機のみ使用）

原子炉補機冷却水ポンプ（ホ．(4)（ⅲ）a.他と兼用）

型　　式	うず巻式
台　　数	2（格納容器内自然対流冷却時はA、B号機のみ使用）
容　　量	約 1,700m^3／h（1台当たり）
揚　　程	約 55m

原子炉補機冷却水冷却器（ホ．(4)（ⅲ）a.他と兼用）

基　　数	1（格納容器内自然対流冷却時はA号機のみ使用）

原子炉補機冷却水サージタンク（ホ.（4）（iii）a.他と兼用）

基　　数　　1

海水ポンプ（ホ.（4）（iii）b.他と兼用）

台　　数　　2（格納容器内自然対流冷却時はA、B号機のみ使用）

容　　量　　約2,600m^3／h（1台当たり）

揚　　程　　約49m

常設電動注入ポンプ（ホ.（3）（ii）b.（c）他と兼用）

台　　数　　1

容　　量　　約150m^3／h

揚　　程　　約150m

復水タンク（ホ.（2）（ii）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約1,200m^3

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）

（リ.（3）（ii）a.と兼用）

個　　数　　6（予備1）

容　　量　　約20.1ℓ（1個当たり）

移動式大容量ポンプ車（3号及び4号炉共用）

（ニ.（3）（ii）他と兼用）

台　　数　　4※1

容　　量　　約1,320m^3／h（1台当たり）

揚　　程　　約140m

※1　保有台数を示す。必要台数は2

台（予備１台）とする。

c.　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

（a）　原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するための設備として以下の原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

（a-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

（a-1-1）　格納容器スプレイ

原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ）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し、格納容器スプレイ水が原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、溶融炉

心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

(a-1-2)　代替格納容器スプレイ

原子炉格納容器下部注水設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、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し、代替格納容器スプレイ水が原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

(a-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

(a-2-1)　代替格納容器スプレイ

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を想定した原子炉格納容器下部注水設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレ

イ系統を介して、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し、代替格納容器スプレイ水が原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。常設電動注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

(b) 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

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、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・防止するための設備として重大事故等対処設備（高圧注入ポンプによる炉心注入、余熱除去ポンプによる炉心注入、充てんポンプによる炉心注入、B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入及びB充てんポンプによる代替炉心注入）を設ける。これらの設備は、「ホ.(3)(ⅱ)b.(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」と同じであり、詳細は「ホ.(3)(ⅱ)b.(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」にて記載する。

大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器受電盤及び重

大事故等対処用変圧器盤については、「ヌ．(2)（ⅳ） 代替電源設備」にて記載する。

格納容器スプレイポンプは、多重性を持ったディーゼル発電機から給電でき、系統として多重性を持つ設計とする。

常設電動注入ポンプを使用した代替格納容器スプレイは、大容量空冷式発電機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、格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイとは互いに多様性を持った電源により駆動できる設計とする。

また、燃料取替用水タンク及び復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格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイに対して、異なる水源を持つ設計とする。

常設電動注入ポンプは、原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し、復水タンクは原子炉周辺建屋内に設置する。これにより、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンク建屋内の燃料取替用水タンクと位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプを使用する代替格納容器スプレイ配管と格納容器スプレイポンプを使用する格納容器スプレイ配管は、燃料取替用水タンクを水源とする場合は燃料取替用水タンク出口配管との分岐点から格納容器スプレイ配管との合流点まで、復水タンクを水源とする場合は復水タンクから格納容器スプレイ配管との合流点までの系統について、互いに独立した設計とする。

これらの多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、互いに重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

２箇所の連通穴を含む格納容器スプレイノズルから原子炉下部キャビティへの流入経路は、原子炉格納容器内に様々な経路を設けることで、多重性を持った設計とする。

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］

格納容器スプレイポンプ（ホ.（3）（ⅱ）b.（c）他と兼用）

台　　数	2
容　　量	約 1,200m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約 175m

燃料取替用水タンク（ホ.（3）（ⅱ）a.（a）他と兼用）

基　　数	1
容　　量	約 2,100m^3

常設電動注入ポンプ（ホ.（3）（ⅱ）b.（c）他と兼用）

台　　数	1
容　　量	約 150m^3／h
揚　　程	約 150m

復水タンク（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

基　　数	1
容　　量	約 1,200m^3

d.　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

炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納

容器の破損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) 水素濃度低減に用いる設備

(a-1) 水素濃度低減

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のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための設備として以下の水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減及び電気式水素燃焼装置による水素濃度低減）を設ける。

(a-1-1) 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減

水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減）として、静的触媒式水素再結合装置は、ジルコニウム－水反応等で短期的に発生する水素及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去することにより、原子炉格納容器内の水素濃度を継続的に低減できる設計とする。また、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、中央制御室にて静的触媒式水素再結合装置の作動状況を温度上昇により確認できる設計とする。静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

(a-1-2) 電気式水素燃焼装置による水素濃度低減

水素濃度制御設備（電気式水素燃焼装置による水素濃度低減）として、電気式水素燃焼装置は、炉心の著しい

損傷に伴い事故初期に原子炉格納容器内に大量に放出される水素を計画的に燃焼させ、原子炉格納容器内の水素濃度ピークを制御できる設計とする。電気式水素燃焼装置動作監視装置は、中央制御室にて電気式水素燃焼装置の作動状況を温度上昇により確認できる設計とする。電気式水素燃焼装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

(a-2) 可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視

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のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として以下の監視設備（可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視）を設ける。

監視設備（可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視）として、可搬型格納容器水素濃度計測装置及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、事故時試料採取設備に接続することで、格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器により冷却し、格納容器雰囲気ガスサンプル湿分分離器にて湿分を低減し、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて供給された原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度を可搬型格納容器水素濃度計測装置で測定し、中央制御室にて原子炉格納容器内の水素濃度を監視できる設計とする。全交流動力電源喪失により原子炉補機冷却機能が喪失した場合においては、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポ

ンプを原子炉補機冷却水系統に接続することで、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却水を供給できる設計とする。窒素ボンベ（事故時試料採取設備弁用）は、事故時試料採取設備弁に窒素を供給できる設計とする。また、24時間経過した後のサンプリングガスの冷却として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続し、サンプリングガスの冷却系統へ海水を直接供給できる設計とする。可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

大容量空冷式発電機については、「ヌ．（2）（ⅳ）　代替電源設備」にて記載する。

事故時試料採取設備の一部は、可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて水素濃度測定を行う場合において、作業員の管理区域内の移動をなくして作業時間の短縮を図ることで、速やかに水素濃度測定が可能となり、安全性の向上が図れることから、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

共用によって、原子炉格納容器内の水素濃度測定を必要としない号炉に対し悪影響を及ぼさないよう、隔離が可能な設計とする。また、３号炉及び４号炉が同時に被災した場合は、遠隔

操作で切り替えることで号炉ごとの水素濃度を適宜計測可能な設計とする。

共用によって他号炉に悪影響を及ぼさないよう、汚染度の大きい原子炉格納容器のサンプルガスを汚染度の小さい原子炉格納容器に流入させないために、放射性物質と水素を含むサンプルガスのパージ先となる原子炉格納容器を選択できる設計とする。また、号炉間をまたぐパージの際に、原子炉格納容器の自由体積に対してサンプルガス流量を十分小さくするとともに、戻り配管に逆止弁を設けることで、汚染度の大きい原子炉格納容器からの逆流を防止できる設計とする。

［常設重大事故等対処設備］

静的触媒式水素再結合装置

再結合効率	約 1.2kg／h（１基当たり）（水素濃度４vol％、圧力 0.15MPa[abs]時）
基　　数	5

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

計測範囲	０～800℃

電気式水素燃焼装置

方　　式	ヒーティングコイル式
容　　量	約 550W（１個当たり）
個　　数	13（予備１（ドーム部））

電気式水素燃焼装置動作監視装置

計測範囲	０～800℃

格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器（３号及び４号炉共用、既設）

基　　数　　1

格納容器雰囲気ガスサンプル湿分分離器（３号及び４号炉共用、既設）

基　　数　　1

［可搬型重大事故等対処設備］

可搬型格納容器水素濃度計測装置（３号及び４号炉共用）（「計測制御系統施設」及び「水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するための設備」と兼用）

個　　数　　１（予備２）

可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ（３号及び４号炉共用）

台　　数　　１（予備２）

容　　量　　約１m^3／h（１台当たり）

可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置（３号及び４号炉共用）

台　　数　　１（予備２）

容　　量　　約４Nm^3／h（１台当たり）

吐出圧力　　約 0.6MPa［gage］

窒素ボンベ（事故時試料採取設備弁用）

個　　数　　２（予備２）

容　　量　　約 46.7ℓ（１個当たり）

移動式大容量ポンプ車（３号及び４号炉共用）（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　４※1

容　　量　　約1,320m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約140m

※１　保有台数を示す。必要台数は２台（予備１台）とする。

e.　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

（a）　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時に用いる設備

（a-1）　大気への拡散抑制

（a-1-1）　移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合における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して以下の放水設備（移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制）を設ける。

放水設備（移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制）として、放水砲を、可搬型ホースにより海を水源とする移動式大容量ポンプ車と接続し、原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋のうちアニュラス部へ放水できる設計とする。移動式大容量ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋のうちアニュラス部に向け

て放水できる設計とする。

(a-2)　海洋への拡散抑制

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備として以下の重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）を設ける。

放水砲による放水を実施した場合の重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）として、放射性物質吸着剤は、雨水排水路に流入した汚染水が通過することにより放射性物質を吸着できるよう、３号炉及び４号炉の取水口側雨水排水処理槽及び放水口側雨水排水処理槽並びに吐口水槽及び八田浦雨水枡の計４箇所に、網目状の袋又はかごに軽石状の放射性物質吸着剤を詰めたものを設置できる設計とする。

シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する６箇所（３号炉及び４号炉の取水口側雨水排水処理槽放水箇所付近、放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近、放水ピット及び取水ピット並びに吐口水槽放水箇所付近及び八田浦雨水枡放水箇所付近）に設置することとし、３号炉及び４号炉の取水口側雨水排水処理槽放水箇所付近及び放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近並びに吐口水槽放水箇所付近及び八田浦雨水枡放水箇所付近については、小型船舶により設置できる設計とする。

(b)　使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備

(b-1)　大気への拡散抑制

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合における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して以下の放水設備（可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ並びに移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制）を設ける。

（b-1-1） 可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ

放水設備（可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ）として、使用済燃料ピットスプレイヘッダを、可搬型ホースにより中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプと接続し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

（b-1-2） 移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制

放水設備（移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制）として、放水砲を、可搬型ホースにより海を水源とする移動式大容量ポンプ車と接続し、原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟へ放水できる設計とする。移動式大容量ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟に向けて放水できる設計とする。

（b-2） 海洋への拡散抑制

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備として以下の重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）を設ける。

放水砲による放水を実施した場合の重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）は、「(a-2)　海洋への拡散抑制」と同じである。

(c)　原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備

(c-1)　航空機燃料火災の泡消火

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための設備として以下の放水設備（航空機燃料火災の泡消火）を設ける。

放水設備（航空機燃料火災の泡消火）として、放水砲を、可搬型ホースにより海を水源とする移動式大容量ポンプ車と接続し、泡消火薬剤と混合しながら原子炉格納容器周辺へ放水できる設計とする。

[可搬型重大事故等対処設備]

移動式大容量ポンプ車（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

台　　数	４※1
容　　量	約1,320m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約 140m

※１　保有台数を示す。うち２台は泡消火薬剤システム付。必要台数は１台（予備１台）とする。

放水砲（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　移動式ノズル

台　　数　　２

放射性物質吸着剤（３号及び４号炉共用）

容　　量　　一式

シルトフェンス（３号及び４号炉共用）

a.　３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近

組　　数　　２※２

※２　シルトフェンス（幅約20m）を５本で１組として、２組分10本と予備１本を含む。

b.　３号炉及び４号炉取水口側雨水排水処理槽放水箇所付近

組　　数　　２※３

※３　シルトフェンス（幅約20m）を５本で１組として、２組分10本と予備１本を含む。

c.　３号炉及び４号炉放水ピット

組　　数　　２※４

※４　シルトフェンス（幅約20m）を

２本で１組として、２組分４本と予備１本を含む。

d.　３号炉及び４号炉取水ピット

組　　数　　２※5

※５　シルトフェンス（幅約５m）を８本で１組として、２組分16本と予備１本を含む。

e.　吐口水槽放水箇所付近

組　　数　　２※6

※６　シルトフェンス（幅約20m）を２本で１組として、２組分４本と予備１本を含む。

f.　八田浦雨水枡放水箇所付近

組　　数　　２※7

※７　シルトフェンス（幅約20m）を２本で１組として、２組分４本と予備１本を含む。

小型船舶（３号及び４号炉共用）

（チ.（2）と兼用）

台　　数　　１（予備１）

可搬型ディーゼル注入ポンプ（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　２※8

４※8

容　　量　　約150m^3／h（１台当たり）

約150m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約470m

約300m

※８　保有台数を示す。組み合わせて必要台数は４台（予備２台）とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダ（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）と兼用）

基　　数　　４（予備１）

中間受槽（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

個　　数　　４（予備１）

容　　量　　約50m^3（１個当たり）

f.　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等の収束に必要となる水の供給設備として以下の重大事故等対処設備（代替水源から中間受槽への供給、１次系のフィードアンドブリード、中間受槽を水源とする復水タンクへの供給、復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入、中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポン

プによる代替炉心注入、代替格納容器スプレイ、復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給及び中間受槽を水源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水）、再循環設備（余熱除去ポンプによる低圧再循環、高圧注入ポンプによる高圧再循環及び格納容器スプレイ再循環）、代替再循環設備（Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替再循環及びＢ高圧注入ポンプによる代替再循環）を設ける。

また、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十分な量の水を供給するための設備として以下の可搬型スプレイ設備（中間受槽を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ）及び放水設備（海を水源とする燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水）を設ける。

さらに、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合における発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、十分な量の水を供給するための設備として放水設備（海を水源とする原子炉格納容器及びアニュラス部への放水）を設ける。

重大事故等時の代替淡水源としては、燃料取替用水タンクに対しては復水タンク、八田浦貯水池、２次系純水タンク及び原水タンクを確保し、復水タンクに対しては燃料取替用水タンク、八田浦貯水池、２次系純水タンク及び原水タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

代替水源からの移送ルートを確保し、移送ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管する。

(a)　代替水源から中間受槽への供給に用いる設備

(a-1)　代替水源から中間受槽への供給

重大事故等時において中間受槽は、蒸気発生器２次側への給水手段の水源となる復水タンクの枯渇が想定される場合の補給の水源、又は炉心注入の水源となる燃料取替用水タンクの枯渇若しくは破損等に対する代替炉心注入の水源、又は使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合の使用済燃料ピットへの注水の水源、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合の使用済燃料ピットへの注水の水源、又は使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、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の使用済燃料ピットへのスプレイの水源として使用する。重大事故等対処設備（代替水源から中間受槽への供給）として、八田浦貯水池又は海を水源とした取水用水中ポンプは、移送ホースを介して中間受槽へ水を供給できる設計とする。取水用水中ポンプは、水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。

(b)　蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）の代替手段及び復水タンクへの供給に用いる設備

(b-1)　１次系のフィードアンドブリード

重大事故等により、蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段で

ある、１次系のフィードアンドブリードの水源として、重大事故等対処設備（１次系のフィードアンドブリード）のうち、代替水源である燃料取替用水タンクを使用する。

(b-2)　中間受槽を水源とする復水タンクへの供給

重大事故等により、蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクの枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備（中間受槽を水源とする復水タンクへの供給）として、中間受槽を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプは、移送ホースを介して復水タンクへ水を供給できる設計とする。復水タンク（ピット）補給用水中ポンプは水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。

(c)　炉心注入及び格納容器スプレイの代替手段及び燃料取替用水タンクへの補給に用いる設備

(c-1)　代替炉心注入

(c-1-1)　復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

重大事故等により、炉心注入の水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である常設電動注入ポンプによる代替炉心注入の水源として、重大事故等対処設備（復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）のうち、代替水源である復水タンクを使用する。

(c-1-2)　中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

重大事故等により、炉心注入の水源となる燃料取替用

水タンクが枯渇又は破損した場合の可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入の水源として、重大事故等対処設備（中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）のうち、代替水源である中間受槽を使用する。

(c-2)　代替格納容器スプレイ

重大事故等により、格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの水源として、重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）のうち、代替水源である復水タンクを使用する。

(c-3)　復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給

重大事故等により、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクの枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備（復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給）として、復水タンクは、復水タンクから燃料取替用水タンクへの移送ラインにより、燃料取替用水タンクへ水頭圧にて水を供給できる設計とする。

(d)　格納容器再循環サンプを水源とする再循環時に用いる設備

(d-1)　再循環

(d-1-1)　余熱除去ポンプによる低圧再循環

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再循環設備（余熱除去ポンプによる低圧再循環）として、格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプは、余熱除去冷却器を介して

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、高圧注入ポンプ、余熱除去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。

(d-1-2)　高圧注入ポンプによる高圧再循環

高圧注入ポンプによる原子炉冷却機能が喪失していない場合、又は余熱除去ポンプ若しくは余熱除去冷却器の故障等により再循環機能が喪失した場合の再循環設備（高圧注入ポンプによる高圧再循環）として、格納容器再循環サンプを水源とする高圧注入ポンプは、安全注入系統を介して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、高圧注入ポンプ、余熱除去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。

(d-1-3)　格納容器スプレイ再循環

格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器による原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合の再循環設備（格納容器スプレイ再循環）として、格納容器再循環サンプを水源とする格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ冷却器を介して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、高圧注入ポンプ、余熱除去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。

(d-2)　代替再循環

(d-2-1)　B格納容器スプレイポンプによる代替再循環

余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により再

循環機能が喪失した場合の代替再循環設備（Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替再循環）として、格納容器再循環サンプを水源とするＢ格納容器スプレイポンプは、Ｂ格納容器スプレイ冷却器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、高圧注入ポンプ、余熱除去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。

(d-2-2)　Ｂ高圧注入ポンプによる代替再循環

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を想定した代替再循環設備（Ｂ高圧注入ポンプによる代替再循環）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続し、原子炉補機冷却水系統を介して、Ｂ高圧注入ポンプの補機冷却水系統に海水を直接供給することで、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源とするＢ高圧注入ポンプは、代替補機冷却を用いることで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、高圧注入ポンプ、余熱除去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。Ｂ高圧注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

(e)　使用済燃料ピットへの注水に用いる設備

(e-1)　中間受槽を水源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

重大事故等により、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合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が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下した場合の使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水の水源として、重大事故等対処設備（中間受槽を水源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水）のうち、代替水源である中間受槽を使用する。

（f） 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟への放水に用いる設備

（f-1） 中間受槽を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ

使用済燃料ピットへのスプレイの水源として、可搬型スプレイ設備（中間受槽を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ）のうち、中間受槽を使用する。

（f-2） 海を水源とする燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水

放水設備（海を水源とする燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水）として、放水砲は、移送ホースにより海を水源とする移動式大容量ポンプ車と接続することで、原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟に大量の水を放水し、一部の水を使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

（g） 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格

納容器及びアニュラス部への放水に用いる設備

(g-1) 海を水源とする原子炉格納容器及びアニュラス部への放水

放水設備（海を水源とする原子炉格納容器及びアニュラス部への放水）として、放水砲は、移送ホースにより海を水源とする移動式大容量ポンプ車と接続することで、原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋のうちアニュラス部へ放水できる設計とする。

大容量空冷式発電機については、「ヌ.(2)(ⅳ) 代替電源設備」にて記載する。

代替水源から中間受槽への供給において使用する中間受槽、取水用水中ポンプ及び水中ポンプ用発電機並びに移送ホースは、屋外の異なる位置に分散して保管する設計とする。

中間受槽を水源とする復水タンクへの供給において使用する中間受槽、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ及び水中ポンプ用発電機並びに移送ホースは、屋外の異なる位置に分散して保管する設計とする。

余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した低圧再循環並びに高圧注入ポンプを使用した高圧再循環並びに格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器を使用した格納容器スプレイ再循環は、系統として多重性を持つ設計とする。

高圧注入ポンプを使用した高圧再循環は、安全注入系統により再循環できることで、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器による再循環に対して多重性を持つ設計とする。

B格納容器スプレイポンプ及びB格納容器スプレイ冷却器を

使用した代替再循環は、格納容器スプレイ設備のＢ格納容器スプレイポンプ及びＢ格納容器スプレイ冷却器により再循環できることで、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器による再循環に対して多重性を持つ設計とする。

代替再循環時においてＢ高圧注入ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

移動式大容量ポンプ車を使用するＢ高圧注入ポンプの代替補機冷却は、移動式大容量ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで、電動の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多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。また、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの電源であるディーゼル発電機に対して、多様性を持つ設計とする。

中間受槽を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイにおいて使用する中間受槽は、屋外の異なる位置に分散して保管する設計とする。

海を水源とする燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水及び海を水源とする原子炉格納容器及びアニュラス部への放水において使用する移動式大容量ポンプ車及び放水砲並びに移送ホースは、屋外の異なる位置に分散して保管する設計とする。

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］

燃料取替用水タンク（ホ.（3）（ⅱ）a.（a）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 2,100m^3

復水タンク（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 1,200m^3

格納容器再循環サンプ（ホ.（3）（ⅱ）b.（c）他と兼用）

基　　数　　2

格納容器再循環サンプスクリーン（ホ.（3）（ⅱ）b.（c）他と兼用）

容　　量　　約2,540m^3／h（１基当たり）

基　　数　　2

余熱除去ポンプ（ホ.（3）（ⅱ）a.（b）他と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約 680m^3／h（１台当たり）（余熱除去運転時）

約 1,020m^3／h（１台当たり）（安全注入時及び再循環時）

揚　　程　　約 107m（余熱除去運転時）

約 91m（安全注入時及び再循環時）

余熱除去冷却器（ホ.（3）（ⅱ）b.（a）他と兼用）

基　　数　　2

高圧注入ポンプ（ホ.（3）（ⅱ）a.（a）他と兼用）

台　　数　　２（代替再循環時はＢ号機のみ使用）

容　　量　　約320m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 960m

格納容器スプレイポンプ（ホ.（3）（ⅱ）b.（c）他と兼用）

台　　数　　２（代替再循環時はＢ号機のみ使用）

容　　量　　約 1,200m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 175m

格納容器スプレイ冷却器（ホ.（3）（ⅱ）b.（c）他と兼用）

基　　数　　２（代替再循環時はＢ号機のみ使用）

［可搬型重大事故等対処設備］

中間受槽（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

個　　数　　４（予備１）

容　　量　　約 50m^3（１個当たり）

取水用水中ポンプ（３号及び４号炉共用）

台　　数　　12（予備２）

容　　量　　約 60m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 35m

水中ポンプ用発電機（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）と兼用）

台　　数　　８（予備２）

容　　量　　約 100kVA（１台当たり）

復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ（３号及び４号炉共用）

台　　数　　８（予備２）

容　　量　　約 48m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 30m

移動式大容量ポンプ車（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　４※1

容　　量　　約1,320m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約140m

※１　保有台数を示す。代替補機冷却時の必要台数は２台（予備１台）とする。燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水時並びに原子炉格納容器及びアニュラス部への放水時の必要台数は1台（予備１台）とする。

放水砲（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　移動式ノズル

台　　数　　２

（4）その他の主要な事項

（ⅰ）　原子炉格納容器換気設備

通常運転時に原子炉格納容器内の空気の温度調整のため格納容器再循環装置を、放射性物質の除去低減のため格納容器空気浄化装置を、また、燃料取替の場合等原子炉格納容器内への立入りに先立ち、原子炉格納容器内の換気を行うため格納容器空調装置を設ける。

（ⅱ）　アニュラス空気浄化設備

ａ．設計基準事故時

アニュラス空気浄化設備は、よう素フィルタを含むフィルタユニット及び浄化ファンからなり、この設備によりアニュラス部を１次冷却材喪失事故時に負圧に保つ。原子炉格納容器内に放射性物質が放出される事故時には、アニュラス部の空気を循環させて放射性物質の除去を行う。

アニュラス空気浄化ファン

（「中央制御室」、「アニュラス空気浄化設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

台　　数	2
容　　量	約 100m^3／min（１台当たり）

アニュラス空気浄化フィルタユニット

（「中央制御室」、「アニュラス空気浄化設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

よう素除去効率	95％以上

ｂ．重大事故等時

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及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷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。

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

及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備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及び水素排出）を設ける。

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減及び水素排出）として、アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質及び水素等を含む気体を吸引し、アニュラス空気浄化フィルタユニットにて放射性物質の濃度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とともに水素を排出する設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。また、アニュラス空気浄化系弁（B系）は、窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）により代替空気を供給し、大容量空冷式発電機によりアニュラス空気浄化系弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。

大容量空冷式発電機については、「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］

アニュラス空気浄化ファン（「中央制御室」、「アニュラス空気浄化設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約100m^3／min（1台当たり）

アニュラス空気浄化フィルタユニット（「中央制御室」、

「アニュラス空気浄化設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

型　　式　　電気加熱コイル、微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型

基　　数　　2

容　　量　　約 100m^3／min（１基当たり）

よう素除去効率　　95％以上

粒子除去効率　　99％以上（0.7μｍ粒子）

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）

(「中央制御室」、「アニュラス空気浄化設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

個　　数　　１（予備１）

容　　量　　約 46.7ℓ （１個当たり）

（ⅲ）　安全補機室空気浄化設備

安全補機室空気浄化設備は、よう素フィルタを含むフィルタユニット及び空気浄化ファンで構成し、１次冷却材喪失事故時には、安全補機室（格納容器スプレイポンプ室、余熱除去ポンプ室等）からの排気中の放射性物質の除去低減を行う。

安全補機室空気浄化ファン

台　　数　　2

容　　量　　約56m^3／min（１台当たり）

よう素フィルタ

よう素除去効率　　95％以上

（ⅳ） 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷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. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

（a） 水素排出

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内に水素が発生した場合にアニュラス部へ漏えいする水素濃度を低減することで水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する。

格納容器内自然対流冷却、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の温度及び圧力低下機能並びに静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置による原子炉格納容器内の水素濃度低減機能が相まって、アニュラス部の水素を可燃限界濃度未満にして水素爆発を防止するとともに、放射性物質を低減するため、アニュラス部の水素等を含む気体を排出できる設備として以下の水素排出設備（水素排出）を設ける。

水素排出設備（水素排出）として、アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする水素等を含む気体を吸引し、アニュラス空気浄化フィルタユニットにて放射性物質を低減して排出することによりアニュラス部に水素が滞留しない設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。また、アニュラ

ス空気浄化系弁（Ｂ系）は、窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）により代替空気を供給し、大容量空冷式発電機によりアニュラス空気浄化系弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。

(b) 水素濃度監視

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいした水素の濃度を測定するため、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設備として以下の監視設備（水素濃度監視）を設ける。

監視設備（水素濃度監視）として、アニュラス水素濃度計測装置は、アニュラス部の雰囲気ガスの水素濃度を測定し、中央制御室にてアニュラス部の水素濃度を監視できる設計とする。アニュラス水素濃度計測装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

大容量空冷式発電機については、「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］

アニュラス空気浄化ファン（リ.（4）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約100m^3／min（１台当たり）

アニュラス空気浄化フィルタユニット（リ.（4）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　電気加熱コイル、微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型

基　　数　　2

容　　量　　約 100m^3／min（１基当たり）

よう素除去効率　　95％以上

粒子除去効率　　99％以上（0.7μｍ粒子）

アニュラス水素濃度計測装置

（「計測制御系統施設」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

個　　数　　2

［可搬型重大事故等対処設備］

窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）

（リ.（4）（ⅱ）他と兼用）

個　　数　　１（予備１）

容　　量　　約 46.7ℓ（１個当たり）

ヌ．その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

(1)　常用電源設備の構造

（ⅰ）　主発電機

台　　数	1
容　　量	約 1,310,000kVA

（ⅱ）　外部電源系

500kV	2回線（3号及び4号炉共用） （「常用電源設備」及び「非常用電源設備」と兼用）
220kV	2回線（1号、2号、3号及び4号炉共用） （「常用電源設備」及び「非常用電源設備」と兼用）

主発電機、外部電源系の故障又は発電機に接続している送電線のじょう乱により発生する短絡や地絡、母線の低電圧や過電流に対し、検知できる設計とする。

（ⅲ）　変圧器

a.　主変圧器

個　　数	1
容　　量	約 1,250,000kVA
電　　圧	24kV／500kV（1次／2次）

b.　所内変圧器

個　　数	1
容　　量	約 77,000kVA
電　　圧	24kV／6.9kV（1次／2次）

c. 予備変圧器（３号及び４号炉共用）

個　　数	1
容　　量	約 85,000kVA
電　　圧	220kV／6.9kV（１次／２次）

(2) 非常用電源設備の構造

（ⅰ） 受電系統

500kV	２回線（３号及び４号炉共用） （ヌ.（1）（ⅱ）と兼用）
220kV	２回線（１号、２号、３号及び４号炉共用） （ヌ.（1）（ⅱ）と兼用）

（ⅱ） ディーゼル発電機

a. ディーゼル発電機

（「ディーゼル発電機」及び「代替電源設備」と兼用）

台　　数	2
出　　力	約 7,100kW（１台当たり）
起動時間	約 12 秒

ディーゼル発電機は、７日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、７日分の容量以上の燃料を敷地内に貯蔵し、燃料を貯蔵している燃料油貯蔵タンクと燃料油貯油そう間は、タンクローリにより輸送する設計とする。

b. 燃料油貯油そう

（「ディーゼル発電機」及び「代替電源設備」と兼用）

基　　数	2

容　　量　　約 165kℓ （１基当たり）

c. 燃料油貯蔵タンク

（「ディーゼル発電機」、「代替電源設備」及び「補機駆動用燃料設備」と兼用）

基　　数　　２

容　　量　　約 200kℓ （１基当たり）

（ⅲ） 蓄 電 池

a. 蓄電池（安全防護系用）

（「蓄電池」及び「代替電源設備」と兼用）

型　　式　　鉛蓄電池

組　　数　　２

容　　量　　約 1,600A・h（１組当たり）

（ⅳ） 代替電源設備

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等の対応に必要な電力を供給するための設備として以下の常設代替電源設備（大容量空冷式発電機による代替電源（交流）からの給電）、重大事故等対処設備（号炉間電力融通電路を使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電、予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電及び燃料補給）、可搬型代替電源設備（発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）による代

替電源（交流）からの給電)、所内常設蓄電式直流電源設備（蓄電池（安全防護系用）による非常用電源（直流）からの給電、蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電、所内常設直流電源設備（３系統目）による代替電源（直流）からの給電、可搬型直流電源設備（直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源（直流）からの給電）及び代替所内電気設備（代替所内電気設備による給電）を設ける。

a.　代替電源（交流）による給電に用いる設備

（a）　大容量空冷式発電機による代替電源（交流）からの給電

ディーゼル発電機の故障等により全交流動力電源が喪失した場合に、重大事故等対策の有効性を確認する事故シーケンス等のうち必要な負荷が最大となる「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」時に必要な交流負荷へ電力を供給する常設代替電源設備（大容量空冷式発電機による代替電源（交流）からの給電）として、大容量空冷式発電機は、中央制御室での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線へ接続することで、電力を供給できる設計とする。大容量空冷式発電機の燃料は、大容量空冷式発電機用燃料タンクから大容量空冷式発電機用給油ポンプを用いて補給できる設計とする。

（b）　号炉間電力融通電路を使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電

ディーゼル発電機の故障等により全交流動力電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給する

ため、重大事故等対処設備（号炉間電力融通電路を使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電）として、号炉間電力融通電路は、あらかじめ敷設し、手動で非常用高圧母線間を接続することでディーゼル発電機（他号炉）から電力融通できる設計とする。

ディーゼル発電機（他号炉）の燃料は、燃料油貯油そう（他号炉）より補給できる設計とする。

(c) 発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）による代替電源（交流）からの給電

ディーゼル発電機の故障等により全交流動力電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に最低限必要な設備に電力を供給する可搬型代替電源設備（発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）による代替電源（交流）からの給電）として、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）は、非常用高圧母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

(d) 予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電

ディーゼル発電機の故障等により全交流動力電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給するため、重大事故等対処設備（予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電）として、予備ケーブル（号炉間電力融通用）は、手動で非常用高圧母線間を接続することでディーゼル発電機（他号炉）から電力融通できる設計とする。

ディーゼル発電機（他号炉）の燃料は、燃料油貯油そう（他

号炉）より補給できる設計とする。

b. 非常用電源（直流）による給電に用いる設備

（a） 蓄電池（安全防護系用）による非常用電源（直流）からの給電

ディーゼル発電機の故障等により全交流動力電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する所内常設蓄電式直流電源設備（蓄電池（安全防護系用）による非常用電源（直流）からの給電）として、蓄電池（安全防護系用）は、蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電と併せることで、負荷切り離しを行わずに８時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電力の供給を行うことが可能な設計とする。

c. 代替電源（直流）による給電に用いる設備

（a） 蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電

ディーゼル発電機の故障等により全交流動力電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する所内常設蓄電式直流電源設備（蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電）として、蓄電池（重大事故等対処用）は、蓄電池（安全防護系用）による非常用電源（直流）からの給電と併せることで、負荷切り離しを行わずに８時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電力の供給を行うことが可能な設計とする。

