

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、評価時点においてを整備している 29 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附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m²を含め約84万m²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m²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640m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*¹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 1.3.1-8 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広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0.6を乗じて設定する。

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で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1.3.1-9図に、時刻歴波形を第1.3.1-10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、津波の伝ば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 1.3.1-9 図に、時刻歴波形を第 1.3.1-10 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 1.3.1-9 図に、時刻歴波形を第

1.3.1-10 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变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ー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（ $500\text{kW}/\text{m}^2$ ）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で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6 m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（チャンネルを含む。）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

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つて、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時的破壊が生じないように、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熔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气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つては、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つては、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つては、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 $50 \mu\text{Sv}$ 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。

(2) 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。

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

* 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。

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ー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ー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に、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）^{*2}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）^{*2}の設置をもって廃止する。

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で設置する設計とする。火災感知設備は、全交流動力電源喪失時においても火災の感知が可能なように電源確保を行い、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（電氣的な影響を含む。）、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、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、これらにより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、蓄電池容量及びポンペ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ー、可搬型ポンペ等は、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、設置が確実にできるような、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、操作が確実にできる設計とする。

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つては、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認するため、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認する設計とする。

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認する設計とする。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認する設計とする。

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認する設計とする。

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認する設計とする。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つては、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。

(1) 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な水の供給設備

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な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な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つては、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つては、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ムルに挿入する。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

燃料集合体の個数	193
----------	-----

初装荷炉心	約2.8 t (ウラン235)
-------	-----------------

取替炉心	約2.5 t (ウラン235)
------	-----------------

(iii) 主要な核的制限値

- a. 制御棒クラスタで制御すべき最大過剰反応度

約 $0.037\Delta K/K$

- b. 反応度停止余裕

最大反応度効果を持つ制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できない場合でも、下記に示す反応度停止余裕を持たせることとする。

高温停止状態 $0.016\Delta K/K$

低温停止状態 $0.010\Delta K/K$

- c. 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、原子炉冷却材圧力バウンダリに損傷を与えない設計とする。

- d. 減速材温度係数及びドプラ係数

減速材温度係数及びドプラ係数は、高温出力運転状態では正にならないように設計する。

(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、被覆材の焼損を起こさず、燃料中心温度をその熔融点未満とするため、定格出力時に下記の条件を満たすこととする。

- 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

(燃料ペレット焼きしまり効果を含む。)

(2) 燃料体

燃料体はA型、B型を使用する。

(i) 燃料材の種類

燃料材の種類

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 (3 領域)

約2.0wt%	}	平均約3.2wt%
約3.5wt%		
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%

(ii) 燃料被覆材の種類

ジルカロイ-4

(iii) 燃料要素の構造

a. 構造

燃料棒は、円筒形被覆管に二酸化ウラン焼結ペレット又はガ
ドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットを挿入した後、ヘリウ
ムで加圧し、両端を密封した構造とする。

b. 主要寸法

燃料棒外径 約9.5mm

燃料棒有効長さ 約3.7m

被覆管厚さ 約0.6mm

(iv) 燃料集合体の構造

a. 構造

燃料集合体は、燃料棒、制御棒案内シンプル及び炉内計装用案内シンプ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、制御棒案内シンプ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。

b. 主要仕様

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

(v) 最高燃焼度

燃料集合体最高燃焼度	48,000MWd/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 135mm (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 4 号炉燃料取扱棟内 1 号、2 号及び 4 号炉共用、並びに一部 3 号炉燃料取扱棟内 3 号及び 4 号炉共用）及び除染装置（4 号炉燃料取扱棟内 1 号、2 号及び 4 号炉共用、並びに 3 号炉燃料取扱棟内 3 号及び 4 号炉共用）で構成する。

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。燃料取替は、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で行う。

使用済燃料（1 号炉及び 2 号炉の燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t のものを含む。）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 1 号、2 号及び 4 号炉共用）のほう酸水中に貯蔵するとともに、7 年以上冷却した 4 号炉の使用済燃料については、必要に応じて 3 号炉燃料取扱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