(b) 蓄電池（３系統目）による代替電源（直流）からの給電

更なる信頼性を向上するため、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給するため、特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（３系統目）として、蓄電池（３系統目）を設ける。

蓄電池（３系統目）は、負荷切り離し（中央制御室及び隣接する継電器室において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに、８時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり電力の供給を行うことが可能な設計とする。

また、蓄電池（３系統目）は、特に高い信頼性を有する直流電源設備とするため、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことに加え、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

(c) 直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源(直流）からの給電

ディーゼル発電機の故障等により全交流動力電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する可搬型直流電源設備（直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源（直流）からの給電）として、直流電源用発電機は、可搬型直流変換器を介して直流母線へ接続することにより、24時間にわたり電力を供給できる設計とする。

d. 代替所内電気設備による給電に用いる設備

（a） 代替所内電気設備による給電

所内電気設備は、２系統の非常用母線等により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも１系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

これとは別に上記２系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給する代替所内電気設備（代替所内電気設備による給電）として、大容量空冷式発電機は、重大事故等対処用変圧器受電盤に接続し、重大事故等対処用変圧器盤より電力を供給できる設計とする。

大容量空冷式発電機の燃料は、大容量空冷式発電機用燃料タンクから大容量空冷式発電機用給油ポンプを用いて補給できる設計とする。

e. 燃料の補給に用いる設備

（a） 燃料補給

重大事故等時に補機駆動用の燃料を補給するための重大事故等対処設備（燃料補給）として、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車、水中ポンプ用発電機、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの発電機、大容量空冷式発電機用燃料タンク、燃料油貯油そう、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）、直流電源用発電機及び代替緊急時対策所用発電機の燃料は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、原子炉補機冷却海水設備に期待しない空冷式のガスタービン駆動とすることで、原子炉補機冷却海水設備からの冷却水供給を必要とする水冷式のディーゼル発電機に対して、多様性を持つ設計とする。

大容量空冷式発電機は、屋外に設置することで、原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機と位置的分散を図る設計とする。

大容量空冷式発電機を使用した代替電源系統は、大容量空冷式発電機から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの電源系統に対して、独立した設計とする。

これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）は、空冷式のディーゼル駆動とすることで、水冷式のディーゼル発電機に対して、多様性を持つ設計とする。また、ガスタービン駆動の大容量空冷式発電機に対して駆動源に多様性を持つ設計とする。

発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）は、３号炉の原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機、４号炉の原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機、及び屋外の大容量空冷式発電機と離れた位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）を使用した代替電源系統は、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統

構成することにより、ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの電源系統に対して、独立した設計とする。

これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

蓄電池（３系統目）は、原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機に対して異なる区画に設置することで位置的分散を図る設計とする。また、蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（重大事故等対処用）に対しても、異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

蓄電池（３系統目）を使用した直流電源系統は、蓄電池（３系統目）から直流コントロールセンタまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（重大事故等対処用）並びに直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を用いた直流電源系統に対して独立した設計とする。

直流電源用発電機及び可搬型直流変換器は、直流電源用発電機を空冷式のディーゼル駆動とすることで、水冷式のディーゼル発電機に対して多様性を持つ設計とする。また、可搬型直流変換器により交流電力を直流に変換できることで、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）及び蓄電池（３系統目）に対して、多様性を持つ設計とする。

直流電源用発電機は、屋外に分散して保管し、可搬型直流変換器は、原子炉補助建屋内の３号炉の蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（重大事故等対処用）並びに３号炉の原子炉周辺建

屋内の３号炉の蓄電池（３系統目）及びディーゼル発電機と異なる区画、かつ、４号炉の原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機、蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（重大事故等対処用）並びに原子炉補助建屋内の４号炉の蓄電池（３系統目）と異なる区画に保管する。これにより、３号炉の蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）及びディーゼル発電機並びに４号炉のディーゼル発電機、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）及び蓄電池（３系統目）と位置的分散を図る設計とする。

直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を使用した直流電源系統は、直流電源用発電機から直流コントロールセンタまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、ディーゼル発電機から直流コントロールセンタまでの直流電源系統に対して、独立した設計とする。

これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を使用した代替所内電気系統は、所内電気設備である２系統の非常用母線に対して、独立した電路として設計する。また、電源をディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤は、原子炉補助建屋内の所内電気設備である２系統の非常用母線と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計と

する。

これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

号炉間電力融通電路を使用した他号炉のディーゼル発電機（燃料油貯油そう含む）からの号炉間電力融通は、号炉間電力融通電路を手動で３号炉及び４号炉の非常用高圧母線間を接続し、遮断器を投入することにより、重大事故等の対応に必要となる電力を供給可能となり、安全性の向上を図ることができることから、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、重大事故等発生時以外、号炉間電力融通電路を非常用高圧母線の遮断器から切り離し、遮断器を開放することにより他号炉と分離が可能な設計とする。

なお、ディーゼル発電機及び燃料油貯油そうは、重大事故等時に号炉間電力融通を行う場合のみ３号炉及び４号炉共用とする。

燃料油貯蔵タンクは、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの発電機、水中ポンプ用発電機、大容量空冷式発電機、ディーゼル発電機、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）、直流電源用発電機及び代替緊急時対策所用発電機の燃料を貯蔵しており、共用により他号炉のタンクに貯蔵している燃料も使用可能となり、安全性の向上が図られることから、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

燃料油貯蔵タンクは、共用により悪影響を及ぼさないよう、３号炉及び４号炉で補機駆動用の燃料を確保するとともに、号炉の区分けなくタンクローリを用いて燃料を吸入できる設計とする。

なお、燃料油貯蔵タンクは、重大事故等時に重大事故等対処設備へ燃料補給を実施する場合のみ３号炉及び４号炉共用とする。

［常設重大事故等対処設備］

大容量空冷式発電機

台　　数　　1

容　　量　　約 4,000kVA

大容量空冷式発電機用燃料タンク

基　　数　　1

容　　量　　約30kℓ

大容量空冷式発電機用給油ポンプ

台　　数　　1

容　　量　　約1.4m^3／h

吐出圧力　　約0.3MPa［gage］

号炉間電力融通電路（３号及び４号炉共用）

個　　数　　1

ディーゼル発電機（重大事故等時のみ３号及び４号炉共用、既設）

（ヌ.（2）（ⅱ）a.と兼用）

台　　数　　4

出　　力　　約7,100kW（１台当たり）

燃料油貯油そう（重大事故等時のみ３号及び４号炉共用、既設）

（ヌ.（2）（ⅱ）b.と兼用）

基　　数　　４

容　　量　　約165kℓ（１基当たり）

蓄電池（安全防護系用）

（ヌ.（2）（ⅲ）a.と兼用）

型　　式　　鉛蓄電池

組　　数　　２

容　　量　　約1,600A・h（１組当たり）

蓄電池（重大事故等対処用）

型　　式　　鉛蓄電池

組　　数　　２

容　　量　　約2,400A・h（１組当たり）

蓄電池（３系統目）

型　　式　　鉛蓄電池

組　　数　　１

容　　量　　約3,000A・h

重大事故等対処用変圧器受電盤

個　　数　　１

重大事故等対処用変圧器盤

個　　数　　１

燃料油貯蔵タンク（重大事故等時のみ３号及び４号炉共用）

（ヌ.（2）（ⅱ）c.他と兼用）

基　　数　　４

容　　量　　約200kℓ（１基当たり）

［可搬型重大事故等対処設備］

発電機車（３号及び４号炉共用）

台　　数

高圧発電機車　　４※１

中容量発電機車　　２※１

容　　量

高圧発電機車　　約500kVA（１台当たり）

中容量発電機車　　約1,825kVA（１台当たり）

※１　保有台数を示す。高圧発電機車と中容量発電機車を組み合わせて必要台数は４台（予備２台）とする。

予備ケーブル（号炉間電力融通用）（３号及び４号炉共用）

本　　数　　12※２（予備12※２）

※２　１相分４本で３相分の本数を示す。

直流電源用発電機（３号及び４号炉共用）

台　　数　　４（予備２）

容　　量　　約220kVA（１台当たり）

可搬型直流変換器（３号及び４号炉共用）

個　　数　　４（予備２）

容　　量　　400A以上（１個当たり）

タンクローリ（３号及び４号炉共用）

（「代替電源設備」及び「補機駆動用燃料設備」と兼用）

台　　数　　1（予備２）

容　　量　　約14kℓ（１台当たり）

(3) その他の主要な事項

（ｉ） 火災防護設備

a. 設計基準対象施設

火災防護設備は、火災区域及び火災区画を考慮し、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の機能を有するものとする。

火災感知設備は、火災区域又は火災区画における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や火災の性質を考慮し、アナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器又は非アナログ式の炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせて設置することを基本とし、非アナログ式の防爆型の煙感知器、非アナログ式の防爆型の熱感知器、高感度煙感知器等の火災感知器及び中央制御室で常時監視可能な火災報知盤を設置する。

消火設備は、破損、誤作動又は誤操作により、安全機能を有する構築物、系統及び機器（ロ（3）（ｉ）ａ.（c-1-2）と同じ）の安全機能を損なわない設計とし、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難である火災区域又は火災区画であるかを考慮し、全域ハロン消火設備、全域ハロン自動消火設備、二酸化炭素自動消火設備、水噴霧消火設備、泡消火設備等を設置する。

火災の影響軽減の機能を有するものとして、安全機能を有する構築物、系統及び機器の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響を軽減するため、火災耐久試験で確認された３時間以上の耐火能力を有する耐火壁又は１時間以上の

耐火能力を有する隔壁等を設置する。

b. 重大事故等対処施設

火災防護設備は、火災区域及び火災区画を考慮し、火災感知及び消火の機能を有するものとする。

火災感知設備は、火災区域又は火災区画における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や火災の性質を考慮し、アナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器又は非アナログ式の炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせて設置することを基本とし、非アナログ式の防爆型の煙感知器、非アナログ式の防爆型の熱感知器、高感度煙感知器等の火災感知器及び中央制御室で常時監視可能な火災報知盤を設置する。

消火設備は、破損、誤作動又は誤操作により、重大事故等対処施設の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し、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難である火災区域又は火災区画であるかを考慮し、全域ハロン消火設備、全域ハロン自動消火設備、二酸化炭素自動消火設備等を設置する。

c. 特定重大事故等対処施設

防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1に記載する。

(ⅱ) 浸水防護設備

a. 津波に対する防護設備

(a) 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設

設計基準対象施設は、基準津波に対して、その安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならないこと、また、重大事故等対処施設は、基準津波に対して、重大事故等に対

処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならないことから、海水ポンプエリア水密扉、海水ポンプエリア防護壁、取水ピット搬入口蓋、原子炉周辺建屋水密扉、原子炉補助建屋水密扉等により、津波から防護する設計とする。

なお、基準津波による遡上波及び水位の低下に対して、防護設備の設置の必要はないことから、津波防護施設に該当する施設は設けない設計とする。

海水ポンプエリア水密扉（一部３号及び４号炉共用）

個　　数　　２（３号及び４号炉共用）

２

海水ポンプエリア防護壁（３号及び４号炉共用）

個　　数　　１

取水ピット搬入口蓋（３号及び４号炉共用）

個　　数　　１

原子炉周辺建屋水密扉

個　　数　　２

原子炉補助建屋水密扉（３号及び４号炉共用）

個　　数　　４

(b) 特定重大事故等対処施設

防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1に記載する。

b. 内部溢水に対する防護設備

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。そのために、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起

因を含む。)、消火系統等の作動、使用済燃料ピット等のスロッシングその他の事象による溢水が発生した場合においても、発電用原子炉施設内における壁、扉、堰等により、防護対象設備が、安全機能を損なわない設計とする。また、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持できる設計とする。

(iii) 補助ボイラ

補助ボイラ（３号及び４号炉共用）は、想定される条件下において、必要な蒸気を供給する能力を有するとともに発電用原子炉施設の安全性に影響を与えないよう設計する。

(iv) 補機駆動用燃料設備

重大事故等に対処するために使用する可搬型又は常設設備の動作に必要な駆動燃料を貯蔵及び補給する燃料設備として燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを設ける。

燃料油貯蔵タンク及びタンクローリは、「ヌ．(2)(iv) 代替電源設備」にて記載する。

(v) 非常用取水設備

設計基準事故に対処するために必要となる原子炉補機冷却海水系の冷却用の海水を確保するために取水口、取水管路、取水ピットを設置する。

非常用取水設備の取水口、取水管路及び取水ピットは、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。

非常用取水設備である、取水口、取水管路及び取水ピットは、共用により自号炉だけでなく他号炉の海水取水箇所も使用する

ことで安全性の向上が図れることから、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、容量に制限がなく３号炉及び４号炉に必要な取水容量を十分に有する設計とする。

なお、取水口、取水管路及び取水ピットは、重大事故等対処設備による取水時のみ３号炉及び４号炉共用とする。

取　水　口（重大事故等時のみ３号及び４号炉共用、既設）

個　　数　　２（通常運転時等）

４（重大事故等時）

取水管路（重大事故等時のみ３号及び４号炉共用、既設）

個　　数　　２（通常運転時等）

４（重大事故等時）

取水ピット（重大事故等時のみ３号及び４号炉共用、既設）

個　　数　　１

（ⅵ）　緊急時対策所

１次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）＊２を中央制御室以外の場所に設置する。

代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）＊２は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要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、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう設計する。

可動源に対しては、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2の緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員を防護できる設計とする。

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

代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する設計とする。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。

代替緊急時対策所は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）にて継続使用する一部のものを除き、その機能に係る設備を含め、

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。*2

a．代替緊急時対策所

代替緊急時対策所は、異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できる設計とする。また、異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を設置する。発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備として、運転指令設備、電力保安通信用電話設備、衛星携帯電話設備、無線連絡設備、携帯型通話設備、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する。

代替緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動による地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない設計とする。地震及び津波に対しては、「ロ．(1)（ⅱ）　重大事故等対処施設の耐震設計」及び「ロ．(2)（ⅱ）　重大事故等対処施設に対する耐津波設計」に基づく設計とする。また、代替緊急時対策所の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。

代替緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外

への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。

重大事故等が発生し、代替緊急時対策所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、対策要員が代替緊急時対策所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置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要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置することができるよう考慮する。

重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまることができるよう、代替緊急時対策所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、緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）、代替緊急時対策所の緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、代替緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型エリアモニタを使用する。

代替緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、代替緊急時対策所内でのマスクの着用、交代要員体制、安定よう素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、代替緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で100mSvを超えないことを判断基準とする。

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

代替緊急時対策所の緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、代替緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、代替緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である代替緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で100mSvを超えない設計とする。なお、換気設計に当たっては、代替緊急時対策所の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。また、代替緊急時対策所外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

代替緊急時対策所の緊急時対策所換気設備として、代替緊急時対策所空気浄化ファン、代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び代替緊急時対策所加圧設備を保管する設計とする。

代替緊急時対策所には、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酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管するとともに、室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定する代替緊急時対策所エリアモニタ及び加圧判断に使用する可搬型エリアモニタを保管する

設計とする。

代替緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、以下の重大事故等対処設備（情報の把握）を設ける。

重大事故等対処設備（情報の把握）として、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに代替緊急時対策所において把握できる情報収集設備を使用する。

代替緊急時対策所の情報収集設備として、事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し、代替緊急時対策所で表示できるよう、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を設置する設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

代替緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として、以下の重大事故等対処設備（通信連絡）を設ける。

重大事故等対処設備（通信連絡）として、代替緊急時対策所から中央制御室、屋内外の作業場所、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、通信連絡設備を使用する。

代替緊急時対策所の通信連絡設備として、携帯型通話設備、

衛星携帯電話設備、無線連絡設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

代替緊急時対策所は、代替電源設備からの給電を可能とするよう、以下の重大事故等対処設備（電源の確保）を設ける。

全交流動力電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（電源の確保）として、代替緊急時対策所用発電機、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。

代替緊急時対策所用発電機は、１台で代替緊急時対策所に給電するために必要な発電機容量を有するものを、予備も含めて３台保管することで、多重性を有する設計とする。

代替緊急時対策所用発電機は、燃料油貯蔵タンクより、タンクローリを用いて、燃料を補給できる設計とする。

緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）は、「チ．（1）（ⅲ）遮へい設備」にて記載する。

代替緊急時対策所の緊急時対策所換気設備は、「チ．（1）（ⅳ）換気設備」にて記載する。

代替緊急時対策所エリアモニタは、「チ．（1）（ⅰ）放射線監視設備」にて記載する。

可搬型エリアモニタは、「チ．（2）屋外管理用の主要な設備の種類」にて記載する。

代替緊急時対策所の通信連絡設備は、「ヌ．（3）（ⅶ）通信連絡設備」にて記載する。

大容量空冷式発電機、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリは、「ヌ．（2）（ⅳ）代替電源設備」にて記載する。

代替緊急時対策所は、事故対応において３号炉及び４号炉双

方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため、同一スペースを共用化し、事故収束に必要な緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を設置する。共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで、安全性の向上が図れることから、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

各設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、号炉の区分けなく使用でき、更にプラントパラメータは、号炉ごとに表示・監視できる設計とする。

［常設重大事故等対処設備］

代替緊急時対策所情報収集設備のうち緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）の一部の機能は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）において引き続き使用する。

代替緊急時対策所情報収集設備のうち緊急時対策所（緊急時対策棟内）において継続使用しない緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）の一部の機能、SPDSデータ表示装置及び代替緊急時対策所の通信連絡設備は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。＊２

代替緊急時対策所情報収集設備（３号及び４号炉共用）

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（３号及び４号炉共用）

（「計測制御系統施設」、「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）

個　　数　　一式

SPDSデータ表示装置（３号及び４号炉共用）

（「計測制御系統施設」、「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）

個　　数　　一式

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

［可搬型重大事故等対処設備］

以下の設備は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。*2

酸素濃度計（３号及び４号炉共用）

個　　数　　１（予備２）

二酸化炭素濃度計（３号及び４号炉共用）

個　　数　　１（予備２）

可搬型エリアモニタ（３号及び４号炉共用）

（チ.（2）と兼用）

個　　数　　８（予備１）※1

※１　放射線管理施設（重大事故等時）の必要個数を示す。
緊急時対策所（重大事故等時）の必要個数は１個（予備１個）とする。

代替緊急時対策所用発電機（３号及び４号炉共用）

台　　数　　１（予備２）

容　　量　　約 100kVA（1 台当たり）

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。

b. 緊急時対策所（緊急時対策棟内）

緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できる設計とする。また、異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置を設置する。発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備として、運転指令設備、電力保安通信用電話設備、衛星携帯電話設備、無線連絡設備、携帯型通話設備、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動による地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない設計とする。地震及び津波に対しては、「ロ.（1）（ⅱ）重大事故等対処施設の耐震設計」及び「ロ.（2）（ⅱ） 重大事故等対処施設に対する耐津波設計」に基づく設計とする。また、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れ

た位置に設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。

重大事故等が発生し、緊急時対策所（緊急時対策棟内）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、対策要員が緊急時対策所（緊急時対策棟内）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置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要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置する設計とする。

重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまることができるよう、緊急時対策所（緊急時対策棟内）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、緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型エリアモニタを使用する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内

でのマスクの着用、交代要員体制、安定よう素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で100mSvを超えないことを判断基準とする。

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

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の気密性及び緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で100mSvを超えない設計とする。なお、換気設計に当たっては、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。また、緊急時対策所（緊急時対策棟内）外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

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

緊急時対策所（緊急時対策棟内）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酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管するとともに、室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定する緊急時対策所エリアモニタ及び加圧判断に使用する可搬型エリアモニタを保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、以下の重大事故等対処設備（情報の把握）を設ける。

重大事故等対処設備（情報の把握）として、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに緊急時対策所（緊急時対策棟内）において把握できる情報収集設備を使用する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の情報収集設備として、事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所（緊急時対策棟内）で表示できるよう、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を設置する設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）には、重大事故等が発生した

場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として、以下の重大事故等対処設備（通信連絡）を設ける。

重大事故等対処設備（通信連絡）として、緊急時対策所（緊急時対策棟内）から中央制御室、屋内外の作業場所、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、通信連絡設備を使用する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡設備として、携帯型通話設備、衛星携帯電話設備、無線連絡設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、代替電源設備からの給電を可能とするよう、以下の重大事故等対処設備（電源の確保）を設ける。

全交流動力電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（電源の確保）として、緊急時対策所用発電機車、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機車用給油ポンプを使用する。

緊急時対策所用発電機車は、１台で緊急時対策所（緊急時対策棟内）に給電するために必要な発電機容量を有するものを、予備も含めて３台保管することで、多重性を有する設計とする。

緊急時対策所用発電機車は、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンクより、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプを用いて、燃料を補給できる設計とする。

緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）は、「チ．（1）（ⅲ）遮

へい設備」にて記載する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備は、「チ．（1）（ⅳ）換気設備」にて記載する。

緊急時対策所エリアモニタは、「チ．（1）（ⅰ）放射線監視設備」にて記載する。

可搬型エリアモニタは、「チ．（2）　屋外管理用の主要な設備の種類」にて記載する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡設備は、「ヌ．（3）（ⅶ）通信連絡設備」にて記載する。

大容量空冷式発電機は、「ヌ．（2）（ⅳ）代替電源設備」にて記載する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、事故対応において３号炉及び４号炉双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため、同一スペースを共用化し、事故収束に必要な緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）、緊急時対策所非常用空気浄化ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDS データ表示装置、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機車用給油ポンプを設置する。共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで、安全性の向上が図れることから、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

各設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、号炉の区分けなく使用でき、更にプラントパラメータは、号炉ごとに表示・監視できる設計とする。

［常設重大事故等対処設備］

緊急時対策所情報収集設備（３号及び４号炉共用）

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（３号及び４号炉共用）

（「計測制御系統施設」、「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）

個　　数　　一式

SPDS データ表示装置（３号及び４号炉共用）

（「計測制御系統施設」、「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）

個　　数　　一式

緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク（３号及び４号炉共用）

基　　数　　２

容　　量　　約 75kℓ（１基当たり）

緊急時対策所用発電機車用給油ポンプ（３号及び４号炉共用）

台　　数　　２

容　　量　　約 1.5 m^3／h（１台当たり）

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

［可搬型重大事故等対処設備］

酸素濃度計（３号及び４号炉共用）

個　　数　　１（予備２）

二酸化炭素濃度計（３号及び４号炉共用）

個　　数　　１（予備２）

可搬型エリアモニタ（３号及び４号炉共用）

（チ.（2）と兼用）

個　　数　　８（予備１）※1

※１　放射線管理施設（重大事故等時）の必要個数を示す。
緊急時対策所（重大事故等時）の必要個数は１個（予備１個）とする。

緊急時対策所用発電機車（３号及び４号炉共用）

台　　数　１（予備２）

容　　量　約 1,825kVA（1 台当たり）

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。*2

（ⅶ）通信連絡設備

通信連絡設備は、警報装置、通信設備（発電所内）、データ伝送設備（発電所内）、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）から構成される。

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉補助建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、非常用サイレン等の警報装置及び運転指令設備、電力保安通信用電話設備等の多様性を確

保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。また、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）として、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を設置する設計とする。

警報装置、通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）については、非常用所内電源及び無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、加入電話設備、衛星携帯電話設備等の通信設備（発電所外）を設置又は保管する設計とする。また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）として、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、非常用所内電源及び無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡

設備を設置又は保管する。

代替緊急時対策所の通信連絡設備は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。*2

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡をするための通信設備（発電所内）、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2へ重大事故等に対処するために必要なデータの伝送をするためのデータ伝送設備（発電所内）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信設備（発電所内）として、以下の通信連絡設備（発電所内）を設ける。

重大事故等が発生した場合に発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信設備（発電所内）として、衛星携帯電話設備、無線連絡設備及び携帯型通話設備は、中央制御室内、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内*2に設置又は保管する設計とする。

重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するためのデータ伝送設備（発電所内）として、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を原子炉補助建屋及び4号炉原子炉周辺建屋内に設置し、SPDSデータ表示装置は、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内*2に設置する設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）及び無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち中央制御室内に設置する衛星携帯電話（固定型）並びに無線連絡設備のうち中央制御室内に設置する

無線通話装置（固定型）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内*2に設置する衛星携帯電話（固定型）及び無線連絡設備のうち代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内*2に設置する無線通話装置（固定型）の電源は、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所用発電機車*2から給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型）、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備の電源は、充電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電池を用いるものについては、予備の充電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電池は、中央制御室、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。また、SPDSデータ表示装置の電源は、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所用発電機車*2から給電できる設計とす

る。

重大事故等に対処するためのデータ伝送の機能に係る設備及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2の通信連絡機能に係る設備としての、衛星携帯電話設備、無線連絡設備、携帯型通話設備、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置については、固縛又は転倒防止措置を講じる等、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するために必要な通信設備（発電所内）として、衛星携帯電話設備、無線連絡設備及び携帯型通話設備は、中央制御室内、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内*2に設置又は保管する設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）及び無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち中央制御室内に設置する衛星携帯電話（固定型）並びに無線連絡設備のうち中央制御室内に設置する無線通話装置（固定型）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内*2に設置する衛星携帯電話（固定型）及び無線連絡設備のうち代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内*2に設置する無線通話装置（固定型）の電源は、

全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所用発電機車*2から給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型）、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備の電源は、充電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電池を用いるものについては、予備の充電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電池は、中央制御室、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。

代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2の通信連絡機能に係る設備としての衛星携帯電話設備、無線連絡設備及び携帯型通話設備については、固縛又は転倒防止措置を講じる等、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡をするための通信設備（発電所外）、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ重大事故等に対処するために必要なデータの伝送をするためのデータ伝送設備（発電所外）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有するための通信設備（発電所外）として、以下の通信連絡設備（発電所外）を設ける。

重大事故等が発生した場合に発電所外（社内外）の通信連絡を

する必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信設備（発電所外）として、衛星携帯電話設備を代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内*2に設置又は保管し、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内*2に設置する設計とする。

重大事故等に対処するために必要なデータの伝送をするためのデータ伝送設備（発電所外）として、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ必要なデータを伝送するための緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を、原子炉補助建屋及び４号炉原子炉周辺建屋内に設置する設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内*2に設置する衛星携帯電話（固定型）の電源は、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所用発電機車*2から給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型）の電源は、充電池を使用しており、予備の充電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電池は、中央制御室、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2の電源から充電することができる設計とする。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備の電源

は、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所用発電機車*2から給電できる設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

緊急時対策支援システム(ERSS)等へのデータ伝送の機能に係る設備及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2の通信連絡機能に係る設備としての、衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）については、固縛又は転倒防止措置を講じる等、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有するために必要な通信設備（発電所外）として、衛星携帯電話設備を代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内*2に設置又は保管し、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内*2に設置する設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち代替緊急時対策所内又は緊急時対策

所（緊急時対策棟内）内*2に設置する衛星携帯電話（固定型）の電源は、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所用発電機車*2から給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型）の電源は、充電池を使用しており、予備の充電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電池は、中央制御室、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2の電源から充電することができる設計とする。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備の電源は、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所用発電機車*2から給電できる設計とする。

代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）*2の通信連絡機能に係る設備としての衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については、固縛又は転倒防止措置を講じる等、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

大容量空冷式発電機については、「ヌ.(2)(ⅳ) 代替電源設備」にて記載する。

代替緊急時対策所用発電機及び緊急時対策所用発電機車*2については、「ヌ．(3)(ⅵ) 緊急時対策所」にて記載する。

通信連絡設備は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことがで

き、安全性の向上が図れることから、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

これらの通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、３号炉及び４号炉に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡できる設計とする。

・運転指令設備（３号及び４号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）　一式
・非常用サイレン（３号及び４号炉共用）　一式
・加入電話設備（３号及び４号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）　一式
・電力保安通信用電話設備（３号及び４号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）　一式
・テレビ会議システム（社内）（３号及び４号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）　一式
・衛星携帯電話設備（３号及び４号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）　一式
・無線連絡設備（３号及び４号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）　一式
・携帯型通話設備（３号及び４号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）　一式
・緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（３号及び４号炉共用）
（ヌ.（3）（ⅳ）他と兼用）　一式
・SPDSデータ表示装置（３号及び４号炉共用）
（ヌ.（3）（ⅳ）他と兼用）　一式

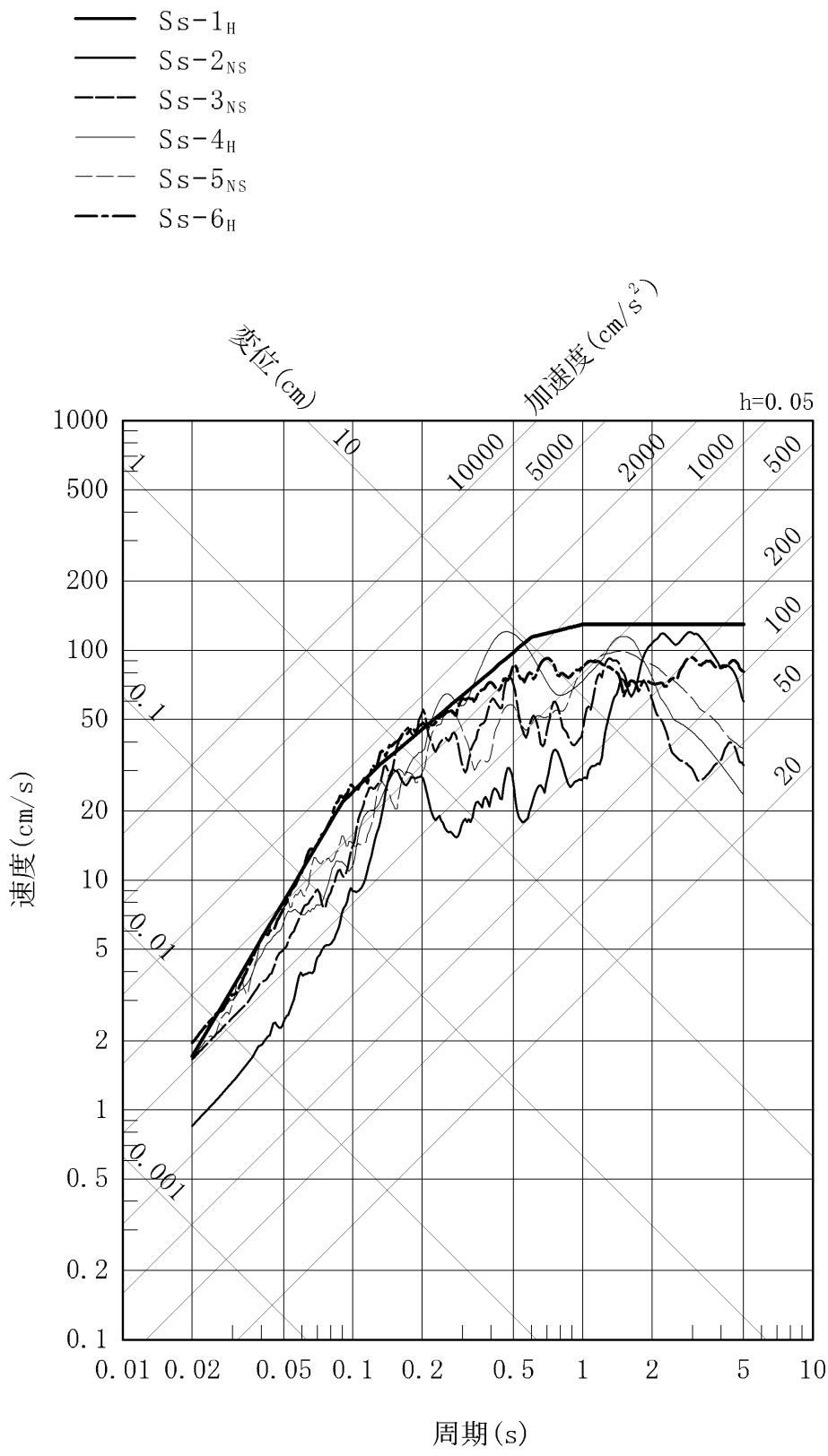
・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（３号及び４号炉共用）