* 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。

する。

(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(i) 新燃料貯蔵設備

a. 構造

新燃料貯蔵設備は、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 67% 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 4 号炉燃料取扱棟内 1 号、2 号及び 4 号炉共用、並びに一部 3 号炉燃料取扱棟内 3 号及び 4 号炉共用、一部既設*³）は、燃料体等（1 号及び 2 号炉の燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t の使用済燃料を含む。）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490%相当分、全炉心燃料の約290%相当分（4号炉燃料取扱棟内1号、2号及び4号炉共用）及び全炉心燃料の約870%相当分（3号炉燃料取扱棟内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ポ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、使用済燃料からの崩壊熱の除去及び使用済燃料ピット

水の浄化を行うため、ポンプ、冷却器等で構成する使用済燃料ピット水浄化冷却設備（1号、2号及び4号炉共用）を設け、使用済燃料から発生する崩壊熱の除去を行うために十分な冷却能力を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

a. 使用済燃料ピットポンプ（1号、2号及び4号炉共用）

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（1号、2号及び4号炉共用）

型式	横置U字管式
基数	2
伝熱容量	約 5.3MW（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、燃料取替用水ピット、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ド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 1

使用済燃料ピット温度 (SA)

個 数 1

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 1

[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 30m³/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な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なとなる水の供給設備」と兼用）

個 数 4（予備1）

容 量 約 50m³（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ド(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 2※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 可搬型ホース必要数は2個（予備1個）、エアパーシットの必要数は3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な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システム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台あたり)

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個あたり)
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°C (定格出力時)

原子炉容器入口における圧力 約 157 kg/cm² G (定格出力時)

(2) 二次冷却設備

(i) 冷却材の種類

軽 水

(ii) 主要な機器の個数及び構造

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. 復水ピット

(「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な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ピットのほう酸水を各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、燃料取替用水ピット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

燃料取替用水ピット

(「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ー設備」、「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

(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

燃料取替用水ピット (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、復水ピット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、燃料取替用水ピット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、復水ピット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、復水ピット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は原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として、加圧器水位は、1 次冷却材の保有水量を、蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器狭域水位は、2 次冷却材の保有水量を監視又は推定でき、蒸気発生器広域水位、蒸気発生器狭域水位、補助給水流量及び復水ピット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 320m³/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
燃料取替用水ピット (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	
<p>(「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なとなる水の供給設備」と兼用)</p>	

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 250m³／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 140m³／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）

復水ピット（ホ.（2）（ii）他と兼用）

基 数 1

容 量 約 1,200m³

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、復水ピット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、燃料取替用水ピット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、復水ピット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ポンベ等と同等以上の効果を有する措置として以下の重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）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ポンベ等の接続と同等以上の作業の迅速性を有する設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性及び空気作動に対する多様性を有する設計とする。

(b-2-4) 窒素ポ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（窒素ポ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（窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復）として、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、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) 可搬型バッテリー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（可搬型バッテリー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（可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復）として、可搬型バッテリー（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ピット並びに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ピッ
トを使用する。

(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ピット並びに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ピットを使用する。

(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 320m³/h（1台当たり）

揚 程 約 960m

燃料取替用水ピット（ホ.（3）（ii）a.（a）他と兼用）

基 数 1

容 量 約 2,100m³

電動補助給水ポンプ（ホ.（2）（ii）他と兼用）

台 数 2

容 量 約 140m³/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 250m³ / 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

復水ピット（ホ.（2）（ii）他と兼用）

基 数 1

容 量 約 1,200m³

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]

窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）

個 数 4（予備2）

容 量 約 46.7ℓ（1個当たり）

可搬型バッテリー（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、燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプは、化学体積制御系統により炉心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、燃料取替用水ピットを水源とした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、燃料取替用水ピット又は復水ピット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、安全注入システムにより再循環でき、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、燃料取替用水ピットを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入システム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、燃料取替用水ピット又は復水ピット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經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、燃料取替用水ピットを水源とする 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、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット又は復水ピット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經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、復水ピット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、復水ピット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、復水ピット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、復水ピット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) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用

いる設備

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、燃料取替用水ピットを水源とした余熱除去ポンプは、低圧注入システム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、燃料取替用水ピット及び復水ピットを水源とすることで、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット及び復水ピットは、原子炉周辺建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ外隔離弁及び余熱除去冷却器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、燃料取替用水ピット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ピットを水源とする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ピット及び復水ピット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充てんポンプ及び燃料取替用水ピットは、原子炉周辺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、燃料取替用水ピットを水源とする場合は燃料取替用水ピット出口配管の分岐点から安全注入配管との合流点まで、復水ピットを水源とする場合は復水ピット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