（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）　一式

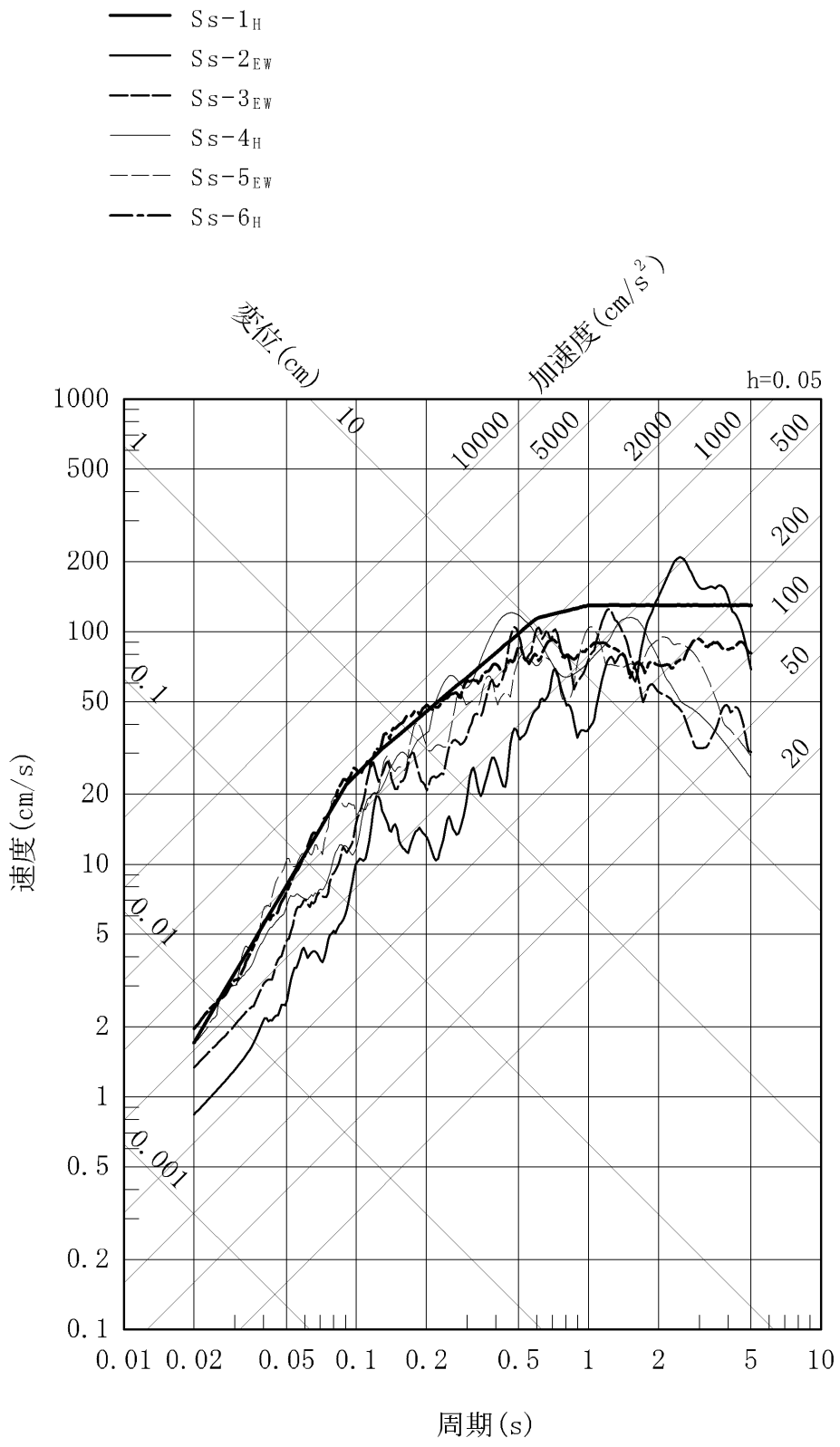
衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型、携帯型）、無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、携帯型）、携帯型通話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

（ⅷ）　特定重大事故等対処施設を構成する設備

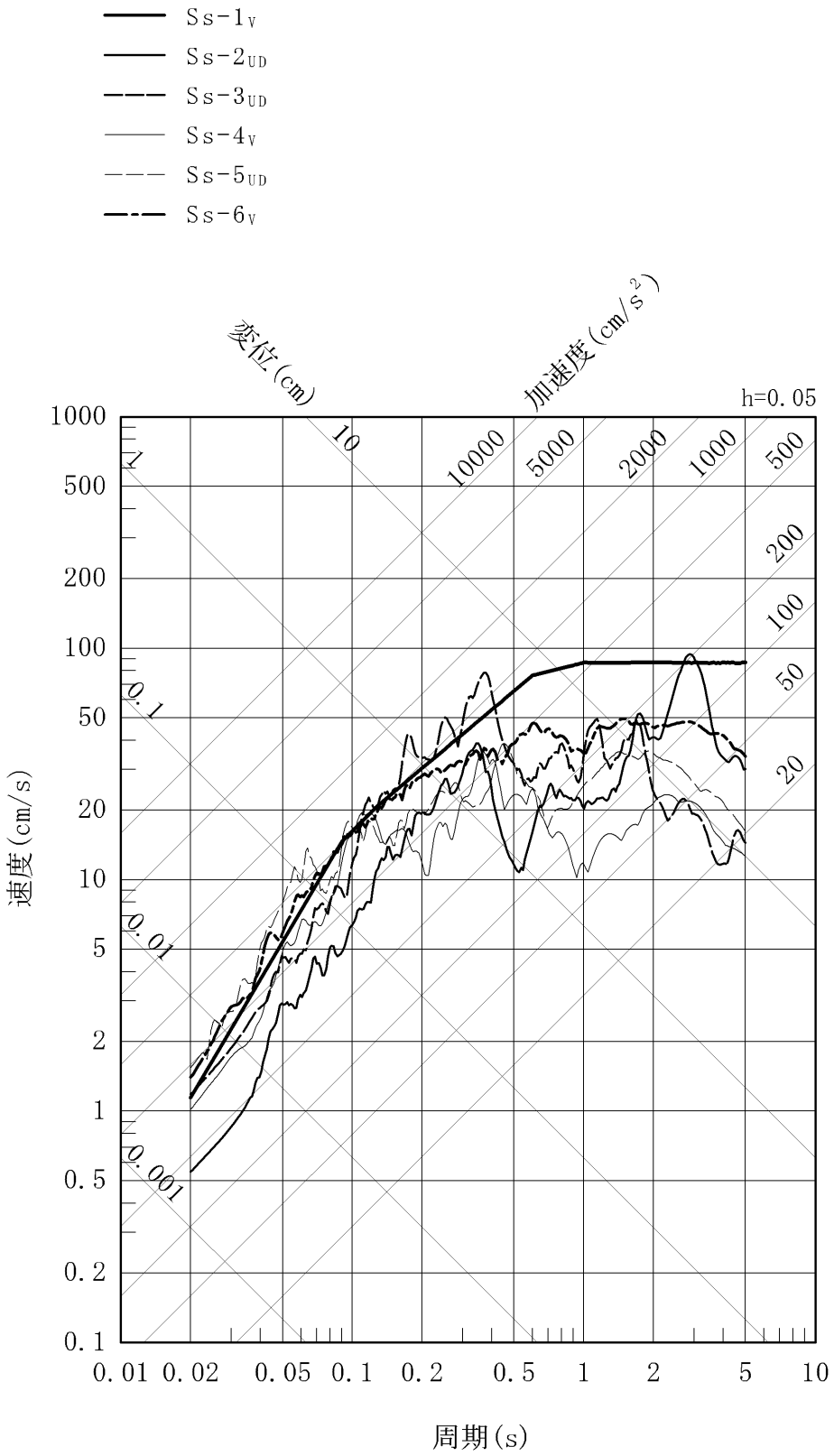
防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1 に記載する。



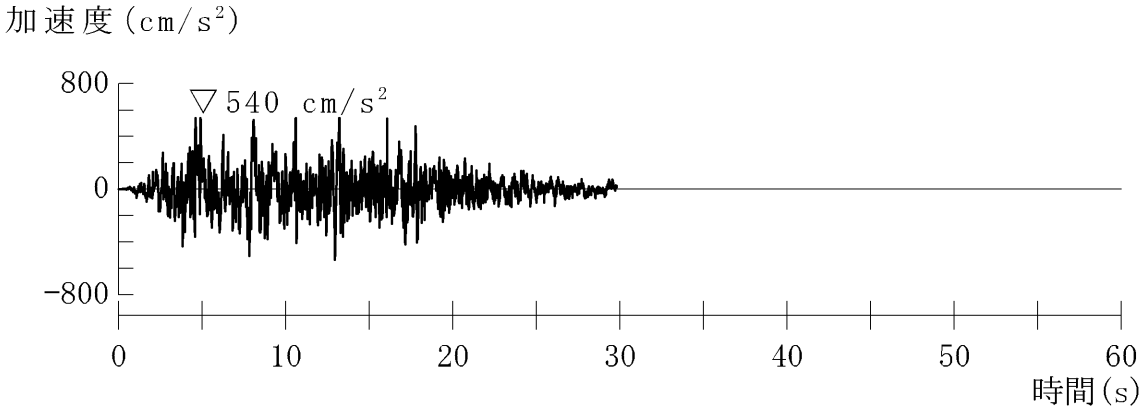
第 1.3.1-1 図　基準地震動の応答スペクトル（水平方向：NS）



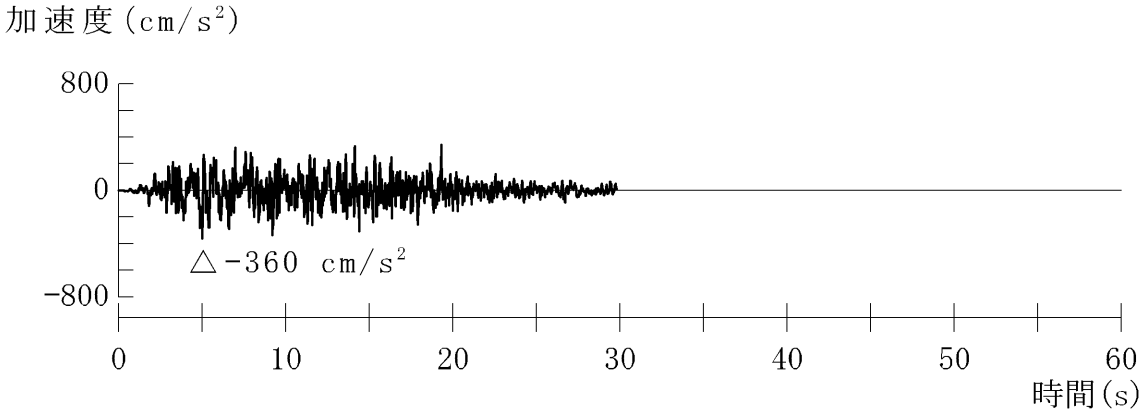
第 1.3.1-2 図　基準地震動の応答スペクトル（水平方向：EW）



第 1.3.1-3 図　基準地震動の応答スペクトル（鉛直方向）

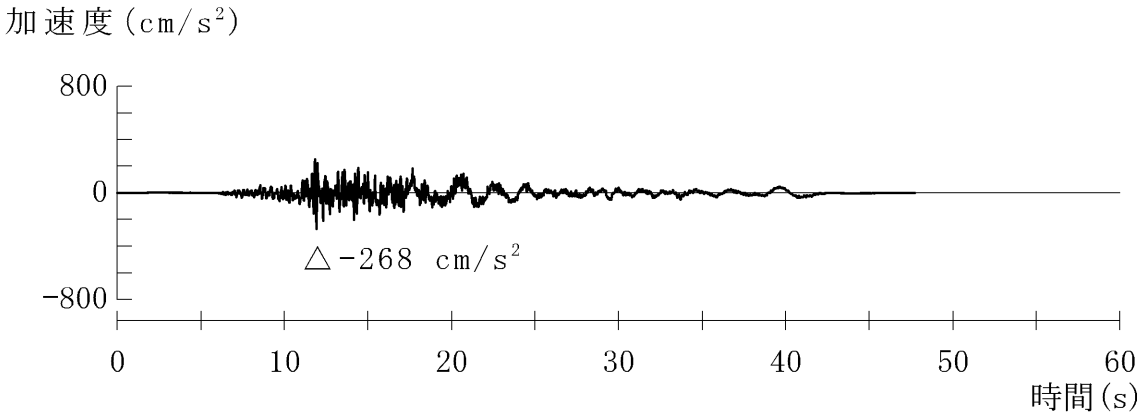


加速度（水平方向：$Ss\text{-}1_H$）

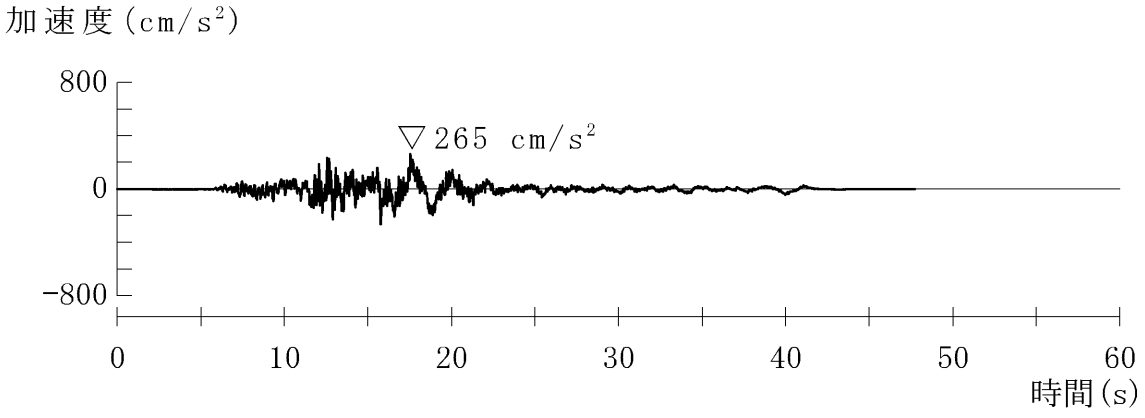


加速度（鉛直方向：$Ss\text{-}1_V$）

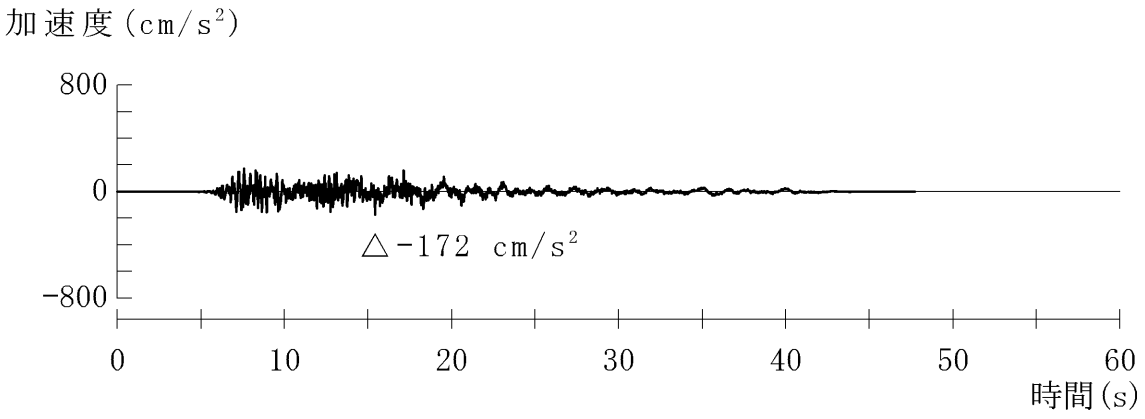
第 1.3.1-4 図　基準地震動 Ss-1 の設計用模擬地震波の時刻歴波形



加速度（水平方向：Ss-2_{NS}）

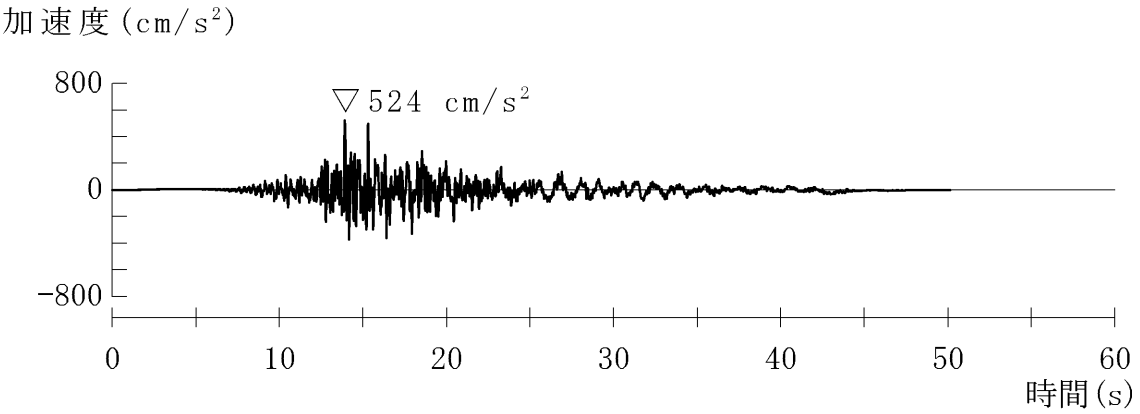


加速度（水平方向：Ss-2_{EW}）

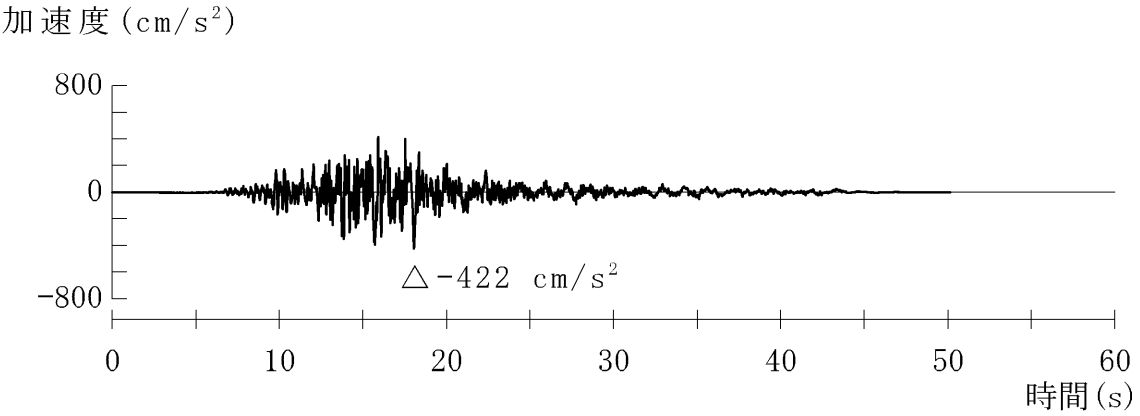


加速度（鉛直方向：Ss-2_{UD}）

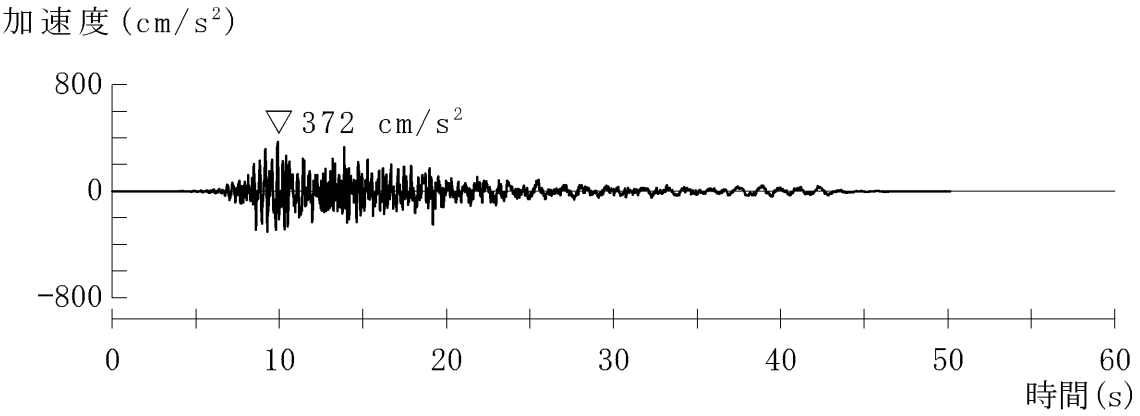
第 1.3.1-5 図　基準地震動 Ss-2 の時刻歴波形



加速度（水平方向：Ss-3$_{NS}$）

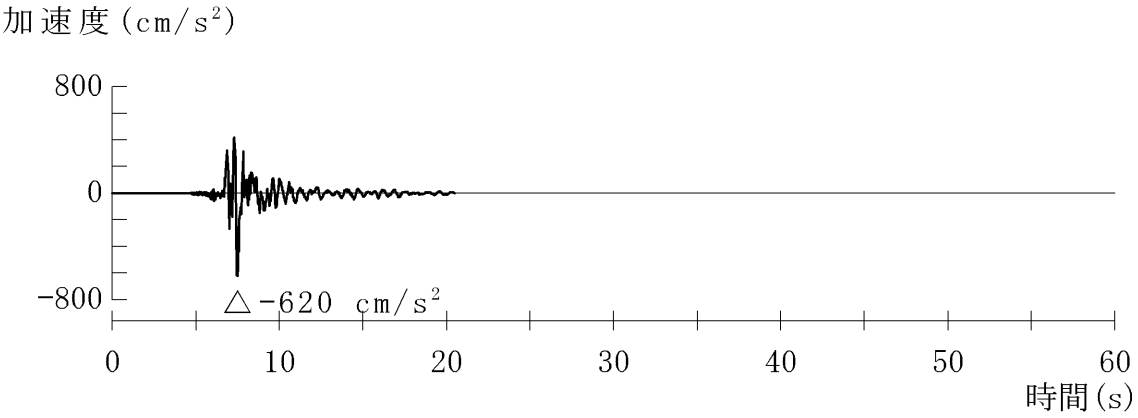


加速度（水平方向：Ss-3$_{EW}$）

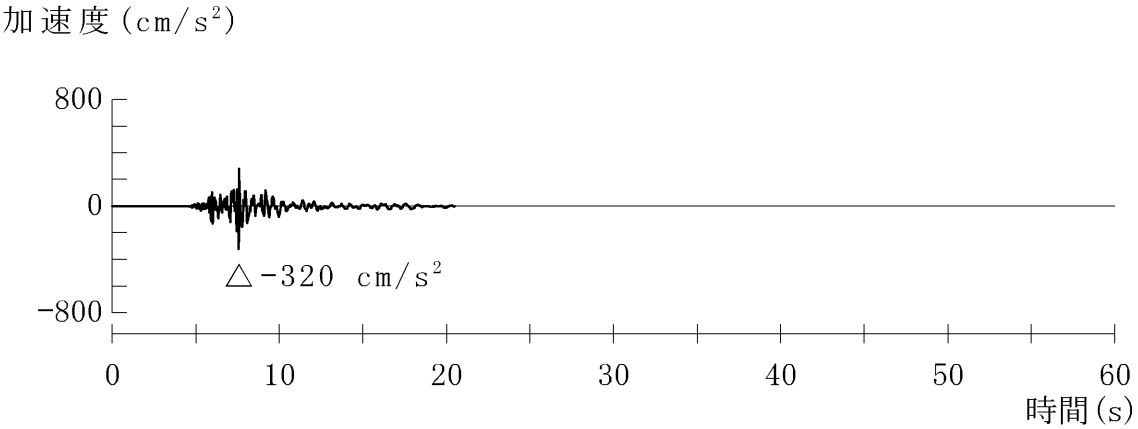


加速度（鉛直方向：Ss-3$_{UD}$）

第 1.3.1-6 図　基準地震動 Ss-3 の時刻歴波形

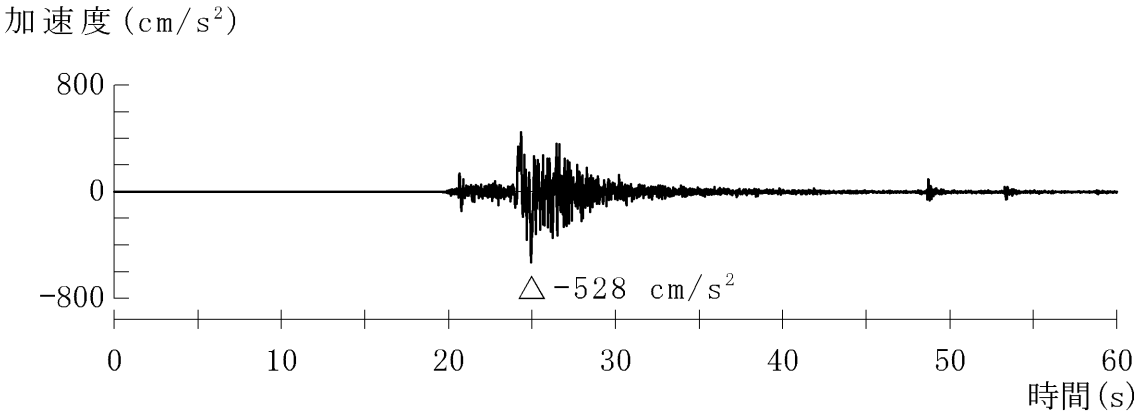


加速度（水平方向：$Ss\text{-}4_H$）

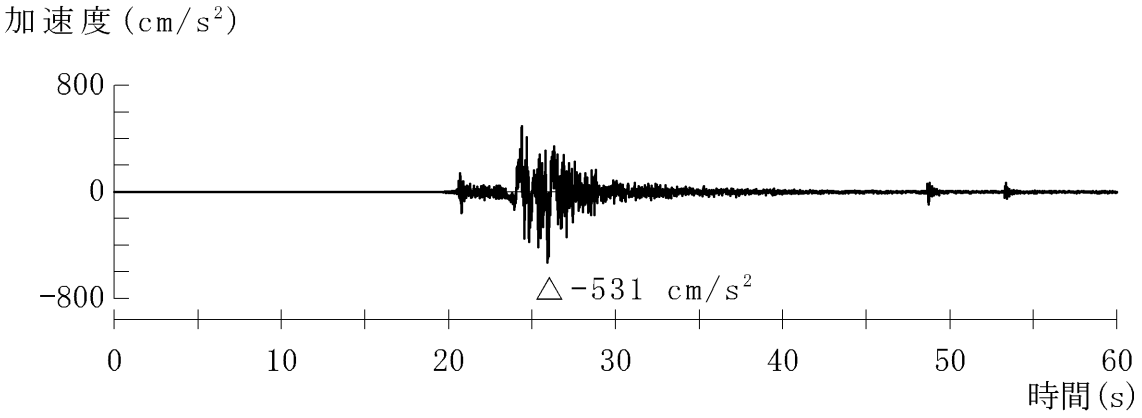


加速度（鉛直方向：$Ss\text{-}4_V$）

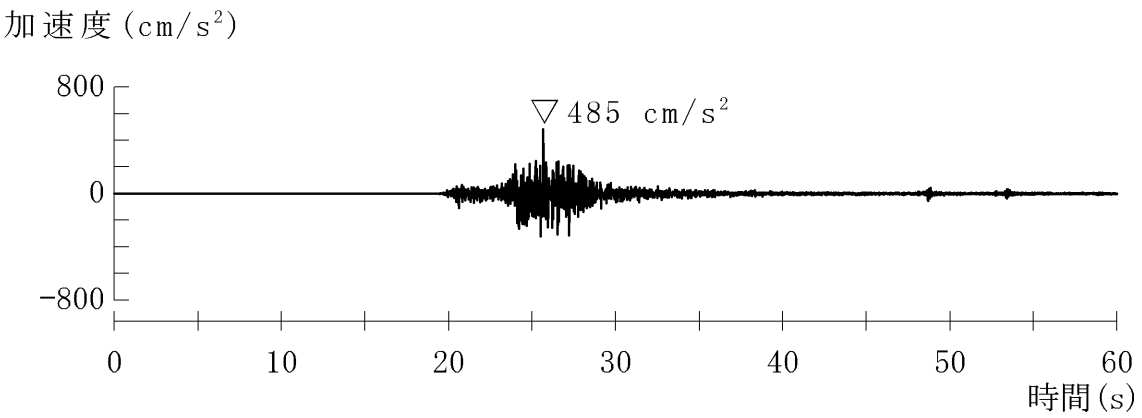
第 1.3.1-7 図　基準地震動 Ss-4 の時刻歴波形



加速度（水平方向：Ss-5$_{NS}$）

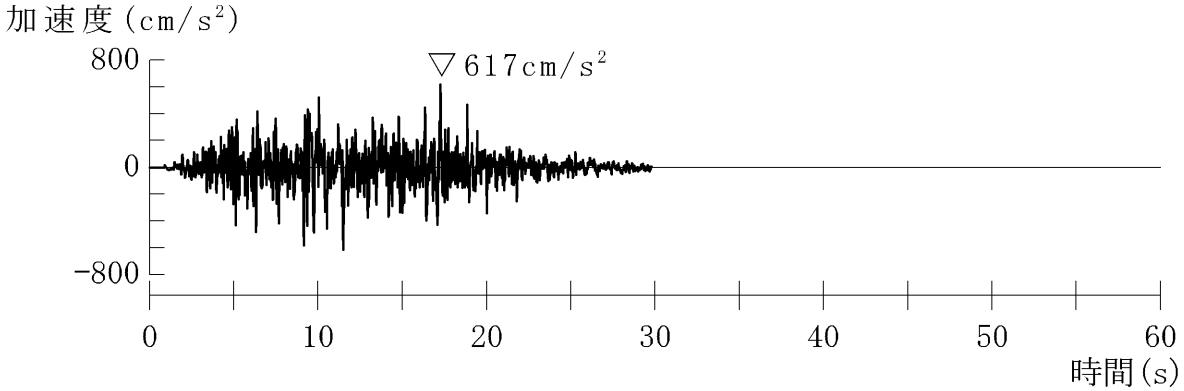


加速度（水平方向：Ss-5$_{EW}$）

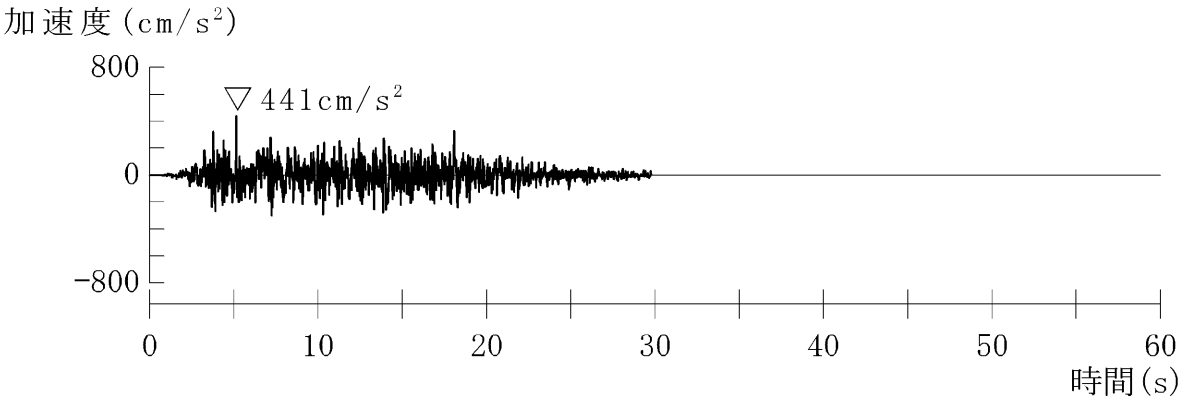


加速度（鉛直方向：Ss-5$_{UD}$）

第 1.3.1-8 図　基準地震動 Ss-5 の時刻歴波形

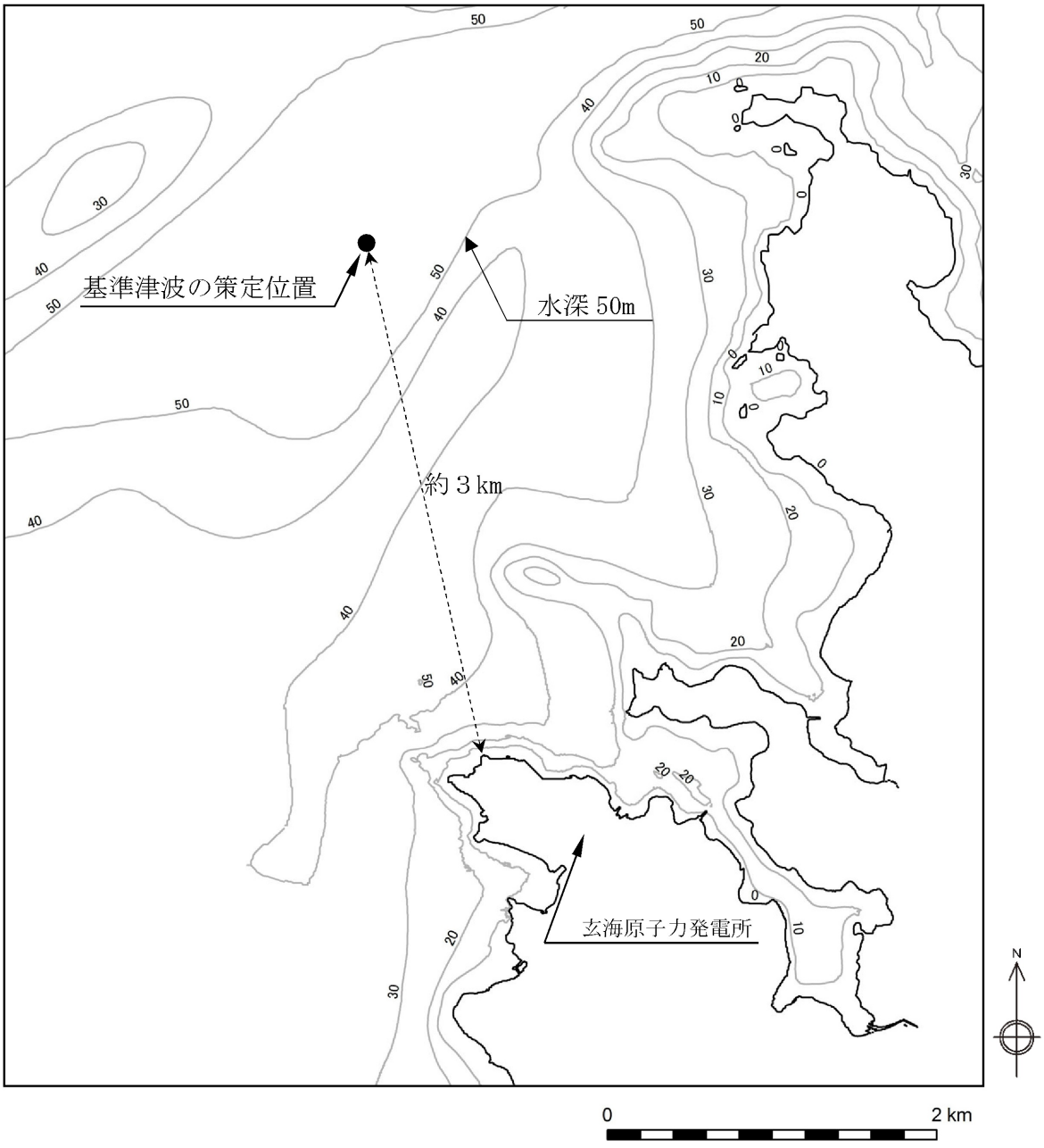


加速度（水平方向：$Ss\text{-}6_H$）



加速度（鉛直方向：$Ss\text{-}6_V$）

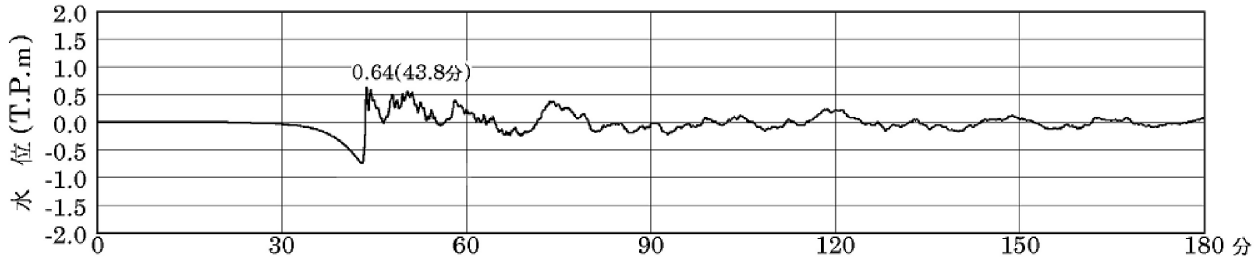
第 1.3.1-9 図　基準地震動 Ss-6 の時刻歴波形



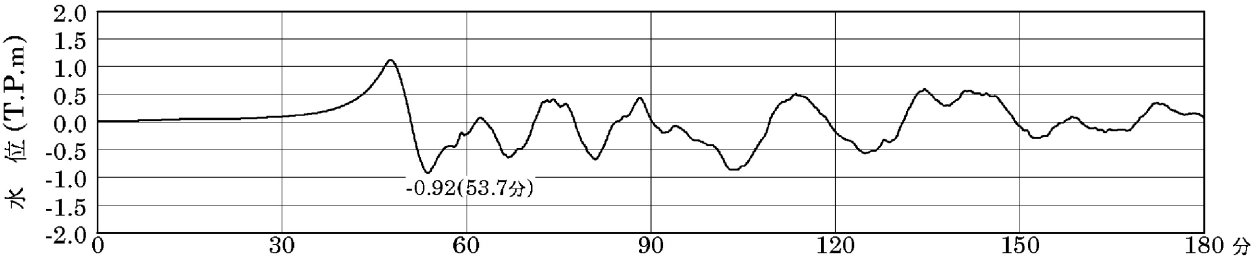
第 1.3.1-10 図　基準津波の策定位置

【水位上昇側】

対馬南西沖断層群と宇久島北西沖断層群の連動



【水位下降側】



第1.3.1-11図　基準津波の時刻歴波形

1.3.2 設計基準文書（DBD）

原子炉施設の安全機能を確保する上で重要な設計要件を明確化するための図書として整備を進めている設計基準文書（DBD）について、本届出の評価時点において整備している以下の 30 種類の図書を示す。