燃料取替用水ピット (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熔融炉心を冷却するための設備」、「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」及び「火災防護設備」と兼用)

台 数	2 (代替炉心注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な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熔融炉心を冷却するための設備」と兼用)

台 数	1
容 量	約 150m ³ / h
揚 程	約 150m

復水ピット（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）

（二．（3）（ii）他と兼用）

個 数 4（予備 1）

容 量 約 50m³（1 個当たり）

移動式大容量ポンプ車（3号及び4号炉共用）

（二．（3）（ii）他と兼用）

台 数 4 ※ 2

容 量 約 1,320m³ / 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なとなる水の供給設備

「リ．（3）（ii）f．重大事故等の収束に必要な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 2,600m³/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、復水ピット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、復水ピット、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、復水ピット及び主蒸気逃がし弁は、原子炉周辺建屋内の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、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水

冷却器、ディーゼル発電機及び屋外の海水ポンプを含めて、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)

復水ピット (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)

(二. (3) (ii) 他と兼用)

台 数 4 ※ 1

容 量 約 1,320m³/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 1.7 μ Ci/cm³ 以下とする。

へ. 計測制御系統施設の構造及び設備

(1) 計 装

(i) 核計装の種類

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な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。

(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（トリップ時、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 約 $0.054\Delta K/K$

(最大反応度効果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 $0.18\Delta K/K$ 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 $17\text{m}^3/\text{h}$ (1台当たり)

c. 充てんポンプ (ホ. (3) (ii) b. (c) 他と兼用)

台 数 3

容 量 約 45m³ / h (1 台当たり)

(iii) 反応度制御能力

化学体積制御設備は、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、原子炉を低温停止できる能力を持つものとする。

ほう素添加による負の反応度添加速度の絶対値は 0.24×10^{-3} ($\Delta K / K$) / min以上とする。

(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、復水ピットを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却システム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、復水ピットを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却システムの過

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

[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140m³/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
復水ピット（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（へ．（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（へ. (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
燃料取替用水ピット（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、スプレー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 ΔT 高

過大出力 ΔT 高

(iv) 警報回路

中性子束、圧力、温度、流量、水位等のプロセス変数が異常値になった場合、原子炉格納容器排気、復水器真空ポンプ排気等の放射能が異常に高くなった場合、原子炉の反応度停止余裕が警報値以下になった場合、制御棒クラスタが落下した場合、その他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⁸⁵を45日間、クリプトン⁸¹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。

本システムで処理後、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ペイラ(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、一部既設)、固体廃棄物貯蔵庫(1号、2号、3号及び4号炉共用)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。

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230m³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。

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²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²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 500m³ / 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 500m³ / 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 110m³ / 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 500m³ / 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。

[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 100m³/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 100m³/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 25m³/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 25m³/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 空気ポンベ

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 空気ポンベ

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（空气中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示するとともに、モニタリングカーの測定機能を代替し得る十分な個数を保管する設計とする。

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(空气中、水中、土壤中)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）	3
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) 原子炉格納施設の構造

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°C ）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6.4mm

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台あたり)
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. 燃料取替用水ピット (ホ. (3) (ii) a. (a) 他と兼用)

基数	1
----	---

容 量 約2,100m³

(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ー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、格納容器スプレーポンプ、燃料取替用水ピット又は格納容器スプレー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ポンベ（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、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット又は復水ピット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、燃料取替用水ピット又は復水ピットを水源とする常

設電動注入ポンプは、格納容器スプレー系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレーリングのスプレー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ー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ーポンプ又は燃料取替用水ピット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ポンベ（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ピット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 海水ストレーナー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、燃料取替用水ピット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、原子炉周辺建屋内の格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット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、原子炉周辺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、燃料取替用水ピット及び復水ピットを水源とすることで、燃料取替用水ピット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及び復水ピットは、原子炉周辺建屋内の格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及び格納容器スプレイ冷却器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。

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、燃料取替用水ピットを水源とする場合は燃料取替用水ピット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、復水ピットを水源とする場合は復水ピット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、燃料取替用水ピット、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 150m³ / h