- 燃料貯蔵設備及び取扱設備
- 1 次冷却系統
- 主蒸気及び主給水系統
- 余熱除去系統
- 安全注入系統
- 化学体積制御系統
- 原子炉補機冷却水系統
- 原子炉補機冷却海水系統
- 補助給水系統
- 原子炉及び炉心
- 計測制御系統
- 制御用空気系統
- 廃棄物処理系統
- 放射線管理施設
- 換気空調系統（中央制御室空調系統）
- 換気空調系統（安全補機室排気系統）
- 換気空調系統（アニュラス空気浄化系統）
- 原子炉格納施設
- 格納容器スプレイ系統
- 非常用電源系統

・ 耐震

・ 津波防護

・ 竜巻防護

・ 火山防護

・ 外部火災防護

・ 内部火災防護

・ 内部溢水防護

・ 飛散物防護

・ 建物/土木構築物

・ 重大事故等対処設備

設計基準文書　系統編

燃料貯蔵設備及び取扱設備

玄海原子力発電所　３号機

1.　概要

1.1.　本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）系統編のうち、玄海３号機の燃料貯蔵設備及び取扱設備について記載するものであり、設計要件（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準及び許認可申請図書等に準拠して記載する。

1.2.　系統の概要

本書で記載する系統・設備は、燃料取替用水系統、使用済燃料ピット水浄化冷却系統、燃料貯蔵設備及び取扱設備によって構成される。

1.2.1. 燃料取替用水系統

燃料取替用水系統は、燃料取替用水タンク、燃料取替用水ポンプ、配管、弁等で構成され、燃料取替時に原子炉キャビティ等にほう酸水を供給する機能を有する系統である。燃料取替用水タンクは、原子炉冷却材喪失事象時において原子炉を冷却するために必要となるほう酸水を非常用炉心冷却設備に供給するため、また、原子炉格納容器内の圧力を最高使用圧力以下に低減するために必要となるほう酸水を圧力低減設備その他の安全設備に供するための水源となる。また、使用済燃料ピット水位低下時において､通常の補給系が使用できない場合､燃料取替用水タンク水を燃料取替用水ポンプ経由で使用済燃料ピットへ補給する機能も有する。

燃料取替用水系統の安全機能を期待する設計基準事故は、2.2.1 に示される。

燃料取替用水系統のうち燃料取替用水タンクは安全重要度分類（2.2.2.1）上、特に重要度の高い安全機能である「炉心冷却機能」､「未臨界維持機能」､「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能」(何れも MS-1)を有し、耐震 S クラスで設計される。

燃料取替用水ポンプの電動機は、各々独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により給電する設計としている。

1.2.2. 使用済燃料ピット水浄化冷却系統

使用済燃料ピット水浄化冷却系統は、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット冷却器、使用済燃料ピットフィルタ、使用済燃料ピット脱塩塔、配管、弁等で構成され、使用済燃料ピット水の冷却及び浄化する機能を有する系統である。

使用済燃料ピットポンプでピットから水を取り出し、使用済燃料ピット冷却器管側を通し、そこで、胴側を通る冷却水によって熱除去を行い、ピットに水を戻す。また、使用済燃料ピット水の浄化を行う場合、一部のバイパス流をフィルタに通し固形分及び溶存する不純物を除去する。

1.2.3. 燃料貯蔵設備及び取扱設備

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、新燃料貯蔵庫、使用済燃料ピット、原子炉キャビティ及び燃料取替キャナル、燃料取替クレーン、使用済燃料ピットクレーン、燃料取扱棟クレーン、燃料移送装置等で構成され、燃料体の搬入から搬出までの取扱い及び貯蔵を安全かつ確実に行うものである。

燃料貯蔵設備及び取扱設備の安全機能を期待する設計基準事故は、2.2.1 に示される。

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、安全重要度分類上、「原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能（PS-2）」及び「燃料を安全に取り扱う機能（PS-2）」を有する。また、燃料貯蔵設備は耐震 S クラス、燃料取扱設備は耐震 B クラスで設計される。

1.3.　章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1　各章における記載事項

章番号	章題	記載事項
1	概要	
1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。
1.2	系統の概要	当該系統の主たる機能、安全重要度及び構成について概略記載する。
1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。
2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。
3.1	系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様を整理する。

2.　設計要件

2.1.　準拠すべき設置許可基準規則等

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条　定義
- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設
- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十六条　燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
- 第十九条　非常用炉心冷却設備
- 第二十三条　計測制御系統施設
- 第二十四条　安全保護回路
- 第二十五条　反応度制御系統及び原子炉停止系統
- 第三十二条　原子炉格納施設
- 第三十三条　保安電源設備

[技術基準規則]

- 第十七条　材料及び構造
- 第十八条　使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十条　安全弁等
- 第二十一条　耐圧試験等
- 第四十八条　準用

2.2.　系統の設計要件

2.1 で示した燃料貯蔵設備及び取扱設備が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに燃料貯蔵設備及び取扱設備の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十三条については、燃料貯蔵設備及び取扱設備の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要件（2.2.1）

- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十六条　燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
- 第十九条　非常用炉心冷却設備
- 第二十五条　反応度制御系統及び原子炉停止系統
- 第三十二条　原子炉格納施設

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

燃料貯蔵設備及び取扱設備には、以下の安全機能が要求される。[1]

○ 未臨界維持機能
○ 炉心冷却機能
○ 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能
○ 燃料プール水の補給機能
○ 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能（放射性物質を貯蔵する機能）
○ 燃料を安全に取り扱う機能

[1] 燃料貯蔵設備及び取扱設備は CV バウンダリとしての放射性物質の閉じ込め機能（MS-1）を有するが、CV バウンダリに関しては、設計基準文書　系統編「原子炉格納施設」にて記載される。

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定めることに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行うことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 に示す燃料貯蔵設備及び取扱設備を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

1）未臨界維持機能

燃料取替用水系統は、非常用炉心冷却系統の高圧注入系及び低圧注入系の水源として燃料取替用水タンクにほう酸水を貯蔵し、炉心の未臨界を維持できるのに十分なほう素濃度としなければならない。これは、設計基準事象の原子炉冷却材喪失等を対象とした長期未臨界性評価に基づく性能要求であり、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）燃料取替用水タンク水のほう素濃度

燃料取替用水タンク水のほう素濃度は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

2）炉心冷却機能

燃料取替用水系統は、高圧注入系及び低圧注入系の水源として燃料取替用水タンクにほう酸水を貯蔵し、1 次冷却材喪失事故に対して原子炉を冷却し、燃料及び燃料被覆の重大な損傷を防止でき、かつ、燃料被覆のジルコニウムと水の反応を十分小さな量に制限する機能を有しなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）燃料取替用水タンク水の水量

燃料取替用水タンクの水量は、高圧注入系及び低圧注入系の水源として必要な水量を保有しなければならない。

3）放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能

燃料取替用水系統は、格納容器スプレイ系統の水源として燃料取替用水タンクにほう酸水を貯蔵し、1 次冷却材喪失事故等時に原子炉格納容器の内圧ピークを最高使用圧力以下に保ち、再び大気圧程度に減圧するとともに、原子炉格納容器内の放射性よう素を除去するための薬品が添加されるほう酸水を提供する機能を有しなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）燃料取替用水タンク水の水量

燃料取替用水タンクの水量は、格納容器スプレイ系統の水源として必要な水量を保有しなければならない。

4）燃料プール水の補給機能

燃料取替用水系統は、使用済燃料ピット水位低下時において通常の補給系が使用できない場合に、燃料取替用水タンク水を燃料取替用水ポンプ経由で使用済燃料ピットへ補給する機能を有しなければならない。また、使用済燃料ピット水浄化冷却系統は、その補給水に対するバウンダリ機能を有しなければならない。

5）原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能（放射性物質を貯蔵する機能）

燃料貯蔵設備は燃料体等を貯蔵する機能を有していなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 貯蔵容量

使用済燃料の貯蔵容量は全炉心燃料の取出し及び1回の燃料取替えに必要とする燃料集合体数並びにウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有する設計とする。

B) 水深

燃料貯蔵設備は、使用済燃料からの放射線に対し適切な遮蔽能力を有し、使用済燃料貯蔵時に放射線業務従事者が安全に作業できるように使用済燃料の上部に十分な水深を確保した設計とする。なお、万一燃料が落下して破損した際にも、使用済燃料ピット中でよう素は水に溶解し、燃料取扱棟内に放出されるよう素が低減される。このために所定の水位が保たれるようにするが、燃料取替時、燃料移送時の水深が確保されることで所定の水位は保たれる。

C) 臨界防止

燃料貯蔵設備は、燃料体等が臨界に達する恐れがないよう、臨界が防止できることをあらかじめ確認している条件（ラック形状、ラック材質、燃料タイプ、ウラン燃料の燃焼度、ウラン燃料の初期濃縮度及び配置）に基づき移動することを保安規定に定めて、臨界を防止できるよう管理する。

6）燃料を安全に取り扱う機能

燃料取扱設備は燃料体等を安全に取り扱う機能を有していなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 燃料保護

燃料取扱設備は、定格荷重を保持でき、移送操作中の燃料体等の落下を防止するため2重ワイヤ等の適切な保持装置を有する設計とする。

B) 水深

燃料取扱設備は、崩壊熱により燃料体等が融解しないよう、使用済燃料の移送をすべて水中で行い、また使用済燃料からの放射線に対し適切な遮蔽能力を有し、燃料取替時、燃料移送時に放射線業務従事者が安全に作業できるように使用済燃料の上部に適切な水深を確保した設計とする。なお、万一燃料が落下して破損した際にも、使用済燃料ピット中でよう素は水に溶解し、燃料取扱棟内に放出されるよう素が低減される。このために所定の水位が保たれるようにするが、燃料取替時、燃料移送時の水深が確保されることで所定の水位は保たれる。

C) 臨界防止

燃料取扱設備は、燃料体等が臨界に達する恐れがないよう、燃料体等を 1 体ずつ取り扱う構造とする。

表 2.2.1-1　燃料貯蔵設備及び取扱設備に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において燃料貯蔵設備及び取扱設備を考慮している設計基準事象			安全機能					
			1）未臨界維持機能	2）炉心冷却機能	3）放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	4）燃料プール水の補給機能	5）原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能（放射性物質を貯蔵する機能）	6）燃料を安全に取り扱う機能
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所						
設計基準事象	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	添付書類十　2.2.4	○	－	－	－	－	－
	２次冷却系の異常な減圧	添付書類十　2.3.6	○	－	－	－	－	－
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	添付書類十　2.4.3	－	※2	－	－	－	－
	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.2.1	※1	○	○	－	－	－
	主蒸気管破断	添付書類十　3.2.5	○	－	－	－	－	－
	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十　3.4.2	－	○	－	－	－	－
	燃料集合体の落下	添付書類十　3.4.3	－	－	－	－	※3	※3
	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.4.4	※1	○	○	－	－	－
	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.5.1	※1	○	○	－	－	－

※1：長期的な未臨界性確保のために燃料取替用水タンクのほう酸水に期待している。

※2：当該事象に対して燃料取替用水系統は安全機能を期待しているものではなく、安全解析上の外乱として、安全注入系統が誤動作し、水源として使用されることを想定している。

※3：燃料集合体落下時の安全解析における使用済燃料ピット水中での除染係数の前提として、使用済燃料ピットの水位に期待している。

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」を参照すると、燃料取替用水系統のうち燃料取替用水タンクは、『炉心冷却機能』、『未臨界維持機能』及び『放射性物質の閉じ込め機能』を有するMS-1に分類され、設置許可基準規則による「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（第十二条2項）及び「重要安全施設」（第十二条6項）に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条2項に従い、最も厳しい単一故障を想定しても系統機能を満足する設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条6項に従い、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としなければならない。

上記要求に対して、燃料取替用水タンクは、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器に該当しないため、燃料取替用水タンクは1基設置している。また、燃料取替用水タンクは原子炉間で共用又は相互接続しない設計としている。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1で抽出される設置許可基準規則等の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書　一般事項編に記載する。

1） 地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す燃料貯蔵設備及び取扱設備に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計としている。

2） 津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して 安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、燃料貯蔵設備及び取扱設備は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。

i） 燃料貯蔵設備及び取扱設備の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設、及び耐震 S クラスの施設が該当する。

3） 外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 燃料貯蔵設備及び取扱設備の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) これら燃料貯蔵設備及び取扱設備の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。なお、建屋が設計竜巻による影響により損傷する可能性があるために、設計竜巻による影響から防護できない可能性のある施設は、設計荷重又は設計飛来物の衝突による影響に対して安全機能を損なうことのない設計とするが、安全機能を損なう可能性がある場合には設備及び運用による竜巻防護対策を実施することにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 燃料貯蔵設備及び取扱設備の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) これら燃料貯蔵設備及び取扱設備の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 燃料貯蔵設備及び取扱設備の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) 燃料貯蔵設備及び取扱設備の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4） 火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能、及び放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準が定める火災防護対策を講じた設計としている。

5） 溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

燃料貯蔵設備及び取扱設備は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。

6） 耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

7） 飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により燃料貯蔵設備及び取扱設備の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、１次冷却管、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、ＴＧカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

8） 材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）並びに重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

９） 使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０） 安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。

１１） 耐圧試験等

クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１２） 準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、設計基準対処施設に該当するため「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」に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3.　設備の仕様及び安全機能

3.1.　系統構成設備

燃料貯蔵設備及び取扱設備を構成する設備の仕様及び安全機能について表 3.1-1 に示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(1/3)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
燃料取替クレーン	容量:燃料集合体1体分	PS-2	-	B	6)燃料を安全に取り扱う機能 A)燃料保護 B) 水深 C) 臨界防止	—	参考資料に示す。	燃料取扱棟クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーン、燃料移送装置、燃料取替クレーンのうちから必要な燃料取扱設備を使用すること。
使用済燃料ピットクレーン	容量:吊荷重2t	PS-2	-	B	6)燃料を安全に取り扱う機能 A)燃料保護 B) 水深 C) 臨界防止	—	参考資料に示す。	使用時の吊荷の重量及び吊上げ上限高さを管理すること。 燃料取扱棟クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーン、燃料移送装置、燃料取替クレーンのうちから必要な燃料取扱設備を使用すること。
燃料移送装置	容量:燃料集合体1体分	PS-2	-	B	6)燃料を安全に取り扱う機能 A) 燃料保護	—	—	燃料取扱棟クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーン、燃料移送装置、燃料取替クレーンのうちから必要な燃料取扱設備を使用すること。

注1:機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則第十七条及び第五十五条が定める材料及び構造、第十八条及び第五十六条が定める使用中の亀裂等による破壊の防止、第二十一条及び第五十八条が定める耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(2/3)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
使用済燃料ピットA、B	使用済燃料ピットA：燃料集合体504(511) 使用済燃料ピットB：燃料集合体546(553)	PS-2	DB3/SA2	S	5)原子炉冷却圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能(放射性物質を貯蔵する機能) A)貯蔵容量 B) 水深 C)臨界防止 6)燃料を安全に取り扱う機能 B) 水深	ラック材料：ステンレス鋼	参考資料に示す。	燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認する。 水位：EL+10.75m以上であることを確認する。
原子炉キャビティ	－	PS-2		B	6)燃料を安全に取り扱う機能 B) 水深	—	—	モード6(キャビティ高水位)において、水位：EL+10.75m以上であることを確認する。
燃料取替キャナル	－	PS-2	－	B	6)燃料を安全に取り扱う機能 B) 水深	—	—	—
キャスクピット	－	PS-2	－	B	6)燃料を安全に取り扱う機能 B) 水深	—	—	—
使用済燃料ラック 使用済燃料ピットA用、使用済燃料ピットB用	使用済燃料ピットA用：燃料集合体 504 使用済燃料ピットB用：燃料集合体 546	PS-2	－	S	5)原子炉冷却圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能(放射性物質を貯蔵する機能) A)貯蔵容量	ラック容量： 燃料集合体約1,050体分 (全炉心燃料の約540%相当分)	参考資料に示す。	原子炉に全ての燃料が装荷されている状態で、使用済燃料ピットに1炉心以上の使用済燃料ラックの空き容量が確保されていることを巡視点検時に確認する。
燃料仮置ラック	燃料集合体 3	PS-2	－	B	6)燃料を安全に取り扱う機能 A) 燃料保護	—	—	—
破損燃料容器ラック 使用済燃料ピットA用、使用済燃料ピットB用	使用済燃料ピットA用：燃料集合体 7 使用済燃料ピットB用：燃料集合体 7	PS-2	－	S	5)原子炉冷却圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能(放射性物質を貯蔵する機能) A)貯蔵容量	—	参考資料に示す。	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則第十七条及び第五十五条が定める材料及び構造、第十八条及び第五十六条が定める使用中の亀裂等による破壊の防止、第二十一条及び第五十八条が定める耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(3/3)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
新燃料貯蔵庫	燃料集合体198	PS-2	-	C	5)原子炉冷却圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能(放射性物質を貯蔵する機能) C)臨界防止	—	—	—
3号SFP燃料取替用水供給ライン逆止弁	逆止弁	MS-2	DB3/-	S	4) 燃料プール水の補給機能	—	—	—
3号燃料取替用水ポンプ取水ライン逆止弁	逆止弁	MS-2	DB3/-	S	4) 燃料プール水の補給機能	—	—	—
3A,B燃料取替用水ポンプ出口逆止弁	逆止弁	MS-2	DB3/-	S	4) 燃料プール水の補給機能	—	—	—
3号燃料取替用水タンク	容量:2,100m^3以上	MS-1	DB2/SA2	S	1) 未臨界維持機能 A)燃料取替用水タンク水のほう素濃度 2) 炉心冷却機能 A)燃料取替用水タンク水の水量 3) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能 A)燃料取替用水タンク水の水量 4) 燃料プール水の補給機能	容量:約2,100m^3 ほう素濃度:3,100ppm以上	参考資料に示す。	ほう酸水量:1,860m^3以上 ほう素濃度:3,100ppm以上
3A,B燃料取替用水ポンプ	—	MS-2	-/-	S	4) 燃料プール水の補給機能	—	—	—
配管・継手(安全機能に関わる範囲)	—	MS-2	DB3/-	S	4) 燃料プール水の補給機能	—	—	—

注1:機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則第十七条及び第五十五条が定める材料及び構造、第十八条及び第五十六条が定める使用中の亀裂等による破壊の防止、第二十一条及び第五十八条が定める耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

設計基準文書　系統編

１次冷却系統

玄海原子力発電所　３号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）系統編のうち、玄海 3 号機の 1 次冷却系統について記載するものであり、設計要件（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準及び許認可申請図書等に準拠して記載する。

1.2. 系統の概要

1 次冷却系統は、1 次冷却材として軽水を使用し、原子炉容器、蒸気発生器、1 次冷却材ポンプ、加圧器、加圧器逃がしタンク、1 次冷却材管、弁等で構成され、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、未臨界維持機能、放射性物質の閉じ込め機能、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能等を有する系統である。

1 次冷却系統に期待する設計基準事故は 2.2.1 に示される。

1 次冷却系統は、安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能（PS-1）」、「原子炉停止後の除熱機能（MS-1）」、「放射性物質の閉じ込め機能（MS-1）」及び「原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能（MS-1）」を有し、安全重要度クラス 1 の機能を持つ動的設備に対する多重性または多様性及び独立性を持たせた設計としている。具体的には、事故時閉動作によって原子炉冷却材圧力バウンダリ機能を担う弁、加圧器逃がし弁・逃がし前弁は、すべての単一故障を仮定した場合においてもその安全機能を達成できるよう、多重性及び独立性を備えており、外部電源または非常用所内電源のいずれからも電力供給を受けられる設計としている。

また、1 次冷却系統は耐震 S クラスで設計される。

1.3.　章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1　各章における記載事項

章番号	章題	記載事項
1	概要	
1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。
1.2	系統の概要	当該系統の主たる機能、安全重要度及び構成について概略記載する。
1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則を抽出して記載する。
2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。
3.1	系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。

2.　設計要件

2.1.　準拠すべき設置許可基準規則等

１次冷却系統は、以下に示す設置許可基準規則に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条　定義
- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設
- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の拡大防止
- 第十五条　炉心等
- 第十七条　原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 第十九条　非常用炉心冷却設備
- 第二十条　一次冷却材の減少分を補給する設備
- 第二十一条　残留熱を除去することができる設備
- 第二十三条　計測制御系統施設
- 第二十四条　安全保護回路
- 第二十五条　反応度制御系統及び原子炉停止系統
- 第三十二条　原子炉格納施設
- 第三十三条　保安電源設備

[技術基準規則]

- 第十七条　材料及び構造
- 第十八条　使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十条　安全弁等
- 第二十一条　耐圧試験等
- 第四十八条　準用

2.2.　系統の設計要件

2.1項で示した1次冷却系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに1次冷却系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十三条については、1次冷却系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項、第十九条、第二十条、第二十一条、第二十五条については、それぞれ化学体積制御系統、安全注入系統、余熱除去系統等に係る安全機能であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統、化学体積制御系統、安全注入系統、余熱除去系統等に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1章）

- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大防止
- 第十五条　炉心等
- 第十七条　原子炉冷却材圧力バウンダリ

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2章）

- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

１次冷却系統には、以下の安全機能が要求される。[1]

○原子炉冷却材圧力バウンダリ機能
○原子炉停止後の除熱機能
○原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
○事故時のプラント状態の把握機能
○安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能
○異常状態の緩和機能
○原子炉冷却材の循環機能
○その他の設計要件

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定めることに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行うことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 に示す１次冷却系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

１）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

１次冷却系統は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能を有しなければならない。

２）原子炉停止後の除熱機能

蒸気発生器は、原子炉停止後の除熱機能を有しなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）蒸気発生器の伝熱性能

蒸気発生器の伝熱性能は、蒸気発生器を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値である。解析で使用する蒸気発生器伝熱管施栓率 10%想定時の安全解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

安全解析では、蒸気発生器伝熱管施栓率 10%を想定した評価において、１次冷却材体積の減少、伝熱面積の減少、流路抵抗の増加などを考慮する。流路抵抗については、「７）原子炉冷却材の循環機能」において熱設計流量を上回ることを設計要件としていることで包含されるため、蒸気発生器の流路抵抗を個別に管理する必要はない。また、１次冷却材体積については、施栓率に基づく伝熱面積を管理することで間接的に管理されるため、蒸気発生器の１次冷却材体積

[1] １次冷却系統は CV バウンダリとしての放射性物質の閉じ込め機能（MS-1）を有するが、CV バウンダリに関しては、設計基準文書　系統編「原子炉格納施設」にて記載される。

を個別に管理する必要はない。したがって、安全性を担保するための設計要件としては、蒸気発生器の伝熱面積を管理する。

具体的には、解析で使用する蒸気発生器伝熱面積は、実機での伝熱管の施栓処理を想定し総伝熱面積の90%が伝熱に寄与するとしており、実機においてはこの伝熱面積を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

3）原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能

加圧器安全弁は、1次冷却材圧力の過度な上昇を防止する機能を有しなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）加圧器安全弁の最小容量

加圧器安全弁の最小要求容量は、加圧器安全弁を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値である。表 2.2.1-1 に示す事象の解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

B）加圧器安全弁の作動圧力

加圧器安全弁の作動圧力は、加圧器安全弁を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値である。表 2.2.1-1 に示す事象の解析使用値で作動することが安全性を担保するための設計要件となる。

4）事故時のプラント状態の把握機能

1次冷却系統は、事故時のプラント状態の把握機能を有しなければならない。

5）安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能

加圧器安全弁及び加圧器逃がし弁は吹き止まり機能を有しなければならない。

6）異常状態の緩和機能

加圧器逃がし弁、加圧器後備ヒータ、加圧器逃がし弁前弁は異常状態を緩和する機能を有しなければならない。

6-1）異常状態において1次冷却系統を減圧する機能

加圧器逃がし弁は、1次冷却系統を早期に減圧する必要がある状態において、中央制御室からの手動操作によって弁を開閉することで、1次冷却系統を適切に減圧できる機能を有しなければならない。これは、表 2.2.1-1 に示す事象からの性能要求である。

６･２）外部電源喪失時に１次冷却材圧力の低下を抑制する機能

加圧器後備ヒータは、外部電源喪失時に１次冷却材圧力の低下を抑制する機能を有しなければならない。

６･３）加圧器逃がし弁の誤開時に隔離する機能

加圧器逃がし弁前弁は、加圧器逃がし弁が誤開した際に隔離できる機能を有しなければならない。

７）原子炉冷却材の循環機能

１次冷却材ポンプは、原子炉冷却材を循環させる機能を有しなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）１次冷却材流量の最小値

１次冷却材流量の最小値は、設計基準事象の安全評価で使用された熱設計流量である。熱設計流量を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

８）その他の設計要件

１）～７）に示される安全機能に該当はしないが、安全解析の想定を超えないために重要な評価条件、および、その評価条件を担保するために必要な設計要件を記載する。

８･１）１次冷却材ポンプトリップ時のコーストダウン特性

１次冷却材ポンプは、ポンプ電源が喪失した場合でも、電動機及びフライホイール等の回転慣性モーメントにより１次冷却材流量の急激な減少を防ぎ、熱除去能力が急速に失われるのを防止する役割を果たす。１次冷却材ポンプは、１次冷却材ポンプトリップ時のコーストダウン特性を考慮した安全解析での想定を超えないために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）ポンプ・モータの最小慣性モーメント

ポンプ・モータの最小慣性モーメントは、設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値である。

表 2.2.1-1 に示す事象の解析使用値を上回ることが安全解析での想定を超えないための設計要件となる。

８･２）１次冷却材ポンプ起動時間

１次冷却材ポンプが１台停止している状態で原子炉が部分負荷運転をしている最中に、ポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動される場合、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入され、正の反応度が添加されることにより、原子炉出力が上昇する恐れがある。１次冷却材ポンプは、１次冷却材ポンプの起動時間を考慮した安全解析での想定を超えないために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）１次冷却材ポンプの最大起動時間

１次冷却材ポンプの誤起動によるループ流量の増加を想定した安全解析では、１次冷却材ポンプ起動後に定格流量に到達すると仮定している。定格流量到達時点では１次冷却材ポンプは定格回転数に達していることから、１次冷却材ポンプが定格回転数に達するまでの起動時間の最大値として、表 2.2.1-1 に示す事象の解析条件をある程度下回る時間であることが安全解析での想定を超えないための設計要件となる。

ここで、出力がパーミッシブ信号Ｐ－８設定値（３５％出力）以上では「１次冷却材流量低」信号での原子炉トリップが有効であるため、１次冷却材ポンプを１台停止した状態で運転（Ｎ－１ループ運転）することはないが、安全解析では計画的なＮ－１ループ運転を継続する場合を想定し、Ｎ－１ループ運転時に熱除去が可能な７０％出力を評価上の初期条件としている。しかしながら、実際に計画的なＮ－１運転を継続することはないことから、Ｎ－１ループ運転時の出力は運用上Ｐ－８設定値である３５％炉心出力に制限される。そのため、実際の運用では現状の安全解析に対して３５％の出力に相当する熱的余裕を有していることになる。したがって、１次冷却材ポンプの起動時間の変動が与える影響は現状の安全解析が有する保守性に対して小さく、本設計要件は安全性を担保するための確認項目として必須ではない。

8･3）蒸気発生器フローリストリクタによる主蒸気流量制限

主蒸気管破断事故時の拡大防止対策として、蒸気発生器はフローリストリクタを有しなければならない。蒸気発生器は、フローリストリクタの面積を考慮した安全解析での想定を超えないために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）蒸気発生器フローリストリクタ面積

蒸気発生器フローリストリクタ面積は、設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値である。

表 2.2.1-1 に示す事象の解析使用値を担保することが安全解析での想定を超えないための設計要件となる。

8･4）加圧器逃がし弁誤開時の吹き出し容量

加圧器逃がし弁が誤開した場合の影響を抑制するため、加圧器逃がし弁の容量は制限されなければならない。加圧器逃がし弁は、加圧器逃がし弁の誤開を事象の外乱として想定している設計基準事象の想定を超えないために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）加圧器逃がし弁の最大容量

加圧器逃がし弁の最大容量は、設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値である。

表 2.2.1-1 に示す事象の解析使用値を下回ることが安全解析での想定を超えないための設計要件となる。

表 2.2.1-1　１次冷却系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において１次冷却系統を考慮している設計基準事象 ※１		安全機能							安全評価条件			
		1)	2)	3)	4)	5)	6)	7)	8-1)	8-2)	8-3)	8-4)
事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能（※２）	原子炉停止後の除熱機能（※３）	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	事故時のプラント状態の把握機能	安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	異常状態の緩和機能	原子炉冷却材の循環機能	１次冷却材ポンプトリップ時のコーストダウン特性	１次冷却材ポンプ起動時間	蒸気発生器フローリストリクタによる主蒸気流量制限	加圧器逃がし弁誤開時の吹き出し容量
原子炉冷却材流量の部分喪失	添付書類十　2.3.1	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	添付書類十　2.3.2	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－
主給水流量喪失	添付書類十　2.3.4	－	－	○	－	○	－	－	○	－	－	－
負荷の喪失	添付書類十　2.4.1	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－
原子炉冷却材系の異常な減圧	添付書類十　2.4.2	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.2.1	※４	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－
原子炉冷却材流量の喪失	添付書類十　3.2.2	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－
主給水管破断	添付書類十　3.2.4	－	－	○	－	○	－	－	○	－	－	－
主蒸気管破断	添付書類十　3.2.5	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－
蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十　3.4.2	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－

※１：本表に掲載のない事象においても、安全機能に関わらず１次冷却系統は解析評価で考慮されている。

※２：PS-1,2 に属する安全機能は、事故条件（外乱）としての想定以外では、当該系統（又は構築物、機器）は健全で、形状およびバウンダリ他が維持されるものとして期待される。特段の注記がない限りは評価の前提条件であるため、便宜上「－」としている。

※３：当該機能に関連する１次冷却材系統の設備は蒸気発生器であるが、特段の理由がない限り蒸気発生器が有する除熱機能は原子炉停止前後で継続するため、便宜上「 - 」としている。

※４：当該事象の外乱として、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管が破断することを想定。

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」を参照すると、1 次冷却系統は『原子炉冷却材圧力バウンダリ機能』を有する PS-1、『原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能』、『原子炉停止後の除熱機能』、『放射性物質の閉じ込め機能』を有する MS-1 に分類され、設置許可基準規則による「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（第十二条 2 項）及び「重要安全施設」（第十二条 6 項）に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条 2 項に従い、最も厳しい単一故障を想定しても系統機能を満足する設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条 6 項に従い、原子炉施設間で共用または相互接続しない設計としなければならない。

上記要求を踏まえ、1 次冷却系統を構成する機器は、単一故障を仮定しても安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている。また、1 次冷却系統は、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている。

この設計構成を維持することが、多重性／多様性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1 で抽出される設置許可基準規則等における要求のうち、2.2.1、2.2.2.1 以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書　一般事項編に記載する。

１）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

１次冷却系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す１次冷却系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計としている。

２）津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

１次冷却系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ１次冷却系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。

ｉ）１次冷却系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に関する施設及び耐震 S クラスの施設が該当する。

３）外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

１次冷却系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

1次冷却系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 1次冷却系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1,2に属する施設が該当する。

ii) これら1次冷却系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 1次冷却系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1,2に属する施設が該当する。

ii) これら1次冷却系統の防護対象施設のうち屋内の施設は、これらを内包する建屋により想定される火山事象から防護する設計としている。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 1次冷却系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1,2に属する施設が該当する。

ii) 1次冷却系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4）火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

1次冷却系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

１次冷却系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準が定める火災防護対策を講じた設計としている。

５）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

１次冷却系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

１次冷却系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。

６）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

１次冷却系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

７）飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

１次冷却系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないように機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により一次冷却系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、１次冷却材管、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TG カップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

８）材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

９）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う

10）安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号）」）の規定に適合する設計とする。

11） 耐圧試験等

クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の0.9倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

12） 準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

1次冷却系統は、設計基準対処施設に該当するため「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」に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3.　設備の仕様及び安全機能

3.1.　系統構成設備

1 次冷却系統を構成する設備の仕様及び安全機能について表 3.1-1 に示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(1/3)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類八	設工認要目表	保安規定
原子炉容器	—	PS-1	DB1／SA2	S	1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	最高使用圧力: 17.16MPa[gage]	参考資料に示す。	—
A、B、C、D蒸気発生器	加熱面積: 参考資料に示す。	PS-1 MS-1	DB1／SA2	S	1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	最高使用圧力: 17.16MPa[gage] 伝熱面積:約4,870m^2(1基当たり)	参考資料に示す。	—
					2)原子炉停止後の除熱機能 A) 蒸気発生器の伝熱性能	—	参考資料に示す。	—
					8) その他の設計要件 8-3) 蒸気発生器フローリストリクタ A) 蒸気発生器フローリストリクタ面積	—	—	—
A、B、C、D1次冷却材ポンプ	容量: 20,100m^3/h/個(注2)	PS-1 PS-3 安全重要度分類上クラス3に分類されているが、安全解析の初期条件を保証する上で重要な機能として記載。	DB1/SA2	S (RCPB機能に限る)	1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	容量:約20,100(m^3/h)/個 揚程:約84m 最高使用圧力:175kg/cm^2G	参考資料に示す。	—
					7) 原子炉冷却材の循環機能 A) 1次冷却材流量の最小値	—	—	—
					8) その他の設計要件 8-1) RCPトリップ時のコーストダウン特性 A) ポンプ・モータの最小慣性モーメント	—	—	—

注1:機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2:公称値

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(2/3)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
加圧器	—	PS-1	DB1/SA2	S	1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	最高使用圧力:175kg/cm^{2}G (重大事故時最高使用圧力:18.9MPa[gage])	参考資料に示す。	—
加圧器後備ヒータ	—	MS-2	—	S	6)異常状態の緩和機能 6-2) 外部電源喪失時に1次冷却材圧力の低下を抑制する機能	—	—	—
3号加圧器逃がし弁A、B元弁	電動弁	PS-1 MS-2	DB1/SA2	S	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	—	—
					6) 異常状態の緩和機能 6-1) 異常状態において1次冷却系統を減圧する機能 6-3) 加圧器逃がし弁の誤開時に隔離する機能	—	—	—
3号加圧器安全弁A、B、C	安全弁	PS-1 MS-1 PS-2	—／—	S	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	最高使用圧力: 17.16MPa[gage]	参考資料に示す。	吹出し圧力: 17.16MPa[gage]以下
					3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 A)加圧器安全弁の最小容量 B) 加圧器安全弁の作動圧力	—	—	—
					5) 吹き止まり機能	—	—	—
3号加圧器スプレイ弁A、B	空気作動弁	PS-1	DB1/SA2	S	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	最高使用圧力: 17.16MPa[gage]	—	—

注1:機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2:公称値

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(3/3)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
3号加圧器逃がし弁A、B	空気作動弁	PS-1 PS-2 MS-2	DB1/SA2	S	1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	最高使用圧力: 17.16MPa[gage]	参考資料に示す。	参考資料に示す。
					5) 吹き止まり機能			
					6) 異常状態の緩和機能 6-1) 異常状態において1次冷却系統を減圧する機能			
					8) その他の設計要件 8-4) 加圧器逃がし弁誤開時の吹き出し容量 A) 加圧器逃がし弁の最大容量			
配管(一次冷却材管)	—	PS-1 MS-2	DB1 / SA2 (一部SAクラス対象外)	S	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	参考資料に示す。	—
					4) 事故時のプラント状態の把握機能			

注1:機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2:公称値

設計基準文書　系統編

主蒸気及び主給水系統

玄海原子力発電所　３号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）系統編のうち、玄海 3 号機の主蒸気及び主給水系統について記載するものであり、設計要求（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準及び許認可申請図書等に準拠して記載する。

1.2. 系統の概要

主蒸気系統は、蒸気発生器からタービン発電機までの主蒸気配管とそれに設置されている主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気隔離弁、主蒸気逆止弁等で構成され、主給水系は、蒸気発生器への主給水配管と、それに設置されている主給水制御弁、主給水バイパス制御弁、蒸気発生器水張り水位制御弁、主給水隔離弁等で構成されている。設計基準事故である、主給水流量喪失、主給水管破断時等、通常の給水機能及び除熱機能が喪失した場合でも、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他残留熱を除去すべく、主給水隔離弁及び主給水配管が補助給水の流路となり、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び主蒸気隔離弁によって蒸気を大気に放出することで 1 次冷却系を冷却する機能を有する系統である。

主蒸気及び主給水系統の安全機能を期待する設計基準事故は 2.2.1 に示される。

主蒸気及び主給水系統は安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「原子炉停止後の除熱機能」、「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能」（何れも MS-1）を有するため、主蒸気及び主給水系統を構成する機器は単一故障を仮定しても安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている。駆動に電源を要する弁については、外部電源または非常用所内電源のいずれからも電力供給を受けられる設計としている。また、主蒸気及び主給水系統は、主給水逆止弁から主蒸気隔離弁までの範囲については、耐震 S クラスで設計される。

1.3.　章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1　各章における記載事項

章番号	章題	記載事項
1	概要	
1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。
1.2	系統の概要	当該系統の主たる機能、安全重要度及び構成について概略記載する。
1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。
2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。
3.1	系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。

2.　設計要件

2.1.　準拠すべき設置許可基準規則等

主蒸気及び主給水系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条　定義
- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設
- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第二十一条　残留熱を除去することができる設備
- 第二十三条　計測制御系統施設
- 第二十四条　安全保護回路
- 第三十一条　監視設備
- 第三十二条　原子炉格納施設
- 第三十三条　保安電源設備

[技術基準規則]

- 第十七条　材料及び構造
- 第十八条　使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十条　安全弁等
- 第二十一条　耐圧試験等
- 第四十八条　準用

2.2.　系統の設計要件

2.1 で示した主蒸気及び主給水系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに主蒸気及び主給水系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十一条、第三十三条については、主蒸気及び主給水系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1）

- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第二十一条　残留熱を除去することができる設備
- 第三十二条　原子炉格納施設

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設

2.2.1.　安全機能に関する設計要件

主蒸気及び主給水系統には、以下の安全機能が要求される。[1]

○　原子炉停止後の除熱機能
○　異常状態の緩和機能
○　その他の設計要件

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定めることに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行うことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 に示す主蒸気及び主給水系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

1）原子炉停止後の除熱機能

主蒸気・主給水系統は、原子炉停止後の除熱機能を有しなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）主蒸気安全弁の最小容量

原子炉停止後にタービンバイパス系及び主蒸気逃がし弁が使用できない場合、主蒸気圧力の上昇に伴い主蒸気安全弁が作動することで 1 次冷却系の除熱が有効となる。主蒸気安全弁の最小容量としては、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

B）主蒸気安全弁の作動設定圧

原子炉停止後にタービンバイパス系及び主蒸気逃がし弁が使用できない場合、主蒸気圧力の上昇に伴い主蒸気安全弁が作動することで 1 次冷却系の除熱が有効となる。主蒸気安全弁の作動設定圧としては、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

C）主蒸気逃がし弁の最小容量

原子炉停止後にタービンバイパス系が使用できない場合、主蒸気逃がし弁を手動操作することで長期的に安定した 1 次冷却系の除熱が維持される。主蒸気逃がし弁の最小容量は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

[1] 主蒸気及び主給水系統は CV バウンダリとしての放射性物質の閉じ込め機能（MS-1）を有するが、CV バウンダリに関しては、設計基準文書　系統編「原子炉格納施設」にて記載される。

D）主蒸気隔離弁の最大閉止時間

主蒸気ラインや蒸気発生器伝熱管などに破損が生じた場合、破損した主蒸気ラインや蒸気発生器伝熱管破損を起こした蒸気発生器を隔離し、健全側の蒸気発生器から除熱を実施する必要があるため、主蒸気隔離弁は自動、または、手動で閉止する機能を有しなければならない。主蒸気隔離弁の閉止時間は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

２）異常状態の緩和機能

主蒸気・主給水系統は、異常状態の緩和機能を有しなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）主給水ラインの隔離機能

主給水が継続されることで過冷却が促進されることを防止するため、主給水系統は自動で隔離され、蒸気発生器への給水を停止する機能を有しなければならない。主給水ラインの隔離機能は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価における想定を満足することが安全性を担保するための設計要件となる。

３）その他の設計要件

１）～２）に示される安全機能に該当はしないが、安全解析の想定を超えないために重要な評価条件、および、その評価条件を担保するために必要な設計要件を記載する。

３－１）主蒸気系統弁誤開時の蒸気流量

主蒸気系統は、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁、蒸気加減弁のうち１弁が誤開した場合に過度な冷却が生じないよう、弁容量を制限しなければならない。しがたって、これらの弁は、弁の誤開を考慮した安全解析での想定を超えないために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）高温出力状態時における主蒸気系統弁誤開時の最大蒸気流量

高温出力状態時において、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁、蒸気加減弁のうち１弁が誤開した場合の最大蒸気流量は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

しかしながら安全評価では、定格運転状態でタービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁、蒸気加減弁のうち１弁が誤開した際の容量を上回る蒸気流量が、蒸気圧力の低下による流量低下を無視して事象期間中継続するものと仮定しており、これらの弁が誤開した際の現実的なプラント挙動に対して保守的な取り扱いをしている。このように、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁、蒸気加減弁のうち１弁が誤開した場合の蒸気流量の変動による影響は、安全評価での保守的な想定による影響を上回ることはないことから、本設計要件は安全性を担保するための確認項目として必須ではない。

B）高温停止状態時における主蒸気系統弁誤開時の最大蒸気流量

高温停止状態時において、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁のうち1弁が誤開した場合の最大蒸気流量は、表2.2.1-1に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

3－2）主給水制御弁誤開時の主給水流量

主給水系統は、主給水制御弁が誤開した場合に、過度な冷却が生じないよう弁容量を制限しなければならない。したがって、主給水制御弁は、主給水制御弁の誤開を考慮した安全解析での想定を超えないために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）主給水制御弁誤開時の最大主給水流量

主給水制御弁誤開時の最大主給水流量は、表2.2.1-1に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。しかしながら、主給水制御弁の容量に関わらず誤開を想定したとしても、設備上安全解析で想定する最大主給水流量は流れ得ない。したがって、主給水制御弁誤開時の最大給水流量は設計要件であるが、安全性を担保するための確認項目として必須ではない。

3－3）蒸気発生器伝熱管破損時の系外蒸気放出流量

主蒸気系統は、蒸気発生器伝熱管破損時に系外への蒸気放出を停止させるため、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気ラインを閉止する機能を有しなければならない。また、蒸気発生器伝熱管破損時の安全解析での想定を超えないために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）蒸気発生器伝熱管破損時の系外蒸気放出流量

蒸気発生器伝熱管破損時の主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁からの蒸気放出を除く系外蒸気放出流量は、表2.2.1-1に示す設計基準事象の安全解析で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。しかしながら、系外蒸気放出流量が増加することは基本的にはなく、加えて安全評価で用いる解析使用値を保守的に設定していることから、系外蒸気放出流量は設計要件ではあるが、安全性を担保するための確認項目として必須ではない。

表 2.2.1-1　主蒸気及び主給水系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において主蒸気・主給水系統を考慮している設計基準事象※１			安全機能		安全評価条件		
			1)	2)	3-1)	3-2)	3-3)
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所	原子炉停止後の除熱機能※２	異常状態の緩和機能※３	主蒸気系統弁誤開時の蒸気流量	主給水制御弁誤開時の主給水流量	蒸気発生器伝熱管破損時の系外蒸気放出流量
設計基準事象	原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き	添付書類十　2.2.1	○	－	－	－	－
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	添付書類十　2.2.2	○	－	－	－	－
	主給水流量喪失	添付書類十　2.3.4	○	－	－	－	－
	蒸気負荷の異常な増加	添付書類十　2.3.5	－	－	○	－	－
	２次冷却系の異常な減圧	添付書類十　2.3.6	－	－	○	－	－
	蒸気発生器への過剰給水	添付書類十　2.3.7	－	－	－	○	－
	負荷の喪失	添付書類十　2.4.1	○	－	－	－	－
	原子炉冷却材系の異常な減圧	添付書類十　2.4.2	○	－	－	－	－
	主給水管破断	添付書類十　3.2.4	○	－	－	－	－
	主蒸気管破断	添付書類十　3.2.5	○	○	－	－	－
	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十　3.4.2	○	－	－	－	○

※１：本表に掲載のない事象においても、安全機能に関わらず主蒸気及び主給水系統は解析評価で考慮されている。

※２：本表に掲載のない事象においても、原子炉停止後の除熱に際して主蒸気系統は期待される。

※３：本表で「○」のついた事象以外でも解析評価において主給水ラインの隔離は想定されているが、評価結果を厳しくする観点から隔離に要する時間を無視している事象については当該安全機能の対象外として扱っている。

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」を参照すると、主蒸気及び主給水系統は『原子炉停止後の除熱機能』及び『放射性物質の閉じ込め機能』を有するMS-1に分類され、設置許可基準規則による「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（第十二条2項）及び「重要安全施設」（第十二条6項）に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条2項に従い、最も厳しい単一故障を想定しても系統機能を満足する設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条6項に従い、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としなければならない。

上記要求を踏まえ、主蒸気及び主給水系統を構成する機器は単一故障を仮定しても安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている。

また、主蒸気及び主系統は、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている。

この設計構成を維持することが、多重性／多様性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1で抽出される設置許可基準規則等の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書　一般事項編に記載される。

1）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す主蒸気及び主給水系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計としている。

2）津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して 安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、主蒸気及び主給水系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。

i） 主蒸気及び主給水系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設及び耐震 S クラスの施設が該当する。

3）外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

主蒸気及び主給水系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 主蒸気及び主給水系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) これら主蒸気及び主給水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

iii) 主蒸気及び主給水系統の防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある屋外の施設は、防護対象施設の安全機能を損なうことが無いことを確認している。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 主蒸気及び主給水系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) これら主蒸気及び主給水系統の防護対象施設のうち屋内の施設は、これらを内包する建屋により想定される火山事象から防護する設計としている。屋外の施設は、想定される火山事象により安全機能を損なうことのない設計としている。なお、配管については、積灰しない構造として取り扱う。

屋外に開口し降下火砕物を含む空気の流路となる防護対象施設を選定し、降下火砕物に対して、主蒸気及び主給水系統の火山防護に関する安全機能が維持できることを確認している。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 主蒸気及び主給水系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) 主蒸気及び主給水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。外部火災による二次的影響（ばい煙）については、適切な防護対策を講じることで防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

4）火災による損傷の防止（内部火災防護）

① 設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

② 設計方針

主蒸気及び主給水系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準が定める火災防護対策を講じた設計としている。

5）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

主蒸気及び主給水系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。

6）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、設計基準事故及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、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に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることに

より、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、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における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

7）飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

② 設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する1次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により主蒸気及び主給水系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TGカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。系統の多重性、配置等の関連により評価対象外となる。

8）材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

９）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０）安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。

１１）耐圧試験等

クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１２）準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

主蒸気及び主給水系統は、設計基準対象施設に該当するため「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」に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3.　設備の仕様及び安全機能

3.1.　系統構成設備

主蒸気及び主給水系統を構成する設備の仕様及び安全機能について表 3.1-1 に示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(1/3)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
3A、3B、3C、3D主蒸気逃がし弁	空気作動弁	MS-1	— ／ SA2	S	1)原子炉停止後の除熱機能 C)主蒸気逃がし弁の最小容量	容量:約177t/h(1個当たり)	参考資料に示す。	手動で開弁ができることを確認する。(定期事業者検査時)
					3)その他の設計要件 3-1)主蒸気系統弁誤開時の最大蒸気流量 B)高温零出力状態時における主蒸気系統弁誤開時の最大蒸気流量	—	—	—
3A、3B、3C、3D主蒸気逃がし弁元弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1)原子炉停止後の除熱機能	—	—	—
3A、3B、3C、3D1主蒸気安全弁	安全弁	MS-1	— ／ —	S	1)原子炉停止後の除熱機能 A)主蒸気安全弁の最小容量 B)主蒸気安全弁の作動設定圧	容量:約360t/h(1個当たり)	参考資料に示す。	(吹出し圧力) 各蒸気発生器において5個のうち1個は、8.17MPa[gage]以下 他の1個は、8.37MPa[gage]以下 残り3個は、8.58MPa[gage]以下
3A、3B、3C、3D2主蒸気安全弁	安全弁	MS-1	— ／ —	S	1)原子炉停止後の除熱機能 A)主蒸気安全弁の最小容量 B)主蒸気安全弁の作動設定圧	容量:約360t/h(1個当たり)	参考資料に示す。	(吹出し圧力) 各蒸気発生器において5個のうち1個は、8.17MPa[gage]以下 他の1個は、8.37MPa[gage]以下 残り3個は、8.58MPa[gage]以下
3A、3B、3C、3D3主蒸気安全弁	安全弁	MS-1	— ／ —	S	1)原子炉停止後の除熱機能 A)主蒸気安全弁の最小容量 B)主蒸気安全弁の作動設定圧	容量:約360t/h(1個当たり)	参考資料に示す。	(吹出し圧力) 各蒸気発生器において5個のうち1個は、8.17MPa[gage]以下 他の1個は、8.37MPa[gage]以下 残り3個は、8.58MPa[gage]以下
3A、3B、3C、3D4主蒸気安全弁	安全弁	MS-1	— ／ —	S	1)原子炉停止後の除熱機能 A)主蒸気安全弁の最小容量 B)主蒸気安全弁の作動設定圧	容量:約360t/h(1個当たり)	参考資料に示す。	(吹出し圧力) 各蒸気発生器において5個のうち1個は、8.17MPa[gage]以下 他の1個は、8.37MPa[gage]以下 残り3個は、8.58MPa[gage]以下

注1:機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1 各設備の仕様及び安全機能(2/3)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
3A、3B、3C、3D5主蒸気安全弁	安全弁	MS-1	―／―	S	1)原子炉停止後の除熱機能 A)主蒸気安全弁の最小容量 B)主蒸気安全弁の作動設定圧	容量:約360t/h(1個当たり)	参考資料に示す。	(吹出し圧力) 各蒸気発生器において5個のうち1個は、8.17MPa[gage]以下 他の1個は、8.37MPa[gage]以下 残り3個は、8.58MPa[gage]以下
3A、3B、3C、3D主蒸気隔離弁	空気作動弁	MS-1	DB2／SA2	S	1)原子炉停止後の除熱機能 D)主蒸気隔離弁の最大閉止時間	―	―	模擬信号で5秒以内に閉止することを確認する。(定期事業者検査時) 閉止可能であること
3A、3B、3C、3D主蒸気隔離弁バイパス弁	空気作動弁	MS-1	DB2／SA2	S	1)原子炉停止後の除熱機能 D)主蒸気隔離弁の最大閉止時間	―	―	―
3A、3B、3C、3D、3E、3F、3G、3H、3J、3K、3L、3Mタービンバイパス弁	空気作動弁	PS-3 安全重要度分類上クラス3に分類されているが、安全解析の初期条件を保証する上で重要な機能として記載。	―／―	C	3)その他の設計要件 3-1)主蒸気系統弁誤開時の最大蒸気流量 B)高温零出力状態時における主蒸気系統弁誤開時の最大蒸気流量	―	―	―
3A、3B、3C、3D主蒸気逆止弁	逆止弁	MS-2	―／―	C	2)異常状態の緩和機能	―	―	―
3号T／D AFWP駆動蒸気元弁A, B	電動弁	MS-1	DB2／SA2	S	1)原子炉停止後の除熱機能 3)その他の設計要件 3-3)蒸気発生器伝熱管破損時の系外蒸気放出流量	―	―	―
3号T／D AFWP駆動蒸気逆止弁A, B	逆止弁	MS-1	―／SA2	S	1)原子炉停止後の除熱機能	―	―	―

注1:機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1 各設備の仕様及び安全機能(3/3)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
主蒸気系統 配管・継手(CVバウンダリ内) B-001 主蒸気・主給水系統(主蒸気管系統) B. 原子炉停止後の除熱機能(MS-1)	—	MS-1	DB2 ／ SA2 (一部SAクラス対象外)	S	1)原子炉停止後の除熱機能	—	—	—
3A、3B、3C、3D主給水隔離弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ —	S	1)原子炉停止後の除熱機能 2)異常状態の緩和機能	—	—	—
3A、3B、3C、3D主給水制御弁	空気作動弁	MS-2	— ／ —	C	2)異常状態の緩和機能 A)主給水ラインの最大隔離時間	—	—	閉止可能であることを確認する。(定期事業者検査時)
3A、3B、3C、3D主給水バイパス制御弁	空気作動弁	MS-2	— ／ —	C	2)異常状態の緩和機能 A)主給水ラインの最大隔離時間	—	—	閉止可能であることを確認する。(定期事業者検査時)
3A、3B、3C、3D蒸気発生器水張制御弁	空気作動弁	MS-2	— ／ —	C	2)異常状態の緩和機能	—	—	—
主給水系統 配管・継手(CVバウンダリ内) B-003 主蒸気・主給水系統(主給水管系統) B-003 B. 原子炉停止後の除熱機能(MS-1)	—	MS-1	DB2 ／ SA2 (一部SAクラス対象外)	S	4.2.4.11.の2.2.1章の 1)原子炉停止後の除熱機能 C)蒸気発生器への補助給水供給開始時間	—	—	—

注1:機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

設計基準文書　系統編

余熱除去系統

玄海原子力発電所　３号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）系統編のうち、玄海３号機の余熱除去系統について記載するものであり、設計要件（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準及び許認可申請図書等に準拠して記載する。

1.2. 系統の概要

余熱除去系統は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管、弁等で構成され、設計基準事故である原子炉冷却材喪失時等において、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去するべく、燃料取替用水タンク又は格納容器再循環サンプを水源として、余熱除去ポンプによって原子炉へ注水する機能及び再循環運転時において余熱除去冷却器を介して再循環サンプ水を冷却する機能を有する系統である。また、原子炉停止後の冷却時において、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去するべく、１次冷却材高温側配管から取水し、余熱除去ポンプによって余熱除去冷却器へ送った後、１次冷却材低温側配管へ送る機能を有する系統である。

なお、余熱除去系統に期待する設計基準事象を 2.2.1 に示す。

余熱除去系統は安全重要度上、特に重要度の高い安全機能である「原子炉停止後の除熱機能」、「炉心冷却機能」及び「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能」(いずれも MS-1)を有するため、多重性を持たせた設計としている。具体的には、余熱除去系統は、独立２系統で構成され、各系統に余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器を１基ずつ設置している。

また、余熱除去系統は耐震 S クラスで設計される。

余熱除去ポンプの電動機は、各々独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時には非常用ディーゼル発電機により給電する設計としている。

1.3.　章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1　各章における記載事項

章番号	章題	記載事項
1	概要	
1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。
1.2	系統の概要	当該系統の主たる機能、安全重要度及び構成について概略記載する。
1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。
2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。
3.1	系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。

2.　設計要件

2.1.　準拠すべき設置許可基準規則等

余熱除去系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条　定義
- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設
- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十七条　原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 第十九条　非常用炉心冷却設備
- 第二十一条　残留熱を除去することができる設備
- 第二十三条　計測制御系統施設
- 第二十四条　安全保護回路
- 第三十二条　原子炉格納施設
- 第三十三条　保安電源設備

[技術基準規則]

- 第十七条　材料及び構造
- 第十八条　使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十条　安全弁等
- 第二十一条　圧試験等
- 第四十八条　準用

2.2.　系統の設計要件

2.1 で示した余熱除去系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分毎に余熱除去系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十三条については、余熱除去系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1 章）

- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十七条　原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 第十九条　非常用炉心冷却設備
- 第二十一条　残留熱を除去することができる設備
- 第三十二条　原子炉格納施設

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2 章）

- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

余熱除去系統には、以下の安全機能が要求される。[1]

○　原子炉停止後の除熱機能
○　炉心冷却機能
○　原子炉冷却材圧力バウンダリ機能
○　事故時のプラント状態の把握機能
○　原子炉冷却材を内蔵する機能

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定めることに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行うことで確認している。そのため、当該

[1] 余熱除去系統は CV バウンダリとしての放射性物質の閉じ込め機能（MS-1）を有するが、CV バウンダリに関しては、設計基準文書　系統編「原子炉格納施設」にて記載される。

系統の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能毎に基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 に示す余熱除去系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

1）原子炉停止後の除熱機能

余熱除去系統は、原子炉停止後の崩壊熱及び他の残留熱を除去し、１次冷却材の温度を下げる機能を有さなければならない。

2）炉心冷却機能

2-1）低圧注入系としての炉心注入機能

余熱除去系統は、非常用炉心冷却設備作動信号を受けて、燃料取替用水タンクのほう酸水を低圧注入系として必要な供給流量で炉心へ注入できなければならない。一方、原子炉冷却材喪失時等において原子炉格納容器圧力、及び原子炉格納容器外へ放出される冷却材の漏えい量が過大とならないように、過剰な流量での注入がなされないようにもしなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）余熱除去ポンプの供給流量

低圧注入系を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価のうち、表 2.2.1-2 に示す安全解析では、炉心冷却性等を保守的に評価する目的から、低圧注入系の注入流量として少なめの注入流量を使用している。したがって、余熱除去ポンプによる注入流量は、それぞれの事象の評価で使用された解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

一方、設計基準事象の安全評価のうち、表 2.2.1-3 に示す安全解析では、原子炉格納容器圧力[2]等を保守的に評価する目的から、低圧注入系の注入流量として多めの注入流量を使用している。したがって、余熱除去ポンプによる注入流量は、これらの事象の評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

B）余熱除去系統の動作遅れ時間

低圧注入系の機能を期待する設計基準事象の安全評価では、非常用炉心冷却設備作動信号の設定値到達からポンプ定速達成までの時間[3]経過以降に余熱除去ポンプによる注入開始を想定しており、この解析での想定時間内に燃料取替用水タンクのほう酸水を注入開始できるようにすることが安全性を担保するための設計要件となる。

---

[2] 原子炉格納容器圧力に着目した安全解析では、1 次冷却系への注入流量が多いほど炉心での蒸気発生量、ひいては原子炉格納容器内に放出される蒸気量が増加するため、注入流量を多めとした方が原子炉格納容器圧力は高め（保守的）に評価される。

[3] この遅れ時間には信号遅れ、ポンプ定速達成時間、外部電源喪失時の DG 起動遅れ及びシーケンスタイム等が考慮されている。

２-２）CV 再循環運転時の炉心注入機能

余熱除去系統は、再循環モードにおいて必要な供給流量を炉心へ注入でき、また必要とされる冷却機能を有しなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）余熱除去冷却器の冷却性能

余熱除去冷却器は、再循環モード時の冷却能力として表 2.2.1-4 に示す設計基準事象の安全評価において使用されている冷却性能を確保することが設計要件となる。

B）余熱除去ポンプの供給流量

余熱除去ポンプは、再循環モード時に炉心を冷却するため、表 2.2.1-4 に示す設計基準事象の安全評価において使用されている供給流量を確保することが設計要件となる。

３）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

余熱除去系統は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能を有しなければならない。

４）事故時のプラント状態の把握機能

余熱除去系統は、事故時のプラント状態の把握機能を有しなければならない。

５）原子炉冷却材を内蔵する機能

余熱除去系統は、原子炉冷却材を内蔵する機能を有しなければならない。

表 2.2.1-1　余熱除去系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において余熱除去系統を考慮している設計基準事象			安全機能				
			1）	2）	3）	4）	5）
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所	原子炉停止後の除熱機能 ※1	炉心冷却機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 ※2	事故時のプラント状態の把握機能	原子炉冷却材を内蔵する機能
設計基準事象	原子炉冷却材喪失 ※3	添付書類十　3.2.1	－	○	－	－	－
	原子炉冷却材喪失 ※3	添付書類十　3.4.4	－	○	－	－	－
	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.5.1	－	○	－	－	－

※1：本表に掲載のない安全解析事象においても、事象収束後の低温停止移行に際して余熱除去系統は対処設備として期待される。

※2：PS-1,2 に属する安全機能は、事故条件（外乱）としての想定以外では、当該系統（又は構造物、機器）は健全で、形状およびバウンダリ他が維持されるものとして期待される。特段の注記がない限りは評価の前提条件であるため、便宜上「－」としている。

※3：「3.2.1 原子炉冷却材喪失」及び「3.4.4 原子炉冷却材喪失」の解析結果は、「3.5.2 可燃性ガスの発生」の水素発生量評価にも用いられる。

表 2.2.1-2　少なめの余熱除去ポンプ注入流量を使用している安全解析事象

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
余熱除去ポンプ 1 台で注入	・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.2.1） ・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.4.4）

表 2.2.1-3　多めの余熱除去ポンプ注入流量を使用している安全解析事象

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
余熱除去ポンプ 2 台で注入	・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.5.1）

表 2.2.1-4　再循環モードで余熱除去系統を使用している安全解析事象

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
余熱除去系統 2 系列に期待	・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.5.1）
余熱除去系統 1 系列に期待	・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.4.4）

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」参照すると、余熱除去系統は、『原子炉停止後の除熱機能』、『炉心冷却機能』及び『放射性物質の閉じ込め機能』を有するMS-1、『原子炉冷却材圧力バウンダリ機能』を有するPS-1、『事故時のプラント状態の把握機能』を有するMS-2及び『原子炉冷却材を内蔵する機能』を有するPS-2に分類され、設置許可基準規則による「重要安全施設」に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条2項に従い、最も厳しい単一故障を想定しても系統機能を満足する設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条6項に従い、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としなければならない。

上記要求を踏まえ、余熱除去系統は、独立2系統で構成され、各系統に余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器を1基ずつ設置している。余熱除去ポンプは、それぞれ独立のディーゼル発電機に接続し、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている。また、余熱除去系統は、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている。

この設計構成を維持することが、多重性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1で抽出される設置許可基準規則等の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書　一般事項編に記載される。

1）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

余熱除去系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す余熱除去系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計としている。

2）津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

余熱除去系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して 安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、余熱除去系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。

i） 余熱除去系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設、及び耐震 S クラスの施設が該当する。

3）外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

余熱除去系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

余熱除去系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 余熱除去系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) これら余熱除去系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 余熱除去系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) これら余熱除去系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 余熱除去系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) 余熱除去系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4）火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

余熱除去系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

余熱除去系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準が定める火災防護対策を講じた設計としている。

5）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

余熱除去系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

余熱除去系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。

6）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

余熱除去系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

7）飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

余熱除去系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により余熱除去系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、１次冷却管、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、ＴＧカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

8）材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０）安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。

１１）耐圧試験等

クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１２）準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

余熱除去系統は、設計基準対処施設に該当するため「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」に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3.　設備の仕様及び安全機能