揚 程 約 150m

燃料取替用水ピット（ホ.（3）（ii）a.（a）他と兼用）

基 数 1

容 量 約 2,100m³

復水ピット（ホ.（2）（ii）他と兼用）

基 数 1

容 量 約 1,200m³

[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 1,320m³ / 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、燃料取替用水ピット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ポンベ（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、燃料取替用水ピット又は復水ピット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海水ストレーナー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、燃料取替用水ピット又は復水ピット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

燃料取替用水ピット (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
復水ピット（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]

窒素ポンベ（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熔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、熔融し、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熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔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熔融炉心の冷却に用いる設備

原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備のうち、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熔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（格納容器スプレー及び代替格納容器スプレー）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) 格納容器スプレー

原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレー）として、燃料取替用水ピットを水源とした格納容器スプレーポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレーリングのスプレーノズルより注水し、格納容器スプレー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、熔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、燃料取替用水ピット又は復水ピット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、さらに連通穴を經由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔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經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、燃料取替用水ピット又は復水ピット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、さらに連通穴を經由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔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經由して給電できる設計とする。

(b) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔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、燃料取替用水ピット及び復水ピットを水源とすることで、燃料取替用水ピット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及び復水ピットは、原子炉周辺建屋内の格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水ピット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。

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、燃料取替用水ピットを水源とする場合は燃料取替用水ピット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、復水ピットを水源とする場合は復水ピット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

燃料取替用水ピット (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

復水ピット (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。窒素ポンベ（事故時試料採取設備弁用）は、

事故時試料採取設備内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海水ストレーナー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
4 vol%、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 $1 \text{ m}^3 / \text{h}$ （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 $4 \text{ Nm}^3 / \text{h}$ （1台当たり）

吐出圧力 約 0.6 MPa [gage]

窒素ポンベ（事故時試料採取設備兼用）

個 数 1（予備1）

容 量 約 46.7 l （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 $1,320 \text{ m}^3 / \text{h}$ （1台当たり）

揚 程 約 140 m

※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、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ーヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレー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ーヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレー放水設備（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ーヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレー）として、使用済燃料ピットスプレーヘッドを、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ーを行う設計とする。
- (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）

（二．（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150m³／h（1台当たり）

約150m³／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）

（二．（3）（ii）と兼用）

基 数 4（予備1）

中間受槽（3号及び4号炉共用）

（二．（3）（ii）他と兼用）

個 数 4（予備1）

容 量 約50m³（1個当たり）

f. 重大事故等の収束に必要な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な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な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な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ピットへの供給、復水ピット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、復水ピットから燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピットに対しては復水ピット、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、復水ピットに対しては燃料取替用水ピット、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ピット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ピット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ピット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ピット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ピットを使用する。

(b-2) 中間受槽を水源とする復水ピットへの供給

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ピット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ピットへの供給）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ピット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ピットへの補給に用いる設備

(c-1) 代替炉心注入

(c-1-1) 復水ピット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ピット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（復水ピット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ピットを使用する。

(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

水ピット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ピット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ピットを使用する。

(c-3) 復水ピットから燃料取替用水ピットへの供給

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ピットの枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備（復水ピットから燃料取替用水ピットへの供給）として、復水ピットは、復水ピットから燃料取替用水ピットへの移送ラインにより、燃料取替用水ピット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、安全注入システム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海水ストレーナー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ピット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]

燃料取替用水ピット (ホ. (3) (ii) a. (a) 他と兼用)

基 数 1

容 量 約 2,100m³

復水ピット (ホ. (2) (ii) 他と兼用)

基 数 1

容 量 約 1,200m³

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 2,540m³ / 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 680m³ / h (1 台当たり) (余熱除去
運転時)

約 1,020m³ / 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320m³/h (1台あたり)
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1,200m³/h (1台あたり)
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50m³ (1個あたり)

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60m³/h (1台あたり)
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台あたり)

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 48m³ / 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)

(二 . (3) (ii) 他 と 兼 用)

台 数 4 ※ 1

容 量 約 1, 320m³ / 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)

(二 . (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、窒素ポンペ（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 (0.7 μ m 粒子)

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ポンベ（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56m³ / 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、窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）により代替空気を供給し、大容量空冷式発電機によりアニュラス空気浄化系弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。

(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 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 (0.7 μ m 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]

窒素ポンベ (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） （又、(1)(ii)と兼用）
220kV	2回線（1号、2号、3号及び4号炉 共用） （又、(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ナシ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 4 号炉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、原子炉補助建屋内及び原子炉周辺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な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台あたり)