3.1.　系統構成設備

余熱除去系統を構成する設備の仕様及び安全機能について表 3.1-1 に示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(1/5)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
A、B余熱除去ポンプ	原子炉冷却材喪失時 容量：1,020 m^3/h 揚程：91.4 m 原子炉停止後の冷却時 容量：681 m^3/h 揚程：107 m 出力： 400 kW/個	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能	容量： 約1,020m^3/h(1台当たり) (安全注入時及び再循環運転時) 約680m^3/h(1台当たり)(余熱除去運転時) 揚程： 約91m(安全注入時及び再循環運転時) 約107m(余熱除去運転時)	参考資料に示す。	モード1,2,3において、1か月に1回、2台の余熱除去ポンプについて、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。 模擬信号により起動することを確認する。(定期事業者検査時) モード4において、1か月に1回、1台以上の余熱除去ポンプが手動起動可能であることを確認する。 (テストラインにおいて) 揚程：参考資料に示す。 容量：参考資料に示す。
					2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A)余熱除去ポンプの供給流量 B)余熱除去系統の動作遅れ時間 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量	—		—
					5) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—		—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(2/5)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
A、B余熱除去冷却器	容量(設計熱交換量):1.08×10^4 kW 伝熱面積:543 m^2	MS-1 PS-2	DB2(管側) DB3(胴側) ／ SA2	S	2) 炉心冷却機能 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 A)余熱除去冷却器の冷却性能	伝熱容量:約10.8MW(1基当たり)	参考資料に示す。	—
					5) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B余熱除去ラインB(C)ループ高温側出口弁	電動弁	MS-1 PS-1	DB1 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能	—	—	—
					3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	—	—
A、B余熱除去冷却器出口流量設定弁	空気作動弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能	—	—	—
					2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A)余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—
					5) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B余熱除去ポンプミニフロー弁	電動弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ —	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能	—	—	—
					2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A)余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—
					5) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B余熱除去冷却器バイパス流量制御弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ —	S	5) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B余熱除去ポンプ入口内隔離弁	電動弁	MS-1 PS-1 PS-2	DB1 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能	—	—	—
					3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	参考資料に示す。	—
					5) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—

注1:機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(3/5)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
A、B余熱除去ポンプ出口逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能	—	—	—
					2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A)余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—
					5) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B余熱除去ポンプRWST側入口弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—
A、B余熱除去ポンプRWST側入口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—
A、B余熱除去冷却器出口低圧抽出ライン止弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ —	S	5) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B余熱除去冷却器出口外隔離弁	電動弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能	—	—	—
					2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A)余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—
					5) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B余熱除去冷却器出口隔離逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能	—	—	—
					2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A)余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—
					5) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(4/5)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
AB余熱除去冷却器出口連絡弁A、B	電動弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能	—	—	—
					2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A)余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—
					5) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B余熱除去ラインB(C)ループ高温側入口弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ —	S	2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A)余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—
余熱除去ラインA、B、C、Dループ低温側入口逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-1	DB1 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能	—	—	—
					2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A)余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—
					3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	参考資料に示す。	—
余熱除去ラインB、Cループ高温側入口逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-1	DB1 ／ —	S	2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A)余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—
					3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	参考資料に示す。	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(5/5)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
配管・継手(RCPB内)	—	MS-1 PS-1 PS-2	DB1 ／ SA2 (一部SAクラス対象外)	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能	—	—	—
					2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A)余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—
					3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	参考資料に示す。	—
					5) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
配管・継手(RCPB外で安全機能に係る範囲)	—	MS-1 MS-2 PS-2	DB2 ／ SA2 (一部SAクラス対象外)	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能	—	—	—
					2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A)余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—
					4) 事故時のプラント状態の把握機能	—	—	—
					5) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

設計基準文書　系統編

安全注入系統

玄海原子力発電所　３号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）系統編のうち、玄海３号機の安全注入系統について記載するものであり、設計要件（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準及び許認可申請図書等に準拠して記載する。

1.2. 系統の概要

安全注入系統は、蓄圧タンク、高圧注入ポンプ、配管、弁等で構成され、設計基準事故である原子炉冷却材喪失時における炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱の除去、及び主蒸気管破断事故等における原子炉の停止に必要な負の反応度を添加することを目的とした系統である。安全注入系統は以上の目的を達成すべく、燃料取替用水タンク又は格納容器再循環サンプを水源として、高圧注入ポンプによって原子炉へ注水する機能、及び蓄圧タンクから注水する機能を有する系統である。

なお、安全注入系統に期待する設計基準事象は 2.2.1 に示される。

安全注入系統は安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「炉心冷却機能」、「未臨界維持機能」、「原子炉停止後の除熱機能」、「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能」(何れも MS-1)を有するため、多重性を持たせた設計としている。安全注入系統は高圧注入ポンプにより注入を行う高圧注入系と蓄圧タンクにより注入を行う蓄圧注入系から成り、高圧注入系は、独立 2 系統で構成され、各系統に高圧注入ポンプを 1 台ずつ設置している。蓄圧注入系に関しては各 1 次冷却材回路に 1 系統ずつ設置され、各系統に蓄圧タンクを 1 基ずつ設置している。また、安全注入系統は耐震 S クラスで設計される。

高圧注入ポンプの電動機は、各々独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により給電する設計としている。

1.3.　章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1　各章における記載事項

章番号	章題	記載事項
1	概要	
1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。
1.2	系統の概要	当該系統の主たる機能、安全重要度及び構成について概略記載する。
1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。
2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性、独立性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。
3.1	系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。

2.　設計要件

2.1.　準拠すべき設置許可基準規則等

安全注入系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条　定義
- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設
- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十七条　原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 第十九条　非常用炉心冷却設備
- 第二十一条　残留熱を除去することができる設備
- 第二十三条　計測制御系統施設
- 第二十四条　安全保護回路
- 第二十五条　反応度制御系統及び原子炉停止系統
- 第三十二条　原子炉格納施設
- 第三十三条　保安電源設備

[技術基準規則]

- 第十七条　材料及び構造
- 第十八条　使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十条　安全弁等
- 第二十一条　耐圧試験等
- 第四十八条　準用

2.2.　系統の設計要件

2.1 で示した安全注入系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに安全注入系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十三条については、安全注入系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要件（2.2.1）

- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十七条　原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 第十九条　非常用炉心冷却設備
- 第二十一条　残留熱を除去することができる設備
- 第二十五条　反応度制御系統及び原子炉停止系統
- 第三十二条　原子炉格納施設

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

安全注入系統には、以下の安全機能が要求される。

○　炉心冷却機能
○　未臨界維持機能
○　放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能[1]
○　原子炉停止後の除熱機能、（低圧注入系としての）炉心冷却機能
○　原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

[1] 安全注入系統の有する放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能のうち CV バウンダリに関しては、設計基準文書　系統編「原子炉格納施設」にて記載。

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定めることに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行うことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 及び表 2.2.1-2 に示す安全注入系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

1）炉心冷却機能

1-1）高圧注入系としての炉心注入機能

高圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号を受けて、燃料取替用水タンクのほう酸水を高圧注入系として必要な供給流量だけ炉心へ注入できなければならない。一方、原子炉冷却材喪失時等において原子炉格納容器圧力、及び原子炉格納容器外へ放出される冷却材の漏えい量が過大とならないように、過剰な流量での注入がなされないようにもしなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）高圧注入ポンプ流量

高圧注入系を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価のうち、表 2.2.1-3 に示す安全解析では、炉心冷却性を保守的に評価する目的から、高圧注入系の注入流量として少なめの注入流量を使用している。したがって、高圧注入ポンプによる注入流量は、それぞれの事象の評価で使用された解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

一方、設計基準事象の安全評価のうち、表 2.2.1-4 に示す安全解析では、原子炉格納容器圧力等[2]を保守的に評価する目的から、高圧注入系の注入流量として多めの注入流量を使用している。したがって、高圧注入ポンプによる注入流量は、これらの事象の評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

B）高圧注入系の動作遅れ時間

高圧注入系の機能を期待する設計基準事象の安全評価では、非常用炉心冷却設備作動信号の設定値到達からポンプ定速達成までの時間[3]経過以降に高圧注入ポンプによる注入開始を想定しており、この解析での想定時間内に燃料取替用水タンクのほう酸水を注入開始できるようにすることが安全性を担保するための設計要件となる。

2　例として、原子炉格納容器圧力に着目した安全解析では、１次冷却系への注入流量が多いほど炉心での蒸気発生量、ひいては原子炉格納容器内に放出される蒸気量が増加するため、注入流量を多めとした方が原子炉格納容器圧力は高め（保守的）に評価される。

3 この遅れ時間には信号遅れ、ポンプ定速達成時間、外部電源喪失時のＤＧ起動遅れ及びシーケンスタイム等が考慮されている。

1･2）蓄圧注入系としての炉心注入機能

蓄圧注入系は、１次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下に低下すると自動的に作動し、蓄圧注入系として必要な供給流量のほう酸水を炉心へ注入できなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）蓄圧タンク保持圧力

蓄圧タンクは、１次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下に低下すると自動的に作動することにより早期に炉心への注入を開始しなければならない。蓄圧注入系に期待する設計基準事象の安全評価では、蓄圧注入系からの注入開始を遅くする目的から、基本的に低めの保持圧力を使用している。したがって、蓄圧タンク保持圧力がこれらの解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

B）蓄圧タンク保有水量

蓄圧タンクは、設計基準事象の炉心冷却に必要な水量を保有しなければならない。蓄圧注入系に期待する設計基準事象の安全評価では、蓄圧注入系からの注入量を少なくする目的から、基本的に少なめの保有水量を使用している。表 2.2.1-5 に示すように、動作を期待している蓄圧タンク基数は対象事象により異なることから、蓄圧タンクから炉心に注入されるほう酸水の総量はそれぞれの事象により異なる。しかしながら、これらの解析では１基あたりの保有水量を使用していることから、１基あたりの蓄圧タンク保有水量がこれらの解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

２）未臨界維持機能

高圧注入系は、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心へ注入することにより、炉心の未臨界を維持しなければならない。これは、設計基準事象の原子炉冷却材喪失を対象とした長期未臨界性評価等に基づく性能要求であり、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）高圧注入ポンプ流量

高圧注入系を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価のうち、表 2.2.1-3 に示す安全解析では、炉心の未臨界維持に対して保守的に評価する目的から、高圧注入系の注入流量として少なめの注入流量を使用している。したがって、高圧注入ポンプによる注入流量は、それぞれの事象の評価で使用された解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

B）高圧注入系の動作遅れ時間

高圧注入系の緩和機能として未臨界維持機能を安全解析で期待している事象においては、１･１）「高圧注入系としての炉心注入機能」の B）「高圧注入系の動作遅れ時間」に記載のポンプ定速達成までの時間に加えて、燃料取替用水タンクからのほう酸水が１次冷却系統に供

給されるまでの輸送遅れを系統内体積として考慮しており、系統内体積はこの解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

C）ほう素濃度

高圧注入系から注入されるほう酸水は、設計基準事象の原子炉冷却材喪失（事故後の長期未臨界性維持）等に必要なほう素濃度としなければならない。燃料取替用水タンクのほう素濃度は、表 2.2.1 1 に示す安全解析のうち未臨界維持機能に期待している事象の評価で使用された解析使用値を上回ることが設計要件となる。燃料取替用水タンクのほう素濃度に対する設計要件は、設計基準文書　系統編「燃料の貯蔵設備及び取扱設備」にて記載する。

3）放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能

安全注入系統は、原子炉冷却材喪失時等に格納容器スプレイ系統へ再循環水を提供するための流路確保機能を有しなければならない[4]。

4）原子炉停止後の除熱機能、（低圧注入系としての）炉心冷却機能[5]

安全注入系統は、原子炉停止後の除熱機能として余熱除去運転時に１次冷却系統への供給ラインを提供する機能及び原子炉冷却材喪失時に炉心冷却機能として低圧注入系統へ供給ラインを提供する機能を有しなければならない。

5）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

安全注入系統は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能を有しなければならない。

[4] 格納容器スプレイ系統としての系統機能に関しては、設計基準文書　系統編「格納容器スプレイ系統」にて記載する。
[5] 原子炉停止後の除熱機能及び低圧注入系としての炉心冷却機能に関しては、設計基準文書　系統編「余熱除去系統」にて記載する。

表 2.2.1-1　安全注入系統のうち高圧注入系に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において安全注入系統を考慮している設計基準事象			安全機能				
			1）炉心冷却機能	2）未臨界維持機能	3）放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	4）原子炉停止後の除熱機能、（低圧注入系としての）炉心冷却機能	5）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所					
設計基準事象	２次冷却系の異常な減圧	添付書類十　2.3.6	－	○	－	－	－
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	添付書類十　2.4.3	※1	－	－	－	－
	原子炉冷却材喪失※4	添付書類十　3.2.1	○	※2	－	－	－
	主蒸気管破断	添付書類十　3.2.5	－	○	－	－	－
	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十　3.4.2	○	－	－	－	－
	原子炉冷却材喪失※4	添付書類十　3.4.4	○	※2	－	－	－
	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.5.1	○	※2	－	－	－

※1：当該事象に対して安全注入系統の動作は安全機能を期待しているものではなく、安全解析上の外乱として、安全注入系統が誤動作することを想定している。

※2：長期的な未臨界性確保のために燃料取替用水タンクのほう酸水に期待している。

※3：PS-1,2 に属する安全機能は、事故条件（外乱）としての想定以外では、当該系統（又は構造物、機器）は健全で、形状およびバウンダリ他が維持されるものとして期待される。特段の注記がない限りは評価の前提条件であるため、便宜上「－」としている。

※4：「3.2.1 原子炉冷却材喪失」及び「3.4.4 原子炉冷却材喪失」の解析結果は、「3.5.2 可燃性ガスの発生」の水素発生量評価にも用いられる。

表 2.2.1-2　安全注入系統のうち蓄圧注入系に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において安全注入系統を考慮している設計基準事象			安全機能				
			1）炉心冷却機能	2）未臨界維持機能	3）放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	4）原子炉停止後の除熱機能、（低圧注入系としての）炉心冷却機能	5）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 ※2
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所					
設計基準事象	原子炉冷却材喪失※3	添付書類十　3.2.1	○	※1	－	－	－
	原子炉冷却材喪失※3	添付書類十　3.4.4	○	※1	－	－	－
	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.5.1	○	※1	－	－	－

※1：長期的な未臨界性確保のために蓄圧タンクのほう酸水に期待している。

※2：PS-1,2 に属する安全機能は、事故条件（外乱）としての想定以外では、当該系統（又は構造物、機器）は健全で、形状およびバウンダリ他が維持されるものとして期待される。特段の注記がない限りは評価の前提条件であるため、便宜上「－」としている。

※3：「3.2.1 原子炉冷却材喪失」及び「3.4.4 原子炉冷却材喪失」の解析結果は、「3.5.2 可燃性ガスの発生」の水素発生量評価にも用いられる。

表 2.2.1-3　少なめの高圧注入流量を使用している安全解析事象

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
高圧注入ポンプ 2 台で注入	・原子炉冷却材喪失[大破断]（添付書類十　3.2.1）
高圧注入ポンプ 1 台で注入	・２次冷却系の異常な減圧（添付書類十　2.3.6） ・原子炉冷却材喪失[小破断]（添付書類十　3.2.1） ・主蒸気管破断（添付書類十　3.2.5） ・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.4.4）

表 2.2.1-4　多めの高圧注入流量を使用している安全解析事象

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
高圧注入ポンプ 2 台で注入	・出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動※1（添付書類十 2.4.3） ・蒸気発生器伝熱管破損（添付書類十　3.4.2） ・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.5.1）

※1：当該事象に対して安全注入系統の動作は安全機能を期待しているものではなく、安全解析上の外乱として、安全注入系統が誤動作することを想定している。

表 2.2.1-5　蓄圧注入系を使用している安全解析事象と作動基数

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
蓄圧タンク 4 基で注入	・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.4.4） ・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.5.1）
蓄圧タンク 3 基で注入	・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.2.1）

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」を参照すると、安全注入系統は、『炉心冷却機能』、『未臨界維持機能』、『原子炉停止後の除熱機能』、『放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能』を有するMS-1、『原子炉冷却材圧力バウンダリ機能』を有するPS-1に分類され、設置許可基準規則による「重要安全施設」に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条2項に従い、最も厳しい単一故障を想定しても系統機能を満足する設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条6項に従い、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としなければならない。

上記要求を踏まえ、蓄圧注入系については各1次冷却材回路に1系統ずつ設置し、高圧注入系については独立2系統で構成される。高圧注入ポンプは、それぞれ独立のディーゼル発電機に接続し、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている。また、安全注入系統は、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている。

この設計構成を維持することが、多重性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1で抽出される設置許可基準規則等の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書　一般事項編に記載される。

1）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

安全注入系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す安全注入系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計としている。

2）津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

安全注入系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して 安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、安全注入系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。

i） 安全注入系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設、及び耐震 S クラスの施設が該当する。

3）外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

安全注入系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

安全注入系統は「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 安全注入系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) これら安全注入系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 安全注入系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) これら安全注入系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 安全注入系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) 安全注入系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4）火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

安全注入系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

安全注入系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準が定める火災防護対策を講じた設計としている。

5）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

安全注入系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

安全注入系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。

6）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

安全注入系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

7）飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

安全注入系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により安全注入系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、１次冷却材管、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、ＴＧカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

8）材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０）安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。

１１）耐圧試験等

クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１２）準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

安全注入系統は、設計基準対処施設に該当するため「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」に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3.　設備の仕様及び安全機能

3.1.　系統構成設備

安全注入系統を構成する設備の仕様及び安全機能について表 3.1-1 に示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(1/5)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス（DB/SA）（注1）	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類八	設工認要目表	保安規定
3A,3B高圧注入ポンプ	容量：320 m^3/h 揚程：960 m 出力：1,400kW/個	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 B)高圧注入系の動作遅れ時間	容量：約320m^3/h（1台当たり） 揚程：約960m	—	モード1,2,3において、1か月に1回、2台以上の充てん／高圧注入ポンプについて、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。 模擬信号により起動することを確認する。（定期事業者検査時） モード4において、1か月に1回、1台以上の充てん／高圧注入ポンプが手動起動可能であることを確認する。 （テストラインにおいて） 揚程：参考資料に示す。 容量：参考資料に示す。
					2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量 B)高圧注入系の動作遅れ時間	—	参考資料に示す。	—
3A,3B安全注入系ポンプRWST側入口弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					4）（低圧注入系としての）炉心冷却機能	—	—	—
3A,3B安全注入系ポンプRWST側入口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					4）（低圧注入系としての）炉心冷却機能	—	—	—
3A,3B高圧注入ポンプ出口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(2/5)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス（DB/SA）（注1）	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類八	設工認要目表	保安規定
3A,3B高圧注入ポンプミニフロー逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 ／ —	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
3A,3B高圧注入ポンプ第一ミニフロー弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ —	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
3A,3B高圧注入ポンプ第二ミニフロー弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ —	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
3A,3B高圧注入ライン外隔離弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
3A,3B高圧注入ライン隔離逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
3AB高圧注入ポンプ出口連絡弁A,B	電動弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
3号AB,CDループ高温側高圧注入ライン止弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
3号A,B,C,Dループ低温側高圧注入ライン流量設定弁	流量調整弁（手動弁）	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(3/5)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス（DB/SA）（注1）	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類八	設工認要目表	保安規定
3号A,B,C,Dループ低温側高圧注入ライン逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-1	DB1 ／ SA2	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					5）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	—	—
3号A,B,C,Dループ高温側高圧注入ライン流量設定弁	流量調整弁（手動弁）	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
3号A,B,C,Dループ高温側高圧注入ライン第一逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-1	DB1 ／ SA2	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					5）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	参考資料に示す。	—
3号A,B,C,Dループ高温側高圧注入ライン第二逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-1	DB1 ／ SA2	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					4）（低圧注入系としての）炉心冷却機能 （3V-SI-082B,Cのみ）	—	—	—
					5）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	参考資料に示す。	—
3A,3BC/V再循環サンプ外隔離弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					3）放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	—	—	—
					4)（低圧注入系としての）炉心冷却機能	—	—	—
3A,3B安全系ポンプC/V再循環サンプ側入口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					4)（低圧注入系としての）炉心冷却機能	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(4/5)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
3A,3B,3C,3D蓄圧タンク出口弁	電動弁	MS-1	DB2／SA2	S	1）炉心冷却機能 1-2）蓄圧注入系としての炉心注入機能	—	—	—
3A,3B,3C,3D蓄圧タンク出口第一逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-1	DB1／SA2	S	1）炉心冷却機能 1-2）蓄圧注入系としての炉心注入機能	—	—	—
					5）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能		参考資料に示す。	
3A,3B,3C,3D蓄圧タンク出口第二逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-1	DB1／SA2	S	1）炉心冷却機能 1-2）蓄圧注入系としての炉心注入機能	—	—	—
					2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	—
					4）原子炉停止後の除熱機能、（低圧注入系としての）炉心冷却機能	—	—	—
					5）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	参考資料に示す。	—
3A,3B,3C,3D蓄圧タンク	容量：38.2 m^3	MS-1	DB2／SA2	S	1）炉心冷却機能 1-2）蓄圧注入系としての炉心注入機能 A)蓄圧保持圧力 B)蓄圧保有水量	保持圧力：約4.4Mpa[gage] 容量：約38m^3(1基当たり) ほう素濃度：約3,100ppm以上	参考資料に示す。	ほう酸水量(有効水量)： 26.9m^3以上 圧力：4.04Mpa[gage]以上 ほう酸濃度：3,100ppm以上
3A,3B格納容器再循環サンプ	—	MS-1	—	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	—	—	異物等により塞がれていないことを確認する。（定期事業者検査時）
					3）放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	—	—	—
					4）（低圧注入系としての）炉心冷却機能	—	—	—
3A, 3B格納容器再循環サンプスクリーン	容量：2,540m^3/h	MS-1	DB2／SA2	S	1）炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	容量：約2,540m^3/h（1基当たり）	参考資料に示す。	異物等により塞がれていないことを確認する。（定期事業者検査時）
					3）放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	—	—	—
					4）（低圧注入系としての）炉心冷却機能	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(5/5)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類八	設工認要目表	保安規定
配管・継手(RCPB内)	—	MS-1 PS-1	DB1 ／ SA2 (一部SAクラス対象外)	S	1) 炉心冷却機能 1-1)高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 1-2)蓄圧注入系としての炉心注入機能	—	—	—
					2)未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量 B)高圧注入系の動作遅れ時間	—	—	—
					4) 原子炉停止後の除熱機能、(低圧注入系としての)炉心冷却機能	—	—	—
					5)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	参考資料に示す。	—
配管・継手(RCPB外で安全機能に係る範囲)	—	MS-1	DB2 ／ SA2 (一部SAクラス対象外)	S	1) 炉心冷却機能 1-1)高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 1-2)蓄圧注入系としての炉心注入機能	—	—	—
					2)未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量 B)高圧注入系の動作遅れ時間	—	—	—
					3)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	—	—	—
					4) 原子炉停止後の除熱機能、(低圧注入系としての)炉心冷却機能	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

設計基準文書　系統編

化学体積制御系統

玄海原子力発電所　３号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）系統編のうち、玄海３号機の化学体積制御系統について記載するものであり、設計要件（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準及び許認可申請図書等に準拠して記載する。

1.2. 系統の概要

化学体積制御系統は、１次冷却材の一部を再生熱交換器及び非再生熱冷却器を介して１次冷却材低温側配管から抽出し、充てんライン及び封水注入ラインを経て、他の１次冷却系統に戻す各機器、配管、弁類等から構成され、以下の機能を有する系統である。

(1) １次冷却材の浄化

１次冷却系統から抽出した１次冷却材を保有する各機器からの従事者等の被ばくを低減し、漏えいによる発電所外への放出放射性物質量を低減するために、１次冷却材の浄化を行う

(2) 漏えい時の補給

原子炉冷却材圧力バウンダリからの小さな漏えい及び原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する小口径配管の破断又は損傷による１次冷却材の漏えいに対して、１次冷却材損失事故に至ることがないように、１次冷却材の補給を行う

(3) 低温停止能力

１次冷却系統にほう酸水を注入することにより、高温状態から低温状態までの反応度変化を制御し、低温状態で炉心を臨界未満にし、かつ、キセノン濃度変化に対しても十分臨界未満に維持する

(4) 反応度制御

１次冷却材中のほう素濃度を調整することにより、燃料及びバーナブルポイズンの燃焼、燃料内での核分裂生成物質の蓄積及び負荷変動によるキセノン濃度の変動等に起因する反応度変化を制御する

(5)その他

a. 1 次冷却材保有量の調整

低温停止からのプラント起動、全出力運転及びプラント低温停止を含む全通常運転状態に対し、１次冷却材保有量を許容範囲内に保持することができる

b.腐食抑制剤の添加

起動及びその後の運転中の pH 制御、１次冷却材中の酸素除去及び炉心部での水の放射線分解による酸素生成の抑止のために腐食抑制剤の添加を行うことができる

c.封水の供給

１次冷却材ポンプの軸封及び軸受の冷却を行うため、処理した水を連続的に供給できる

化学体積制御系統に期待する設計基準事象は 2.2.1 に示される。

化学体積制御系統は安全重要度上、特に重要度の高い安全機能である「未臨界維持機能」及び「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能」（何れも MS-1）を有するため、多重性を持たせた設計としている。

具体的には、化学体積制御系統は、１次冷却設備にほう酸水を注入するために、動的機器の単一故障を想定して充てんポンプ、ほう酸ポンプ、充てんポンプ非常用補給弁（電動弁）は多重性を持たせた設計としている。

また、上記のほう酸水注入に係る設備は、耐震 S クラスで設計される。

充てんポンプ、ほう酸ポンプの電動機は、各々独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により給電する設計としている。

1.3.　章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1　各章における記載事項

章番号	章題	記載事項
1	概要	
1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。
1.2	系統の概要	当該系統の主たる機能、安全重要度及び構成について概略記載する。
1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則を抽出して記載する。
2.2	系統の設計要件	2.1 章で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の概略仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。
3.1	系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。

2.　設計要件

2.1.　準拠すべき設置許可基準規則等

化学体積制御系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条　定義
- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設
- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十七条　原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 第二十三条　計測制御系統施設
- 第二十四条　安全保護回路
- 第二十五条　反応度制御系統及び原子炉停止系統
- 第二十七条　放射性廃棄物の処理施設
- 第三十二条　原子炉格納施設
- 第三十三条　保安電源設備

[技術基準規則]

- 第二条　定義
- 第十七条　材料及び構造
- 第十八条　使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十条　安全弁等
- 第二十一条　耐圧試験等
- 第四十八条　準用

2.2.　系統の設計要件

2.1 で示した化学体積制御系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに化学体積制御系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十三条については、化学体積制御系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1）

- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十七条　原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 第二十五条　反応度制御系統及び原子炉停止系統
- 第三十二条　原子炉格納施設

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

化学体積制御系統には、以下の安全機能が要求される。[1]

○　原子炉冷却材圧力バウンダリ機能
○　未臨界維持機能
○　原子炉冷却材を内蔵する機能[2]
○　異常状態の緩和機能
○　その他の設計要件

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定めることに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行うことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 及び表 2.2.1-2 に示す化学体積制御系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

1）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

化学体積制御系統は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能を有しなければならない。

2）未臨界維持機能

化学体積制御系統は、反応度制御のため原子炉冷却材中のほう素濃度を調整し、未臨界を維持する機能を有しなければならない。

3）原子炉冷却材を内蔵する機能

化学体積制御系統は、原子炉冷却材を内蔵する機能を有しなければならない。

4）異常状態の緩和機能

化学体積制御系統は、ほう酸水又は純水の流量が設定流量から外れた場合は、1 次冷却系への補給を停止する異常状態の緩和機能を有しなければならない。

---

[1] 化学体積制御系統は CV バウンダリとしての放射性物質の閉じ込め機能（MS-1）を有するが、CV バウンダリに関しては、設計基準文書　系統編「原子炉格納施設」にて記載される。

[2] ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。

5）その他の設計要件

1）～4）に示される安全機能に該当はしないが、安全解析の想定を超えないために重要な評価条件、及び、その評価条件を担保するために必要な設計要件を記載する。

5-1）誤作動時の希釈流量

原子炉冷却材中のほう素の過度な希釈を防止するために、化学体積制御系統が誤動作した場合の希釈流量は制限されなければならない。この制限を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）最大希釈流量

化学体積制御系統の最大希釈流量は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。また、安全解析における化学体積制御系統の動作の想定を表 2.2.1-2 に示す。

5-2）原子炉冷却材の補給流量

原子炉冷却材の小規模な漏えいが生じた場合、加圧器水位の低下による充てんポンプの補給水量の自動増加により、加圧器の水位が定常時より下がることを防止する。漏えいの規模が大きい場合は、原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。原子炉冷却材の補給量が安全解析の想定より過大である場合には、原子炉が自動停止するタイミングが遅くなることで漏えい量が増加する恐れがあるため、補給流量は制限されなければならない。この制限を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）最大補給流量

化学体積制御系統の最大補給流量は、表 2.2.1-1 に示す設計事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。また、安全解析における化学体積制御系統の動作の想定を表 2.2.1-2 に示す。

表 2.2.1-1　化学体積制御系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において化学体積制御系統を考慮している設計基準事象※１			安全機能				安全評価条件	
			1)	2)	3)	4)	5-1)	5-2)
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能（※２）	未臨界維持機能	原子炉冷却材を内蔵する機能	異常状態の緩和機能	誤動作時の希釈流量	原子炉冷却材の補給流量
設計基準事象	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	添付書類十 2.2.4	－	－	－	－	○	－
	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十 3.4.2	－	－	－	－	－	○

※１：本表に掲載のない安全解析事象においても、事象収束後の低温停止移行に際して化学体積制御系統は対処設備として期待される。

※２：本表は、解析評価において化学体積制御系統を考慮している事象を整理したものである。本表に掲載のない安全解析事象においても、事象収束後の低温停止移行に際して化学体積制御系統は対処設備として期待される。

表 2.2.1-2　安全解析における化学体積制御系統の想定

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
１次系補給水ポンプ２台運転時の最大希釈流量	・原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（プラント起動時）（添付書類十　2.2.4）
充てんポンプ３台運転時の最大希釈流量	・原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（出力運転時）（添付書類十　2.2.4）
充てんポンプ１台運転時の最大補給流量	・蒸気発生器伝熱管破損（添付書類十　3.4.2）

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」を参照すると、化学体積制御系統は、『未臨界維持機能』及び『放射性物質の閉じ込め機能』を有するMS-1、『原子炉冷却材圧力バウンダリ機能』を有するPS-1に分類され、設置許可基準規則による「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（第十二条2項）及び「重要安全施設」（第十二条6項）に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条2項に従い、最も厳しい単一故障を想定しても系統機能を満足する設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条6項に従い、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としなければならない。

上記要求を踏まえ、化学体積制御系統は、動的機器の単一故障を想定して充てんポンプ、ほう酸ポンプ、充てんポンプ非常用補給弁（電動弁）は多重性を持たせた設計としている。また、それぞれ独立のディーゼル発電機に接続し、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性を有する設計としている。また、化学体積制御系統は、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている。

この設計構成を維持することが、多重性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1で抽出される設置許可基準規則等の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書　一般事項編に記載される。

1）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

化学体積制御系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す化学体積制御系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計としている。

2）津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

化学体積制御系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して 安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、化学体積制御系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。

i） 化学体積制御系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設、及び耐震 S クラスの施設が該当する。

3）外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

化学体積制御系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

化学体積制御系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 化学体積制御系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) これら化学体積制御系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 化学体積制御系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) これら化学体積制御系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 化学体積制御系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) 化学体積制御系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4）火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

化学体積制御系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

化学体積制御系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準が定める火災防護対策を講じた設計としている。

5）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

化学体積制御系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

化学体積制御系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。

6）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

化学体積制御系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

7）飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

化学体積制御系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により化学体積制御系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、１次冷却材管、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TG カップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

8）材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０）安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。

１１）耐圧試験等

クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１２）準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

化学体積制御系統は、設計基準対象施設に該当するため「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」に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3.　設備の仕様及び安全機能

3.1.　系統構成設備

化学体積制御系統を構成する設備の仕様及び安全機能について表 3.1-1 に示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(1/6)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注2)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
A、B、C充てんポンプ	容量: 45.4 m^3/h(注2) 揚程: 1,770 m(注2)	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	2）未臨界維持機能 3）原子炉冷却材を内蔵する機能	容量:約45 m^3/h/個 揚程:約1,770m	参考資料に示す。	モード1及び2について、1か月に1回、1台以上の充てんポンプについて、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。
A、Bほう酸ポンプ	容量: 17m^3/h(注2) 揚程: 80m(注2)	MS-1	DB2 ／ SA2	S	2）未臨界維持機能	容量:約17(m^3/h)／個	参考資料に示す。	モード1及び2において、1か月に1回、1台以上のほう酸ポンプについて、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。
充てんライン流量制御弁	空気作動弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	2）未臨界維持機能 3）原子炉冷却材を内蔵する機能 5）その他の設計要件 5-1）誤動作時の希釈流量 A）最大希釈流量 5-2）原子炉冷却材の補給流量 A）最大補給流量	—	—	—
封水注入ライン流量制御弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ —	S	3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
一次系純水補給ライン流量制御弁	空気作動弁	MS-2	— ／ —	C	4）異常状態の緩和機能 5）その他の設計要件 5-1）誤動作時の希釈流量 A）最大希釈流量	—	—	—
低圧抽出ライン流量設定弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ —	B	3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
冷却材陽イオン脱塩塔通水流量設定弁	空気作動弁	PS-2	— ／ —	B	3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
余剰抽出流量設定弁	空気作動弁	PS-2	— ／ —	B	3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
VCT入口三方弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ —	B	3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—

注1:機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2:公称値

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(2/6)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注2)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
VCT第一出口弁	電動弁	PS-2	DB2 ／ —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
VCT第二出口弁	電動弁	PS-2	DB2 ／ —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
CHP非常用補給弁A、B	電動弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	2) 未臨界維持機能	—	—	—
抽出ライン第一止弁	空気作動弁	PS-1 PS-2	DB1 ／ —	S	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 3)原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
抽出ライン第二止弁	空気作動弁	PS-1 PS-2	DB1 ／ —	S	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 3)原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
抽出ライン圧力制御弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
冷却材脱塩塔入口三方弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B、C抽出オリフィス出口内隔離弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ —	S	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
抽出ライン外隔離弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ —	S	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
冷却材脱塩塔逆止弁	逆止弁	PS-2	DB2 ／ —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A,B冷却材混床式脱塩塔入口弁	空気作動弁	PS-2	— ／ —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
抽出ラインVCT移送逆止弁	逆止弁	PS-2	DB2 ／ —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
冷却材脱塩塔出口逆止弁	逆止弁	PS-2	DB2 ／ —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
VCT出口逆止弁	逆止弁	PS-2	DB2 ／ —	S	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
　　なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2：公称値

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(3/6)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注2)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
A、B、C CHPミニフローライン逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ —	S	2）未臨界維持機能 3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B、C CHP出口逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	2）未臨界維持機能 3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
充てん流量制御補助オリフィス切替弁	空気作動弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	2）未臨界維持機能 3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
充てんライン止弁	電動弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	2）未臨界維持機能 3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
充てんライン外隔離弁	電動弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	2）未臨界維持機能 3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
充てんライン隔離逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	2）未臨界維持機能 3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
Dループ充てんライン弁	空気作動弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	2）未臨界維持機能 3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
Dループ充てんライン第二逆止弁	逆止弁	PS-1 MS-1 PS-2	DB1 ／ SA2	S	1）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 2）未臨界維持機能 3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
Dループ充てんライン第一逆止弁	逆止弁	PS-1 MS-1 PS-2	DB1 ／ SA2	S	1）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 2）未臨界維持機能 3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
再生熱交換器充てん水逃がしライン逆止弁	逆止弁	PS-2	DB2 ／ —	S	3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
加圧器補助スプレイ弁	空気作動弁	PS-1	DB1 ／ —	S	1）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2：公称値

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(4/6)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注2)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
加圧器補助スプレイ逆止弁	逆止弁	PS-1	DB1 ／ —	S	1）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
封水注入ライン流量制御補助オリフィス切替弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ —	S	3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
封水注入ライン流量制御弁出口逆止弁	逆止弁	PS-2	DB2 ／ —	S	3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A,B,C,D RCP封水注入ライン外隔離弁	電動弁	PS-2	DB2 ／ —	S	3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A,B,C,D RCP封水注入ライン隔離逆止弁	逆止弁	PS-2	DB2 ／ —	S	3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A,B,C,D RCP封水注入ライン第一逆止弁	逆止弁	PS-1 PS-2	DB1 ／ —	S	1）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A,B,C,D RCP封水注入ライン第二逆止弁	逆止弁	PS-1 PS-2	DB1 ／ —	S	1）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A,B,C,D RCP封水戻りオリフィスバイパス弁	空気作動弁	PS-2	— ／ —	B	3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
余剰抽出ライン第一止弁	空気作動弁	PS-1 PS-2	DB1 ／ —	S	1）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
余剰抽出ライン第二止弁	空気作動弁	PS-1 PS-2	DB1 ／ —	S	1）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
余剰抽出冷却器出口三方弁	空気作動弁	PS-2	— ／ —	B	3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
余剰抽出冷却器出口三方弁出口逆止弁	逆止弁	PS-2	— ／ —	B	3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
RCP封水戻りライン内隔離弁	電動弁	PS-2	DB2 ／ —	S	3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
　　なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2：公称値

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(5/6)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注2)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
RCP封水戻りライン外隔離弁	電動弁	PS-2	DB2／—	S	3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
RCP封水戻りライン隔離バイパス弁	逆止弁	PS-2	DB2／—	S	3）原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A,B　BAT出口弁	空気作動弁	MS-1	DB2／SA2	S	2）未臨界維持機能	—	—	—
A、Bほう酸ポンプミニフローライン逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2／—	S	2）未臨界維持機能	—	—	—
A、Bほう酸ポンプ出口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2／SA2	S	2）未臨界維持機能	—	—	—
A,B BAT循環弁	空気作動弁	MS-1	DB2／—	S	2）未臨界維持機能	—	—	—
緊急ほう酸注入弁	電動弁	MS-1	DB2／SA2	S	2）未臨界維持機能	—	—	緊急ほう酸注入弁が開弁できることを確認する。(定期事業者検査時)
緊急ほう酸注入ライン逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2／SA2	S	2）未臨界維持機能	—	—	—
CHP入口RWST充てんライン逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2／SA2	S	2）未臨界維持機能	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
　　なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2：公称値

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(6/6)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注2)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
配管・継手(RCPB)	—	MS-1 PS-1 PS-2	DB1 ／ SA2 (一部SAクラス対象外)	S	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 2) 未臨界維持機能 3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	(1)原子炉格納容器サンプ水位計又は凝縮液量測定装置によって測定される漏えい率のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいでないことが確認されていない漏えい率(以下「未確認の漏えい率」という。)が0.23m^3/h以下であること (2)原子炉格納容器サンプ水位計又は凝縮液量測定装置によって測定される漏えい率のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいでないことは確認されているが1次冷却系からの漏えいでないことが確認されていない漏えい率(以下「原子炉冷却材圧力バウンダリ以外からの漏えい率」という。)が2.3m^3/h以下であること
配管・継手(充てん系、ほう酸移送系、抽出系)	—	PS-1 PS-2	DB2 ／ SA2 (一部SAクラス対象外)	S B	2) 未臨界維持機能 3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
配管・継手(RCPB、充てん系、ほう酸移送系、抽出系以外の安全機能に係る範囲)	—	PS-2	DB3 ／ —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—

注1:機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2:公称値

設計基準文書　系統編

原子炉補機冷却水系統

玄海原子力発電所　３号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）系統編のうち、玄海３号機の原子炉補機冷却水系統について記載するものであり、設計要件（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準及び許認可申請図書等に準拠して記載する。

1.2. 系統の概要

原子炉補機冷却水系統は、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水サージタンク、配管、弁等で構成され、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、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原子炉補機に冷却水を供給し、それぞれの冷却器を冷却する機能と、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ことにより最終的な熱の逃がし場である海に輸送する機能を有する系統である。

原子炉補機冷却水系統の安全機能を期待する設計基準事故は 2.2.1 に示される。

原子炉補機冷却水系統は、安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「安全上特に重要な関連機能（MS-1）」及び「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能（MS-1）」を有するため、多重性を持たせた設計としている。具体的には、原子炉補機冷却水ポンプは、A トレン、B トレンにそれぞれ 2 台ずつ設置され、設計基準事故時に要求される冷却水流量を片トレンのみで供給可能な容量を有している。

また、原子炉補機冷却水系統は耐震 S クラスで設計される。

原子炉補機冷却水ポンプの電動機は、各トレンで独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により給電する設計としている。

1.3.　章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1　各章における記載事項

章番号	章題	記載事項
1	概要	
1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。
1.2	系統の概要	当該系統の主たる機能、安全重要度及び構成について概略記載する。
1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。
2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。
3.1	系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。

2.　設計要件

2.1.　準拠すべき設置許可基準規則等

原子炉補機冷却水系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条　定義
- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設
- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第二十二条　最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備
- 第二十三条　計測制御系統施設
- 第二十四条　安全保護回路
- 第三十二条　原子炉格納施設
- 第三十三条　保安電源設備

[技術基準規則]

- 第十七条　材料及び構造
- 第十八条　使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十条　安全弁等
- 第二十一条　耐圧試験等
- 第四十八条　準用

2.2.　系統の設計要件

2.1 で示した原子炉補機冷却水系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに原子炉補機冷却水系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十三条については、原子炉補機冷却水系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1）

- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第二十二条　最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備
- 第三十二条　原子炉格納施設

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

原子炉補機冷却水系統には、以下の安全機能が要求される。[1]

○　安全上特に重要な関連機能
○　事故時のプラント状態の把握機能（直接関連系）

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定めることに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行うことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 に示す原子炉補機冷却水系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

1）安全上特に重要な関連機能

原子炉補機冷却水系統は、炉心冷却機能や原子炉停止後の除熱機能等の達成に必要な冷却水を補機に供給できなければならない。設計基準事象の再循環モードにおいて原子炉補機冷却水系統は対処設備として期待され、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の評価における想定の範囲であることが設計要件となる。

A）原子炉補機冷却水冷却器の冷却性能

原子炉補機冷却水冷却器は、再循環モード時の冷却能力として、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価において使用されている冷却性能を確保することが設計要件となる。

B）原子炉補機冷却水ポンプの供給流量

原子炉補機冷却水ポンプは、再循環モード時に原子炉補機冷却水冷却器を通して補機冷却水を循環し、原子炉補機を冷却するため、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価において使用されている供給流量を確保することが設計要件となる。このとき、安全評価にて使用している各補機への補機冷却水供給流量は、各補機への設計流量に基づいて設定している。従って、安全評価の観点では各補機へ設計流量を通水できることが必要であり、安全性を担保するための確認項目としては各補機へ設計流量を通水できることとなる。

2）事故時のプラント状態の把握機能（直接関連系）

事故時において 1 次冷却材を採取し、放射性物質濃度等を測定・監視する機能の当該系として試料採取系があり、原子炉補機冷却水系統は直接関連系としてそのサンプル冷却の冷却機能を有しなければならない。

---

[1] 原子炉補機冷却水系統は CV バウンダリとしての放射性物質の閉じ込め機能（MS-1）を有するが、CV バウンダリに関しては、設計基準文書　系統編「原子炉格納施設」にて記載される。

表 2.2.1-1　原子炉補機冷却水系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において原子炉補機冷却水系統を考慮している設計基準事象			安全機能	
			1)	2)
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所	安全上特に重要な関連機能 ※1	事故時のプラント状態の把握機能（直接関連系）
設計基準事象	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.4.4	○	－
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.5.1	○	－

※1：本表に掲載のない安全解析事象においても、炉心冷却や原子炉停止後の除熱等に際して原子炉補機冷却水系統は対処設備として期待される。

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」を参照すると、原子炉補機冷却水系統は、『安全上特に重要な関連機能』、『放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能』を有するMS-1、『事故時のプラント状態の把握機能』を有するMS-2に分類され、設置許可基準規則による「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（第十二条2項）及び「重要安全施設」（第十二条6項）に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条2項に従い、原子炉補機冷却水系統の内、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、最も厳しい単一故障を想定しても系統機能を満足する設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条6項に従い、原子炉補機冷却水系統の内、重要安全施設に該当する範囲は原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としなければならない。

上記要求を踏まえ、原子炉補機冷却水系統は2トレン構成としており、各トレンに原子炉補機冷却水ポンプを2台、原子炉補機冷却水冷却器を1基ずつ設置している。原子炉補機冷却水ポンプは、各トレンで独立のディーゼル発電機に接続し、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている。また、原子炉補機冷却水系統の内、重要安全施設に該当する範囲は原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている。

この設計構成を維持することが、多重性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1で抽出される設置許可基準規則等の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書　一般事項編に記載される。

1）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す原子炉補機冷却水系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計としている。

2）津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して 安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、原子炉補機冷却水系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。

i） 原子炉補機冷却水系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設、及び耐震 S クラスの施設が該当する。

3）外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

原子炉補機冷却水系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 原子炉補機冷却水系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) これら原子炉補機冷却水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 原子炉補機冷却水系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) これら原子炉補機冷却水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 原子炉補機冷却水系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) 原子炉補機冷却水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4）火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

原子炉補機冷却水系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準が定める火災防護対策を講じた設計としている。

5）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

原子炉補機冷却水系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。

6）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

7）飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により原子炉補機冷却水系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、１次冷却材、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、ＴＧカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

8）材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０） 安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。

１１） 耐圧試験等

クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１２） 準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

原子炉補機冷却水系統は、設計基準対処施設に該当するため「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」に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3.　設備の仕様及び安全機能

3.1.　系統構成設備

原子炉補機冷却水系統を構成する設備の仕様及び安全機能について表 3.1-1 に示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(1/4)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
A、B、C、D　原子炉補機冷却水ポンプ	容量：1,730m^3/h(注2) 揚程：55m(注2)	MS-1	DB3 ／ SA2 (3A-CCWP, 3B-CCWP) － (3C-CCWP 3D-CCWP)	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	容量：約1,700(m^3/h)／台 揚程：約55m	―	模擬信号により起動することを確認する。(定期事業者検査時)
A、B　原子炉補機冷却水冷却器	容量(設計熱交換量)：1.92×10^{4}kW(注2) 伝熱面積：参考資料に示す。	MS-1	DB3 ／ SA2 (3A-CCWC) － (3B-CCWC)	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)原子炉補機冷却水冷却器の冷却性能	伝熱容量：約19.2MW(1基当たり)	参考資料に示す。	―
C　CCW戻り母管止弁	電動弁	MS-1	DB3 ／ －	C	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	―	―	―
A、B、C、D　CCWP出口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3 ／ SA2 (052A, 052B) － (052C, 052D)	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	―	―	―
C　CCW供給母管止弁	電動弁	MS-1	DB3 ／ －	C	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	―	―	―
A、B、C、D　CCWP出口弁	電動弁	MS-1	DB3 ／ SA2(063A, 063B) －(063C, 063D)	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	―	―	―
A、B、C、D　CCWPモータCCW出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 ／ SA2(103A, 103B) －(103C, 103D)	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	―	―	―

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
　　なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2：公称値

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(2/4)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
A、B　RHR冷却器CCW第一出口弁	流量調整弁（手動弁）	MS-1	DB3 ／ －	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B　RHR冷却器CCW第二出口弁	電動弁	MS-1	DB3 ／ －	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B　SIPモータCCW出口弁	流量調整弁（手動弁）	MS-1	DB3 ／ － (118A) SA2 (118B)	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B　SIP油冷却器CCW出口弁	流量調整弁（手動弁）	MS-1	DB3 ／ － (119A) SA2 (119B)	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B　SIP　CCW出口弁	流量調整弁（手動弁）	MS-1	DB3 ／ － (120A) SA2 (120B)	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B　RHRPモータCCW出口弁	流量調整弁（手動弁）	MS-1	DB3 ／ －	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B　RHRP　CCW出口弁	流量調整弁（手動弁）	MS-1	DB3 ／ －	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B　SFP冷却器CCW第一出口弁	流量調整弁（手動弁）	PS-3	DB3 ／ －	S	安全解析使用値を満足するためには、再循環運転時のラインナップにおいて所定の流量（設計流量）を確保する必要がある。したがって、本弁は重要度分類クラス1、2ではないが分配試験結果での弁開度管理が必要であるためリストに挙げている。	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
　　なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2：公称値

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(3/4)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
A、B　SFP冷却器CCW第二出口弁	電動弁	MS-1	DB3 ／ －	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
封水冷却器CCW出口弁	流量調整弁 （手動弁）	PS-3	DB3 ／ －	S	安全解析使用値を満足するためには、再循環運転時のラインナップにおいて所定の流量（設計流量）を確保する必要がある。したがって、本弁は重要度分類クラス1、2ではないが分配試験結果での弁開度管理が必要であるためリストに挙げている。	—	—	—
A、B　C／Vスプレイ冷却器CCW第一出口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ －	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B　C／Vスプレイ冷却器CCW第二出口弁	電動弁	MS-1	DB3 ／ －	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B　C／Vスプレイポンプモータ CCW出口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ －	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B　C／Vスプレイポンプ CCW出口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ －	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B制御用空気圧縮装置CCW出口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ －	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B、C　CHP油冷却器CCW入口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ － (224A, 224C) SA-2 (224B)	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B、C　CHP封水冷却器CCW入口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ －(226A, 226C) SA-2 (226B)	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
　　なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2：公称値

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(4/4)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
A、B、C　CHPモータCCW入口弁	流量調整弁（手動弁）	MS-1	DB3／-(229A, 229C) SA-2 (229B)	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
Aサンプル冷却器CCW出口弁	流量調整弁（手動弁）	MS-3	DB3／-	S	安全解析使用値を満足するためには、再循環運転時のラインナップにおいて所定の流量(設計流量)を確保する必要がある。したがって、本弁は重要度分類クラス1、2ではないが分配試験結果での弁開度管理が必要であるためリストに挙げている。	—	—	—
Bサンプル冷却器CCW出口弁	流量調整弁（手動弁）	MS-2	DB3／-	S	安全解析使用値を満足するためには、再循環運転時のラインナップにおいて所定の流量(設計流量)を確保する必要がある。したがって、本弁は分配試験結果での弁開度管理が必要であるためリストに挙げている。	—	—	—
C／V雰囲気ガスサンプル冷却器3号CCW戻りライン第一止弁	流量調整弁（手動弁）	MS-3	DB3／SA-2	S	安全解析使用値を満足するためには、再循環運転時のラインナップにおいて所定の流量(設計流量)を確保する必要がある。したがって、本弁は重要度分類クラス1、2ではないが分配試験結果での弁開度管理が必要であるためリストに挙げている。	—	—	—
RCP，余剰抽出冷却器CCW入口ライン止弁	電動弁	MS-1	DB3／-	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
RCP，余剰抽出冷却器CCW入口ライン外隔離弁	電動弁	MS-1	DB2／-	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
RCP，余剰抽出冷却器CCW出口ライン外隔離弁	電動弁	MS-1	DB2／-	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
原子炉補機冷却水サージタンク	—	MS-1	DB3／SA2	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
配管・継手	—	MS-1 MS-2 MS-3 PS-3	DB3／SA2 (一部 -)	S (一部C)	1)安全上特に重要な関連機能 B)原子炉補機冷却水ポンプの供給流量 2)事故時のプラント状態の把握機能(直接関連系)	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
　　なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2：公称値

設計基準文書　系統編

原子炉補機冷却海水系統

玄海原子力発電所　３号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）系統編のうち、玄海３号機の原子炉補機冷却海水系統について記載するものであり、設計要件（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準及び許認可申請図書等に準拠して記載する。

1.2. 系統の概要

原子炉補機冷却海水系統は、海水ポンプ、配管、弁等で構成され、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、原子炉補機冷却水冷却器、空調用冷凍機及びディーゼル発電機へ冷却海水を供給し、冷却器、冷凍機を冷却する機能と、ディーゼル発電機から発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海に熱を放出する機能を有する系統である。

原子炉補機冷却海水系統に期待する設計基準事故は 2.2.1 に示される。

原子炉補機冷却海水系統は、安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「安全上特に重要な関連機能（MS-1）」を有するため、多重性を持たせた設計としている。具体的には海水供給母管は独立 2 系統構成としており、取水ピットに設置された 4 台の海水ポンプの内、最低限 2 台の海水ポンプの運転によって、安全上必要な補機への海水供給が可能である。また、原子炉補機冷却海水系統は耐震 S クラスで設計される。

海水ポンプの電動機は、各トレンで独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により給電する設計としている。

1.3.　章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1　各章における記載事項

章番号	章題	記載事項
1	概要	
1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。
1.2	系統の概要	当該系統の主たる機能、安全重要度及び構成について概略記載する。
1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。
2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。
3.1	系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。

2.　設計要件

2.1.　準拠すべき設置許可基準規則等

原子炉補機冷却海水系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条　定義
- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設
- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第二十二条　最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備
- 第二十三条　計測制御系統施設
- 第二十四条　安全保護回路
- 第三十三条　保安電源設備

[技術基準規則]

- 第十七条　材料及び構造
- 第十八条　使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十条　安全弁等
- 第二十一条　耐圧試験等
- 第四十八条　準用

2.2.　系統の設計要件

2.1 で示した原子炉補機冷却海水系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに原子炉補機冷却海水系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十三条については、原子炉補機冷却海水系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1）

- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第二十二条　最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

原子炉補機冷却海水系統には、以下の安全機能が要求される。

○　安全上特に重要な関連機能

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定めることに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行うことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 に示す原子炉補機冷却海水系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

1）安全上特に重要な関連機能

原子炉補機冷却海水系統は、炉心冷却機能や原子炉停止後の除熱機能等の達成に必要な原子炉補機冷却水冷却器へ冷却海水を供給できなければならない。設計基準事象の再循環モードにおいて原子炉補機冷却海水系統は対処設備として期待される。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）海水ポンプの供給流量

海水ポンプは、再循環モード時に安全上必要な補機への海水供給流量として、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価において使用されている供給流量を確保することが設計要件となる。

表 2.2.1-1　原子炉補機冷却海水系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において原子炉補機冷却海水系統を考慮している設計基準事象			安全機能
			1）
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所	安全上特に重要な関連機能 ※1
設計基準事象	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.4.4	○
	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.5.1	○

※1：本表に掲載のない安全解析事象においても、炉心冷却や原子炉停止後の除熱等に際して原子炉補機冷却海水系統は対処設備として期待される。

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」を参照すると、原子炉補機冷却海水系統は、『安全上特に重要な関連機能』を有する MS-1 に分類され、設置許可基準規則による「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（第十二条 2 項）及び「重要安全施設」（第十二条 6 項）に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条 2 項に従い、原子炉補機冷却海水系統の内、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、最も厳しい単一故障を想定しても系統機能を満足する設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条 6 項に従い、原子炉補機冷却海水系統の内、重要安全施設に該当する範囲は原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としなければならない。

上記要求を踏まえ、原子炉補機冷却海水系統は 2 トレン構成としており、取水ピットに設置された 4 台の海水ポンプが接続されている。海水ポンプは、各トレンで独立のディーゼル発電機に接続し、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている。また、原子炉補機冷却海水系統は、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている。

この設計構成を維持することが、多重性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1 で抽出される設置許可基準規則等の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1 以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書　一般事項編に記載される。

1）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却海水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す原子炉補機冷却海水系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計としている。

2）津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却海水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、原子炉補機冷却海水系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。

i）原子炉補機冷却海水系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設、及び耐震 S クラスの施設が該当する。

3）外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却海水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

原子炉補機冷却海水系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 原子炉補機冷却海水系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) これら原子炉補機冷却海水系統の防護対象施設のうち、屋内の施設は、これらを内包する建屋により防護する設計としている。屋外の施設は、竜巻飛来物防護対策設備により防護する設計としている。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 原子炉補機冷却海水系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) これら原子炉補機冷却海水系統の防護対象施設のうち、屋内の施設は、これらを内包する建屋により防護する設計としている。屋外の施設は、想定される火山事象により安全機能を損なうことのない設計としている。なお、配管については、積灰しない構造として取り扱う。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 原子炉補機冷却海水系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) 原子炉補機冷却海水系統の防護対象施設のうち、屋内の施設は、これらを内包する建屋により防護する設計としている。屋外の施設は、想定される外部火災により安全機能を損なうことのない設計としている。外部火災による二次的影響（ばい煙）については、適切な防護対策を講じることで防護対象施設の安全機能を損なわない設計としている。

4）火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却海水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

原子炉補機冷却海水系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準が定める火災防護対策を講じた設計としている。

5）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却海水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

原子炉補機冷却海水系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。

6）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却海水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

7）飛散物による損傷の防止

①　設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却海水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②　設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により原子炉補機冷却海水系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、１次冷却材管、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、ＴＧカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

8）材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０）安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。

１１）耐圧試験等

クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１２）準用

① 原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

原子炉補機冷却海水系統は、設計基準対処施設に該当するため「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」に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3.　設備の仕様及び安全機能

3.1.　系統構成設備

原子炉補機冷却海水系統を構成する設備の仕様及び安全機能について表 3.1-1 に示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(1/2)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
A, B, C, D海水ポンプ	容量:2,600m3/h(注2) 揚程:49m(注2)	MS-1	DB2 ／ SA2 (A,Bのみ)	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)海水ポンプの供給流量	容量:約2,600m^3/h(1台当たり) 揚程:約49m	参考資料に示す。	模擬信号により起動することを確認する。(定期事業者検査時)
A, B, C, D 海水ポンプ非常用軸受冷却水逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3 ／ －	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)海水ポンプの供給流量	—	—	—
A, B, C, D SWP出口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3 ／ SA2 (A,Bのみ)	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)海水ポンプの供給流量	—	—	—
A, Bディーゼル発電機海水入口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 ／ －	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)海水ポンプの供給流量	—	—	—
A, Bディーゼル発電機海水出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-3	DB3 ／ －	S	安全解析使用値を満足するためには、事故時のラインナップにおいて所定の流量(設計流量)を確保する必要がある。したがって、本弁は重要度分類クラス1、2ではないが分配試験結果での弁開度管理が必要であるためリストに挙げている。	—	—	—
AB, CD空調用冷凍機海水第一入口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 ／ －	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)海水ポンプの供給流量	—	—	—
A, B, C, D空調用冷凍機海水第二入口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 ／ －	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)海水ポンプの供給流量	—	—	—
A, B, C, D空調用冷凍機海水第一出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-3	DB3 ／ －	S	安全解析使用値を満足するためには、事故時のラインナップにおいて所定の流量(設計流量)を確保する必要がある。したがって、本弁は重要度分類クラス1、2ではないが分配試験結果での弁開度管理が必要であるためリストに挙げている。	—	—	—
AB, CD空調用冷凍機海水第二出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-3	DB3 ／ －	S	安全解析使用値を満足するためには、事故時のラインナップにおいて所定の流量(設計流量)を確保する必要がある。したがって、本弁は重要度分類クラス1、2ではないが分配試験結果での弁開度管理が必要であるためリストに挙げている。	—	—	—

注1:機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2:公称値

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(2/2)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
A, B CCW冷却器海水入口弁	流量調整弁(手動弁)	MS-1	DB3／SA2(Aのみ)	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)海水ポンプの供給流量	—	—	—
A, B CCW冷却器海水第一出口弁	流量調整弁(手動弁)	MS-3	DB3／SA2(A,B)	S	安全解析使用値を満足するためには、事故時のラインナップにおいて所定の流量(設計流量)を確保する必要がある。したがって、本弁は重要度分類クラス1、2ではないが分配試験結果での弁開度管理が必要であるためリストに挙げている。	—	—	—
A, B CCW冷却器海水第二出口止弁	電動弁	MS-1	DB3／SA2(A,B)	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)海水ポンプの供給流量	—	—	—
海水供給母管連絡弁A, B	電動弁	MS-1	DB3／-	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)海水ポンプの供給流量	—	—	—
A, B, C, D SWP軸受冷却水ライン逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3／—	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)海水ポンプの供給流量	—	—	—
A, B, C, D SWP軸受冷却水ストレーナ出口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3／—	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)海水ポンプの供給流量	—	—	—
A, B, C, D SWP軸受冷却水絞り弁	流量調整弁(手動弁)	MS-1	DB3／-	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)海水ポンプの供給流量	—	—	—
A, B, C, D SWP軸受冷却水入口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3／—	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)海水ポンプの供給流量	—	—	—
配管・継手(安全機能に関わる範囲)	—	MS-1 MS-3	DB3／SA2	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)海水ポンプの供給流量	—	—	—

注1:機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2:公称値

設計基準文書　系統編

補助給水系統

玄海原子力発電所　３号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）系統編のうち、玄海 3 号機の補助給水系統について記載するものであり、設計要求（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準及び許認可申請図書等に準拠して記載する。

1.2. 系統の概要

補助給水系統は、補助給水ポンプ、復水タンク、配管、弁等で構成され、設計基準事故である、主給水流量喪失、主給水管破断時等、通常の給水機能が喪失した場合でも、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他残留熱を除去すべく、復水タンクを水源として、主給水隔離弁下流の主給水ラインに接続されている補助給水配管を介して、補助給水ポンプによって蒸気発生器に必要な量を給水する機能を有する系統である。

補助給水系統は安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「原子炉停止後の除熱機能（MS-1）」及び「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽及び放出低減機能（MS-1）」を有するため、多重性を持たせた設計とするとともに、全交流動力電源喪失事象も想定し多様性を確保した系統構成としている。具体的には、補助給水ポンプは、電動補助給水ポンプ 2 台、タービン動補助給水ポンプ 1 台を設けることで、動的機能に対する多重性及び多様性を確保している。また、補助給水系統は耐震 S クラスで設計される。

電動補助給水ポンプの電動機は、各々独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により給電する設計としている。また、タービン動補助給水ポンプの運転に必要な弁等は、蓄電池を電源としており、全交流動力電源喪失時においても中央制御室から操作及び監視を行うことができる。

1.3.　章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1　各章における記載事項

章番号	章題	記載事項
1	概要	
1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。
1.2	系統の概要	当該系統の主たる機能、安全重要度及び構成について概略記載する。
1.3	章構成と記載事項	本表の2章以降の記載に倣い、当該DBDについて記載内容の大筋を記載する。
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。
2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能ごとにそれに関する設計要件を記載する。
2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。
3.1	系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。

2.　設計要件

2.1.　準拠すべき設置許可基準規則等

補助給水系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条　定義
- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設
- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の拡大防止
- 第十四条　全交流動力電源喪失対策設備
- 第二十一条　残留熱を除熱することができる設備
- 第二十三条　計測制御系統施設
- 第二十四条　安全保護回路
- 第三十二条　原子炉格納施設
- 第三十二条　原子炉格納施設
- 第三十三条　保安電源設備

[技術基準規則]

- 第十七条　材料及び構造
- 第十八条　使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十一条　耐圧試験等
- 第四十八条　準用

2.2.　系統の設計要件

2.1 で示した補助給水系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに補助給水系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十三条については、補助給水系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統及び非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1 章）

- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の拡大防止
- 第十四条　全交流動力電源喪失対策設備
- 第二十一条　残留熱を除熱することができる設備

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2 章）

- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設

2.2.1.　安全機能に関する設計要件

補助給水系統には、以下の安全機能が要求される。[1]

○　原子炉停止後の除熱機能

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定めることに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行うことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 に示す補助給水系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

1）原子炉停止後の除熱機能

補助給水系統は、原子炉停止後の崩壊熱他の残留熱を除去し、１次冷却材の温度を下げる機能を有さなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

また、補助給水系統は設計基準事象の事象収束後の低温停止移行動作においても期待される。

A)　蒸気発生器への補助給水供給流量

補助給水系統は、起動信号を受けて C 項に示す所定の時間以内に蒸気発生器への最小要求流量を供給できなければならない。一方で、補助給水系統は１次系の除熱能力が過大とならないように過剰な供給流量が流れないようにもしなければならない。

最小要求流量は、表 2.2.1-2 に示す補助給水系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値である。表 2.2.1-2 に示すように、給水対象となる蒸気発生器と動作を期待している補助給水ポンプ台数は対象事象により異なることから、補助給水流量はこれら所定の組み合わせに対する解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

また、１次系の除熱能力が過大とならないために補助給水流量は、表 2.2.1-3 に示す補助給水系統による流量を過大とした条件で評価している設計基準事象で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

[1]補助給水系統は CV バウンダリとしての放射性物質の閉じ込め機能（MS-1）を有するが、CV バウンダリに関しては、設計基準文書　系統編「原子炉格納施設」にて記載される。

B)　蒸気発生器への補助給水供給水温

補助給水系統からの供給水の水温は、補助給水系統を考慮する設計基準事象の安全評価において１次系の除熱能力を小さくする目的で高めの供給水温を基本的に使用している。（ただし、１次系の除熱能力が小さい方が解析結果を楽にする過冷却事象に対する安全解析では、１次系の除熱能力を小さくしないよう、供給水温には標準的な値を使用している。）

しかしながら、供給水温の違いによる比エンタルピ差は蒸発潜熱に対して十分小さく、１次系の除熱は蒸気発生器での蒸発潜熱が支配的であることから、供給水温の安全上の影響は小さい。このことから、補助給水供給水温は設計要件として挙げられるものの、安全性を担保するための管理項目とする必要はない。

C)　蒸気発生器への補助給水供給開始時間

補助給水系統の機能を期待する設計基準事象の安全評価では、起動信号の設定値到達からポンプ定速達成までの時間[2] 経過以降に補助給水ポンプによる給水開始を想定しており、この解析での想定時間内に補助給水を供給開始できるようにすることが安全性を担保するための設計要件となる。

また、安全評価においてはB項にある水温の補助給水が蒸気発生器に供給されるまでの輸送遅れを系統内体積として考慮しており、系統内体積はこの解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

D)　補助給水系統に対する必要最小保有水量

設計基準対象施設として使用する復水タンクの容量は、次の２点を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

- 主給水管破断時において、補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水機能が要求される原子炉停止後から余熱除去設備による冷却を開始するまでの期間、１次冷却系の熱量を除去するために必要な水量。
- 主給水管破断時において、すべての補助給水ポンプ（電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台）が起動した状態で、運転員が異常を検知してから破断側蒸気発生器への補助給水を停止するまでの10分間に破断口から流出する水量を確保した水量。

[2] この遅れ時間には信号遅れやタイマー、ポンプ定速達成時間、外部電源喪失時のDG起動遅れ及びシーケンスタイム等が考慮されている。

E)　補助給水の隔離機能

補助給水系統の機能を期待する設計基準事象のうち２次系配管破断や蒸気発生器伝熱管破損時においては、健全な蒸気発生器に給水を継続しつつ、所定の時間内に破損した蒸気発生器への給水を運転員が停止する操作を行うことを想定していることから、補助給水系統は、解析で想定している所定の時間内に破損した蒸気発生器への給水を停止できる隔離機能を有することが安全性を担保するための設計要件となる。

F)　補助給水の流量調整機能

補助給水によって１次系を除熱している間、蒸気発生器の満水を防止すべく、補助給水系統は蒸気発生器水位を所定の水位に維持するための給水流量の調整機能を有することが安全性を担保するための設計要件となる。

なお、本機能は設計基準事象の解析では直接取り扱わないものの、事故収束後の高温停止維持及び低温停止移行に際して期待される。

表 2.2.1-1　補助給水系統に係る安全解析事象と安全機能の関係※1

解析において補助給水系統が動作している設計基準事象			安全機能
			1)
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所	原子炉停止後の除熱をする機能
設計基準事象	主給水流量喪失	添付書類十　2.3.4	○
	２次冷却系の異常な減圧	添付書類十　2.3.6	(※1)
	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.2.1	○
	主給水管破断	添付書類十　3.2.4	○
	主蒸気管破断	添付書類十　3.2.5	(※1)
	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十　3.4.2	○

※1：当該事象に対して補助給水系統の動作は結果を厳しくする方向に働くものであり、「原子炉停止後の除熱をする機能」としては期待していないが、安全解析上は動作することを想定している。

表 2.2.1-2　安全解析で想定している補助給水の給水対象とポンプ台数

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
4 基の蒸気発生器へ電動補助給水ポンプ 1 台で給水	・　主給水流量喪失（添付書類十　2.3.4） ・　原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.2.1）
3 基の蒸気発生器へ電動補助給水ポンプ 2 台で給水	・　主給水管破断（添付書類十　3.2.4） ・　蒸気発生器伝熱管破損（添付書類十　3.4.2）

表 2.2.1-3　過大な補助給水流量を使用している安全解析事象

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
補助給水系統による流量を過大とした条件で評価	・　２次冷却系の異常な減圧（添付書類十　2.3.6） ・　主蒸気管破断（添付書類十　3.2.5）

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」を参照すると、補助給水系統は『原子炉停止後の除熱機能』及び『放射性物質の閉じ込め機能』を有するMS-1に分類され、設置許可基準規則による「重要安全施設」に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条2項に従い、最も厳しい単一故障を想定しても系統機能を満足する設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条6項に従い、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としなければならない。

上記要求を踏まえ、補助給水系統については、2台の電動補助給水ポンプと1台のタービン動補助給水ポンプで構成し、電動補助給水ポンプは、それぞれ独立のディーゼル発電機に接続し、またタービン動補助給水ポンプは、4基の蒸気発生器のうち2基の蒸気ラインから取出した駆動蒸気を駆動源としており、主給水管破断時等に際し、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性又は多様性及び独立性を有する設計としている。また、補助給水系統は、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている。

この設計構成を維持することが、多重性／多様性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1で抽出される設置許可基準規則等の要求のうち、2.2.1章、2.2.2.1章以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書　一般事項編に記載される。

1）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

補助給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す補助給水系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計としている。

2）津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

補助給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して 安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、補助給水系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。

i） 補助給水系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設、及び耐震 S クラスの施設が該当する。

3）外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

補助給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条に従い、想定される自然事象（地震及び津波を除く）によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃の起因自然事象として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

補助給水系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 補助給水系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1に属する施設が該当する。

ii) これら補助給水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

iii) 補助給水系統の防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある屋外の施設は、防護対象施設の安全機能を損なうことが無いことを確認している。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 補助給水系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1に属する施設が該当する。

ii) これら補助給水系統の防護対象施設のうち屋内の施設は、これらを内包する建屋により想定される火山事象から防護する設計としている。屋外の施設は、想定される火山事象により安全機能を損なうことのない設計としている。なお、配管については、積灰しない構造として取り扱う。

屋外に開口し降下火砕物を含む空気の流路となる防護対象施設を選定し、降下火砕物に対して、補助給水系統の火山防護に関する安全機能が維持できることを確認している。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 補助給水系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1に属する施設が該当する。

ii) 補助給水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4）火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

補助給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

補助給水系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準が定める火災防護対策を講じた設計としている。

5）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

補助給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

補助給水系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。

6）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

補助給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

7）飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

補助給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する1次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じる恐れのある配管のむち打ち、流出流体のジェットカ等により補助給水系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TGカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。系統の多重性、配置等の関連により評価対象外となる。

8）材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）並びに重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

９）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０）耐圧試験等

クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１１）準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

補助給水系統は、設計基準対象施設に該当するため「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」に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3.　設備の仕様及び安全機能

3.1.　系統構成設備

補助給水系統を構成する設備の仕様及び安全機能について表 3.1-1 に示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(1/3)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
タービン動補助給水ポンプ	容量: 250m^3/h(注2) 揚程: 950m(注2)	MS-1	ー／SA2	S	1)原子炉停止後の除熱をする機能 A)蒸気発生器への補助給水供給 C)蒸気発生器への補助給水供給開始時間	容量:約250m^3/h 揚程:約950m	参考資料に示す。	模擬信号により起動することを確認する。(定期事業者検査時) (テストラインにおいて) 揚程:参考資料に示す。 容量:参考資料に示す。 (定期事業者検査時)
A, B電動補助給水ポンプ	容量: 140m^3/h(注2) 揚程: 950m(注2)	MS-1	ー／SA2	S	1)原子炉停止後の除熱をする機能 A)蒸気発生器への補助給水供給 C)蒸気発生器への補助給水供給開始時間	容量:約140m^3/h(1台当たり) 揚程:約950m	参考資料に示す。	模擬信号により起動することを確認する。(定期事業者検査時) (テストラインにおいて) 揚程:参考資料に示す。 容量:参考資料に示す。 (定期事業者検査時)
3号T/D AFWP駆動蒸気入口弁 A, B	電動弁	MS-1	ー／SA2	S	1)原子炉停止後の除熱をする機能 A)蒸気発生器への補助給水供給 C)蒸気発生器への補助給水供給開始時間 (注3) 1)-C)の確認は、タービン動補助給水ポンプの全速時間の確認により行う。	—	—	—

注1:機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等の破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2:公称値

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(2/3)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
3A　M/D AFWP出口流量設定弁A, B 3B　M/D AFWP出口流量設定弁C, D	電動弁	MS-1	ー／SA2	S	1)原子炉停止後の除熱をする機能 A)蒸気発生器への補助給水供給 F)補助給水の流量調整機能	—	—	—
3A, 3B, 3C, 3D T/D AFWP出口流量設定弁	空気作動弁	MS-1	—／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給 F) 補助給水の流量調整機能	—	—	—
3A, 3B, 3C, 3D補助給水隔離弁	電動弁	MS-1	DB2／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水機能 E) 補助給水の隔離機能	—	—	—
3A, 3B M/D AFWP復水タンク側逆止弁	逆止弁	MS-1	—／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
3号T/D　AFWP復水タンク側逆止弁	逆止弁	MS-1	ー／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
3A, 3B M/D AFWP出口逆止弁	逆止弁	MS-1	ー／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
3A, 3B M/D AFWPミニフローライン逆止弁	逆止弁	MS-1	ー／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 a) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
3号T/D AFWPミニフローライン逆止弁	逆止弁	MS-1	ー／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 a) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等の破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
　　なお、「ー」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2：公称値

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能(3/3)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)(注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
3A M/D AFWP出口流量設定後逆止弁A, B 3B M/D AFWP出口流量設定後逆止弁C, D	逆止弁	MS-1	－／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
3号T/D AFWP出口流量設定後逆止弁A, B, C, D	逆止弁	MS-1	－／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
3A, 3B, 3C, 3D補助給水逆止弁	逆止弁	MS-1	－／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
3号復水タンクM/D AFWP側止弁	電動弁	MS-1	－／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
3号復水タンクT/D AFWP側止弁	電動弁	MS-1	－／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
復水タンク	容量：約1,200m^3(注2)	MS-1	－／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 D) 補助給水系統に対する必要最小保有水量	容量：約1,200m^3	参考資料に示す。	有効水量：970m^3以上（モード1～4のときの運転上の制限）
T/D AFWP駆動蒸気逆止弁A, B	逆止弁	MS-1	DB2／SA2	S	1）原子炉停止後の除熱をする機能 A）蒸気発生器への補助給水供給 C）蒸気発生器への補助給水供給開始時間	—	—	—
配管・継手（CVバウンダリ内）	—	MS-1	DB2／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給 C) 蒸気発生器への補助給水供給開始時間	—	—	—
配管・継手（CVバウンダリ外）	—	MS-1	－／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給 C) 蒸気発生器への補助給水供給開始時間	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等の破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
　　なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。
注2：公称値

設計基準文書　系統編

原子炉及び炉心

玄海原子力発電所　３号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）のうち、玄海３号機の原子炉及び炉心について記載するものであり、設計要件（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準及び許認可申請図書等に準拠して記載する。

1.2. 原子炉及び炉心の概要

本書で記載する原子炉及び炉心とは、燃料、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置、核設計、熱水力設計から構成される。

1.2.1. 機械設計（燃料・炉内構造物・制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置）

1.2.1.1. 燃料

燃料集合体は多数の二酸化ウラン焼結ペレット、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレット又はウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットをジルカロイー４で被覆した燃料棒、制御棒案内シンブル、炉内計装用案内シンブル、支持格子、上部ノズル、下部ノズル等で構成する。燃料棒の配列は 17×17 であり、そのうち 264 本が燃料棒、24 本が制御棒案内シンブル、残り 1 本が計装用案内シンブルである。制御棒案内シンブルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源又はシンブルプラグの挿入に使用する。

燃料集合体は安全重要度上、特に重要度の高い安全機能である「炉心形状の維持機能」（PS-1）、燃料集合体の制御棒案内シンブルは原子炉停止系の制御棒による系とあいまって「原子炉の緊急停止機能」（MS-1）を有する。

1.2.1.2.　炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置

炉内構造物は、大別して上部炉心構造物と下部炉心構造物から構成され、燃料集合体の支持・位置決め、制御棒クラスタの位置決め、1 次冷却材の流路確保の機能を果たす。1 次冷却材は、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器内に入り、炉心槽と原子炉容器間の円環部を下方に流れ、下部プレナムで上向き流となり、ほぼ均一流量分布で炉心下部に入り、炉心内で発生する熱エネルギを吸収して高温となり、炉心上部プレナムで混合した後、原子炉容器出口ノズルを経て蒸気発生器に至り、熱エネルギはタービンを駆動する高温高圧の蒸気の発生に用いられる。

なお、炉内構造物の安全機能を期待する設計基準事象は 2.2.1 に示される。炉内構造物のうち炉心支持構造物については、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故（以下、「重大事故等」という。）においても使用される。

炉内構造物は安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「炉心形状の維持機能」（PS-1）及び「原子炉の緊急停止機能」（MS-1）を有する。また、炉内構造物は耐震 S クラスで設計される。

制御棒クラスタは、制御棒 24 本をスパイダ継手で対称位置に配置した構造で、各制御棒は、各燃料集合体内の 24 本の制御棒案内シンブル内を上下に移動する。制御棒案内シンブルの下部は、径を小さくするとともに数個の小孔を設け、原子炉トリップ動作の終りにダッシュポット効果による緩衝作用を行わせる。制御棒は、中性子吸収材である銀・インジウム・カドミウム合金をステンレス鋼管で被覆し、両端に端栓を溶接したもので、上端はスパイダ継手により固定する。スパイダ継手と駆動軸はカップリングで連結する。制御棒には、中性子吸収材を全長にわたって配置する。

制御棒クラスタは安全重要度上、特に重要度の高い安全機能である「原子炉の緊急停止機能（制御棒による系）」及び「未臨界維持機能（制御棒による系）」（何れも MS-1）を有する。また、制御棒クラスタは耐震 S クラスで設計される。

制御棒クラスタ駆動装置は、圧力ハウジング、コイルアセンブリ、ラッチアセンブリ、駆動軸等から構成する。原子炉の反応度制限は、制御棒クラスタの操作及び 1 次冷却材のほう酸濃度調整によって行う。制御棒クラスタ駆動装置は、これらの反応度制御設備のうち、制御棒クラスタの操作を行う設備となる。設計基準事象において、原子炉トリップ信号により制御棒クラスタ駆動装置への電源が遮断されると、制御棒クラスタと結合された駆動軸を保持しているラッチアセンブリのラッチが開放することで制御棒クラスタはその自重により炉心に挿入できる。圧力ハウジングについては、スクラム機能の他に原子炉冷却材圧力バウンダリの機能も有する。

なお、制御棒クラスタ駆動装置の安全機能を期待する設計基準事象等は 2.2.1 に示される。

制御棒クラスタ駆動装置は安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能」及び「過剰反応度の印加防止機能」（何れも PS-1）、並びに「原子炉の緊急停止機能（制御棒による系）」及び「未臨界維持機能（制御棒による系）」（何れも MS-1）を有する。また、クラス 1 容器に該当する制御棒クラスタ駆動装置の圧力ハウジングは耐震 S クラスで設計される。

1.2.2. 核設計

炉心は、有効高さ対等価直径比約 1.1 の円柱形で、193 体の燃料集合体等で構成する。

燃料の濃縮度は、以下の現象による反応度変化を考慮し、所定の設備利用率及び取出し燃焼度を確保するように決定する。

a. 燃焼に伴うウラン 235 等核分裂性物質量の変化
b. 減速材の温度上昇
c. 燃料棒温度上昇
d. キセノン、サマリウム等の中性子吸収物質の蓄積
e. 中性子の漏えい

原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタ及び 1 次冷却材中のほう素濃度調整によって行う。これらの制御方式に加えて、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用して過剰反応度を抑制し、良好な出力分布が得られるように炉心内に配置する。

1.2.3. 熱水力設計

熱水力設計は、炉心、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の機能と相まって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることのない設計とする。具体的には次の基準を満たすものとする。

a. 最小限界熱流束比（以下、最小 DNBR という。）は、許容限界値以上
b. 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン、ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの溶融点未満

1.3. 章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1　各章における記載事項

章番号	章題	記載事項
1	概要	
1.1	本書の目的	当該 DBD の対象機器を明確にする。
1.2	原子炉及び炉心の概要	原子炉及び炉心の主たる機能、安全重要度、構成、核設計及び熱水力設計について概略記載する。
1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該機器の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。
2.2	原子炉及び炉心の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該機器に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する機器に関する設計要件	当該機器の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。
3.1	機器構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該機器の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

原子炉及び炉心は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条　定義
- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設
- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十五条　炉心等
- 第十七条　原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 第二十三条　計測制御系統施設
- 第二十四条　安全保護回路
- 第二十五条　反応度制御系統及び原子炉停止系統

[技術基準規則]

- 第十七条　材料及び構造
- 第十八条　使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十一条　耐圧試験等

2.2. 設計要件

2.1 で示した原子炉及び炉心が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに原子炉及び炉心の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条及び第二十五条については、制御棒クラスタ駆動装置の機能を発揮するための前提となる機能（制御）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1 章）
- 第十二条　安全施設
- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十五条　炉心等
- 第十七条　原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 第二十五条　反応度制御系統及び原子炉停止系統

② 核設計に関する要件（2.2.1 章）
- 第十二条　安全施設
- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十五条　炉心等
- 第二十五条　反応度制御系統及び原子炉停止系統

③ 熱水力設計に関する要件（2.2.1 章）
- 第十二条　安全施設
- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十五条　炉心等
- 第二十五条　反応度制御系統及び原子炉停止系統

④ 信頼性に関する設計要件（2.2.2 章）
- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

原子炉及び炉心は、1.2 で示した設備から構成されており、それぞれの設備に対し以下の安全機能が要求される。各設備の記載ではここで示す安全機能の番号を記載する。これらの安全機能は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づいており、このため重要度が規定されない重大事故等対処施設には適用しない。

１）炉心形状の維持機能
２）原子炉の緊急停止機能
３）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能
４）過剰反応度の印加防止機能
５）未臨界維持機能
６）その他の設計要件

2.2.1.1.　燃料及び制御棒クラスタの機械設計

燃料及び制御棒クラスタには、以下の安全機能が要求される。

１）　炉心形状の維持機能　　(燃料)
２）　原子炉の緊急停止機能 (燃料・制御棒クラスタ)
５）　未臨界維持機能　　(制御棒クラスタ)
６）　その他の設計要件

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定めることに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行うことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様及び安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。

以下では、上記に基づき、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載する。

１）炉心形状の維持機能

燃料の機械設計は、燃料材料、使用温度、圧力条件及び照射効果を考慮して、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の各設備とあいまって燃料の健全性を確保するため、次の設計方針を満たす設計とする。

１－１）燃料棒

燃料棒は、燃料温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、歪み及び疲労を制限することにより、その健全性を確保する。このため、燃料寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、以下の方針を満たすように燃料棒の設計を行う。

設計にあたっては、ペレットの熱膨張、スエリング及び焼きしまり、核分裂生成ガスの生成及び放出、被覆管の熱膨張、クリープ、弾性変形等の原子炉運転中に生じる諸現象を考慮する。また、^{235}U濃縮度、ガドリニア濃度、プルトニウム含有率を考慮する。

a. 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン、ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの溶融点未満となる設計とし、それぞれのペレットと被覆管との熱膨張差によって生じる応力を抑える。

b. 燃料棒内圧は、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えない設計とする。

c. 被覆管応力は、被覆材の耐力以下となる設計とする。被覆材の耐力は、使用温度及び放射線照射の効果を考慮して設定する。

d. 被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して1%以下となる設計とする。

e. 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下となる設計とする。設計疲労曲線としては、Langer and O'Donnell の曲線を使用する。

１－２）燃料集合体

燃料集合体の健全性は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することにより確保する。また、燃料集合体が他の構成部品の機能に影響を与えないようにする。このため以下の方針で燃料集合体を設計する。

a. 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、各構成要素がASME Sec.Ⅲの規格に準拠して十分な強度を有し、その機能が保持できる設計とする。

b. 輸送及び取扱い時に、ウラン燃料集合体に加わる荷重を設計上、軸方向について6G、また、横方向についても各支持格子部固定の条件で6Gと設定し、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持できる設計とする。

また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体については、ウラン燃料集合体と同様、常温の6Gの荷重に対して燃料集合体としての機能が保持できる設計とする。ただし、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料集合体は、輸送中に高温となり、強度が低下することから、輸送及び取扱い時の荷重を4G制限とし、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持できる設計とする。

２）原子炉の緊急停止機能

原子炉停止系の制御棒による系（制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（スクラム機能））では、原子炉トリップ時に制御棒クラスタが燃料集合体の制御棒案内シンブルに挿入される必要がある。このため、燃料集合体の制御棒案内シンブルは異常発生時においても制御棒クラスタが挿入可能な設計とする。

また、制御棒クラスタは制御棒クラスタ駆動装置駆動軸と一体となって、燃料集合体に挿入されなければならない。（詳細については 2.2.1.2 を参照。）さらに、制御棒クラスタは、炉心への挿入により高温状態において炉心を臨界未満にできるよう設計する。（詳細については 2.2.1.3 を参照。）

５）未臨界維持機能

制御棒クラスタは、化学体積制御設備とあいまって炉心を臨界未満に維持できるように設計する。さらに主蒸気管破断事故のように炉心が冷却されるような事故時には、非常用炉心冷却設備によるほう酸注入により炉心を臨界未満にでき、かつ事故後において臨界未満を維持できるように設計する。（詳細については 2.2.1.3 を参照。）

６）　その他の設計要件

６）－１　燃料棒曲がり

燃料棒は、燃焼に伴う湾曲が生じた場合においても、燃料棒間隙における流路形状を維持しなければならない。

2.2.1.2.　炉内構造物及び制御棒クラスタ駆動装置

炉内構造物及び制御棒クラスタ駆動装置には、以下の安全機能が要求される。

１）　炉心形状の維持機能
２）　原子炉の緊急停止機能
３）　原子炉冷却材圧力バウンダリ機能
４）　過剰反応度の印加防止機能
５）　未臨界維持機能
６）　その他の設計要件

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定めることに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行うことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様及び安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1.2-1 に示す炉内構造物及び制御棒クラスタ駆動装置を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価の想定に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

1）炉心形状の維持機能

炉内構造物のうち炉心支持構造物（炉心槽、上部炉心支持板、上部炉心支持柱、上部炉心板、下部炉心板、下部炉心支持柱及び下部炉心支持板）については、燃料集合体、すなわち炉心を支持・位置決めする機能を有しなければならない。また、これらの炉心支持構造物は、炉心形状を維持するため、原子炉容器内及び炉心内の１次冷却材を適切に案内・流配する機能を有しなければならない。

2）原子炉の緊急停止機能

制御棒クラスタ駆動装置は、原子炉トリップ時に電源喪失により制御棒クラスタ（制御棒クラスタと結合されており一体で落下する駆動軸）の切離しを行い、その自重により制御棒クラスタを炉心に挿入する機能を有しなければならない。また、制御棒クラスタと一体で落下する駆動軸の挿入経路を構成する炉内構造物の制御棒クラスタ案内管及び制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングは、制御棒クラスタ挿入時の挿入経路を維持する機能を有しなければならない。

A）制御棒挿入時間

設計基準事象の安全評価のうち、表 2.2.1.2-1 に示す原子炉の緊急停止機能を期待する事象では、原子炉トリップ信号による制御棒落下を想定している。これら解析での想定時間内に所定の挿入位置まで制御棒クラスタが挿入されることが安全性を担保するための設計要件となる。

3）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングは、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能を有しなければならない。

4）過剰反応度の印加防止機能

制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングは、その破損による制御棒飛び出し事故時の過剰反応度の印加を防止する機能を有しなければならない。

5）未臨界維持機能

制御棒クラスタ駆動装置は、原子炉停止時に制御棒が挿入不能とならず、制御棒を挿入状態に維持する機能を有しなければならない。

表 2.2.1.2-1 に示す本機能を考慮している設計基準事象では、制御棒クラスタの全挿入状態（但し、１本は全引き抜き位置で固着）を解析上の条件として想定しており、また、制御棒クラスタ駆動装置は制御電流の供給が無い状態では解放した状態を維持するため、制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングが健全であれば良いことになる。

したがって、未臨界維持機能を達成するための制御棒クラスタ駆動装置の設計要件としては、制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングが、その破損による制御棒飛出し事故のような事象を生じず、制御棒クラスタが炉心に挿入された状態を阻害しないこととなる。

６）その他の設計要件

１）～５）に示される安全機能に該当はしないが、安全解析の想定を超えないために重要な評価条件、及び、その評価条件を担保するために必要な設計要件を記載する。

６－２）最大制御棒駆動速度

制御棒クラスタバンクが連続的に引き抜かれる際に過度の反応度添加率とならないように、制御棒クラスタの引き抜き最大速度は制限されなければならない。表 2.2.1.2-1 に示される制御棒クラスタ駆動装置による制御棒クラスタの動作が生じる事象の解析で想定している制御棒駆動速度を下回ることが、安全性を担保するための設計要件となる。

しかしながら、最大制御棒駆動速度は、計測制御系統の制御棒制御装置で設定される制御信号により制限されることから、設計要件確保のための要求事項等は「設計基準文書　系統編　計測制御系統」に示す。

表 2.2.1.2-1　炉内構造物及び制御棒クラスタ駆動装置に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において炉内構造物及び制御棒クラスタ駆動装置の機能を考慮している設計基準事象			安全機能					
			1）	2）	3）	4）	5）	6）
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所	炉心形状の維持機能（※1）	原子炉の緊急停止機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能（※1）	過剰反応度の印加防止機能	未臨界維持機能	その他の設計要件
設計基準事象	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	添付書類十　2.2.1	－	○	－	－	－	○
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	添付書類十　2.2.2	－	○	－	－	－	○
	制御棒の落下及び不整合	添付書類十　2.2.3	－	○	－	－	－	○
	原子炉冷却材流量の部分喪失	添付書類十　2.3.1	－	○	－	－	－	－
	外部電源喪失	添付書類十　2.3.3	－	○	－	－	－	－
	主給水流量喪失	添付書類十　2.3.4	－	○	－	－	－	－
	２次冷却系の異常な減圧	添付書類十　2.3.6	－	－	－	－	○ ※3	－
	蒸気発生器への過剰給水	添付書類十　2.3.7	－	○	－	－	－	
	負荷の喪失	添付書類十　2.4.1	－	○	－	－	－	－
	原子炉冷却材系の異常な減圧	添付書類十　2.4.2	－	○	－	－	－	
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	添付書類十　2.4.3	－	○	－	－	－	－
	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.2.1	－	○	－	－	－	－
	原子炉冷却材流量の喪失	添付書類十　3.2.2	－	○	－	－	－	－
	原子炉冷却材ポンプの軸固着	添付書類十　3.2.3	－	○	－	－	－	－
	主給水管破断	添付書類十　3.2.4	－	○	－	－	－	－
	主蒸気管破断	添付書類十　3.2.5	－	－	－	－	○ ※3	－
	制御棒飛び出し	添付書類十　3.3.1	－	○	※2	※2	－	－
	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十　3.4.2	－	○	－	－	－	
	制御棒飛び出し	添付書類十　3.4.5	－	○	※2	※2	－	－

※1：PS-1,2 に属する安全機能は、事故条件（外乱）としての想定以外では、当該系統（又は構築物、機器）は健全で、形状およびバウンダリ他が維持されるものとして期待される。特段の注記がない限りは評価の前提条件であるため、便宜上「－」としている。

※2：クラス１容器として設計及び製作された圧力ハウジングの破損は想定するものではないが、当該事象として､制御棒クラスタ１ 本の飛び出しの考慮のため安全解析上は圧力ハウジングが破断することを想定。

※3：制御棒クラスタが全挿入（但し、１本は全引き抜き位置で固着）され、初期未臨界状態を想定。

2.2.1.3.　核設計に関する要件

プラントの安全性の確保は、原子炉本体の炉心の特性と、原子炉の各設備や系統が持つ安全機能があいまって達成されるものである。

まず、設置（変更）許可申請段階においては、固有の安全性のような炉心が満たすべき特性を有していることを確認した上で、運転時の異常な過渡変化時及び事故時においては炉心以外の安全保護系、工学的安全施設等を含む原子炉施設全体が、「止める」「冷やす」「閉じ込める」で表される 3 つの機能を満足する総合的能力を有していることを確認している。この設置（変更）許可申請及びそれに関わる安全評価を通じて各原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性が確認され、個々の設備の安全機能が適切に機能することが確認されることとなる。

このような安全確保の仕組みの中で、炉心の特性を評価する核設計は、燃料の機械設計、熱水力設計及び安全評価と密接な関連を持ち、各設備の安全機能を確認する前提条件に位置付けられる。

このため、運転段階においては、当該サイクルにおける炉心の特性が、設置（変更）許可申請段階における各設備の安全機能の前提条件を満足することを確認することで、設置（変更）許可申請段階での安全性の確保が当該サイクルに対しても有効となる。前提条件の確認にあたっては、取替炉心毎の変動が小さいパラメータ等を含めて全てを確認する必要はなく、取替炉心毎に管理するべき核設計パラメータは、炉心毎のばらつきや余裕等を考慮すると、表 2.2.1.3-1 に示すものに限定することができる。

したがって、表 2.2.1.3-1 のパラメータを確認することによりプラントの安全性が確保されることになるため、運転段階における核設計の設計要件としては、「表 2.2.1.3-1 に示す核設計パラメータが設置（変更）許可申請段階での設定範囲内にあること」に集約することができる。

表 2.2.1.3-1　運転段階において管理するべき核設計パラメータ

・反応度停止余裕（ワン・ロッド・スタック時）(*1)
・最大線出力密度
・水平方向ピーキング係数 F^{N}_{XY}
・減速材温度係数
・出力運転時ほう素濃度
・燃料集合体最高燃焼度
・燃料棒最高燃焼度（MOX 燃料装荷炉心の場合）(*2)
・最大反応度添加率
・制御棒クラスタ落下時の価値
・制御棒クラスタ落下時の核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F^{N}_{\Delta H}$
・制御棒クラスタ飛び出し時の価値
・制御棒クラスタ飛び出し時の熱流束熱水路係数 F_Q

(*1) 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時。

(*2) 現状、玄海 3 号機では MOX 燃料が使用されているため、本項目は確認対象である。

2.2.1.4.　熱水力設計に関する要件

熱水力設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の健全性を確保するため、次の基準を満たすように行う。

a.　最小限界熱流束比（以下、最小 DNBR という。）は、許容限界値以上

冷却材の核沸騰状態から膜沸騰状態への遷移により、被覆管から冷却材への熱伝達が著しく低下した場合，被覆管温度が急激に上昇し，被覆管表面の酸化に伴う脆化が進行する。そのため、熱水力設計では DNB 相関式の不確定性に基づく最小 DNBR の許容限界値を“熱的損傷防止に係る運転上の制限”とし，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，炉心内の最小 DNBR がこの許容限界値を下回らないことを、核設計に基づく核特性、１次冷却系、計測制御系、及び安全保護系の安全機能等と相まって担保する。

b.　燃料中心最高温度は、二酸化ウラン、ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの溶融点未満

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットの溶融が生じるような高温状態になった場合，過大な熱変形に伴い燃料被覆管に過大な引張歪が増大し，燃料被覆管に著しい損傷や変形が生じる。そのため、熱水力設計では安全上考慮すべき不確かさ及び燃焼に伴う溶融点の低下を考慮した各燃焼度時点における溶融温度を“機械的損傷防止に係る運転上の制限”とし，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，燃料中心最高温度が制限値を上回らないことを、核設計に基づく核特性、１次冷却系、計測制御系、及び安全保護系の安全機能等と相まって担保する。

熱水力設計では上記基準を満足するために“熱的損傷防止に係る運転上の制限”及び“機械的損傷防止に係る運転上の制限”を設定するとともに、通常運転時の熱的制限値を設定する。

安全解析では異常事象進展前の初期状態として通常運転時を想定しており、通常運転時の熱的制限値は安全解析の前提条件となるため、安全解析での想定に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）は次の通り。

A）最小 DNBR

安全解析では異常事象進展前の初期状態として通常運転時を想定しており、定格出力時の最小 DNBR が通常運転時の熱的制限値とされている。そのため、実炉における通常運転時の最小 DNBR が熱的制限値を下回らないことが設計要件となる。

B）燃料中心最高温度（燃料棒最大線出力密度）

安全解析では異常事象進展前の初期状態として通常運転時を想定しており、燃料中心温度は燃料棒線出力密度に依存するため、定格出力時の燃料棒最大線出力密度が通常運転時の熱的制限値とされている。そのため、実炉における通常運転時の燃料棒最大線出力密度が、熱的制限値を上回らないことが設計要件となる。

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-1998)」を参照すると、燃料集合体は『炉心形状の維持機能』を有する PS-1 に、燃料集合体の制御棒案内シンブルは原子炉停止系の制御棒による系とあいまって『原子炉の緊急停止機能』を有する MS-1 に分類され、設置許可基準規則による「重要安全施設」に分類される。

制御棒クラスタは『原子炉の緊急停止機能（制御棒による系)』、『未臨界維持機能』を有する MS-1 に分類され、設置許可基準規則による「重要安全施設」に分類される。

炉内構造物のうち炉心支持構造物は、『炉心形状の維持機能』を有する PS-1 に分類され、炉内構造物のうち制御棒クラスタ案内管は、『原子炉の緊急停止機能（制御棒による系)』を有する MS-1 に分類され、設置許可基準規則による「重要安全施設」に分類される。

制御棒クラスタ駆動装置は、『原子炉冷却材圧力バウンダリ機能』、『過剰反応度の印加防止機能』を有する PS-1、『原子炉の緊急停止機能（制御棒による系)』、『未臨界維持機能』を有する MS-1 に分類され、設置許可基準規則による「重要安全施設」に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条 3 項に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条 4 項に従い、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計としなければならない。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1 で抽出される設置許可基準規則等の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1 以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書　一般事項編に記載される。

1）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書及び工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計としている。

2）津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。

i） 燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設、及び耐震 S クラスの施設が該当する。

3）外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) これら燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置は、日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) これら燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

i) 燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1,2に属する施設が該当する。

ii) 燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4）火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

炉内構造物及び制御棒クラスタ駆動装置は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するが、内部火災防護設計で対象とする原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する機器に該当しないため、設計基準対象施設としては、内部火災防護設計は不要である。

②設計方針

炉内構造物及び制御棒クラスタ駆動装置は、内部火災防護設計で対象とする原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する機器に該当しないため、設計基準対象施設としては、内部火災防護設計は不要としている。（参照）

5）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

炉内構造物及び制御棒クラスタ駆動装置は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

炉内構造物及び制御棒クラスタ駆動装置は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。

6）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置は、安全施設に該当することから、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線を考慮している。

7）飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないように機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、１次冷却材管には、LBB（Leak Before Break）を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TG カップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

８）材料及び構造

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する炉内構造物（炉心支持構造物）、並びに設計基準対象施設に属する燃料集合体、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

９）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器である制御棒クラスタ駆動装置および炉内構造物（炉心支持構造物）は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中の制御棒クラスタ駆動装置および炉内構造物（炉心支持構造物）は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中の制御棒クラスタ駆動装置の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０）耐圧試験等

制御棒クラスタ駆動装置は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。