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基あたり)

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組あたり)

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組あたり)

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	
高压発電機車	4 ^{※1}
中容量発電機車	2 ^{※1}
容 量	
高压発電機車	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。高压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	3
----	---

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に、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に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）で表示できるように、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 m³/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、充電電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電電池を用いるものについては、予備の充電電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電電池は、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、充電電池を使用しており、予備の充電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

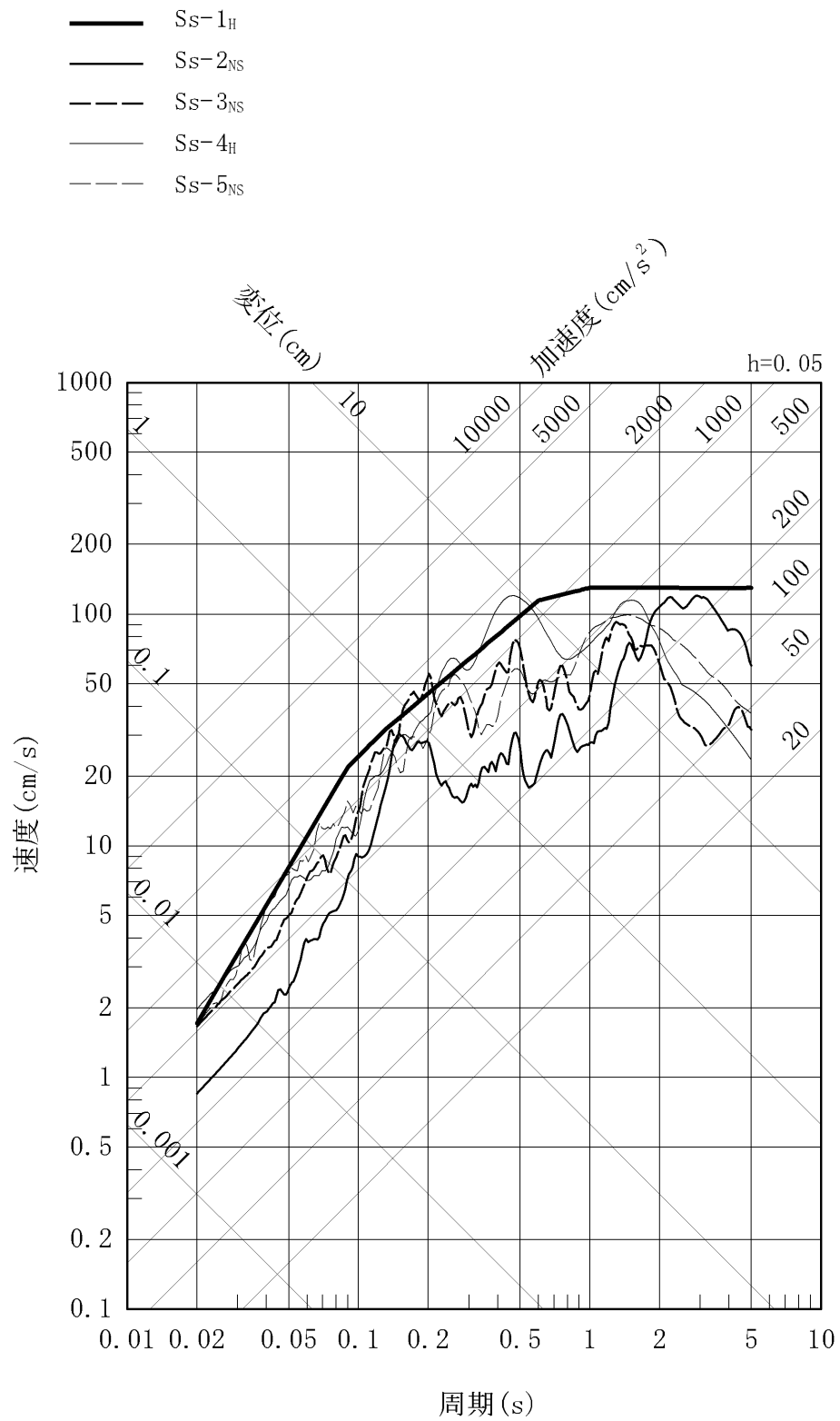
- ・ 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（3号及び4号炉共用）

（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

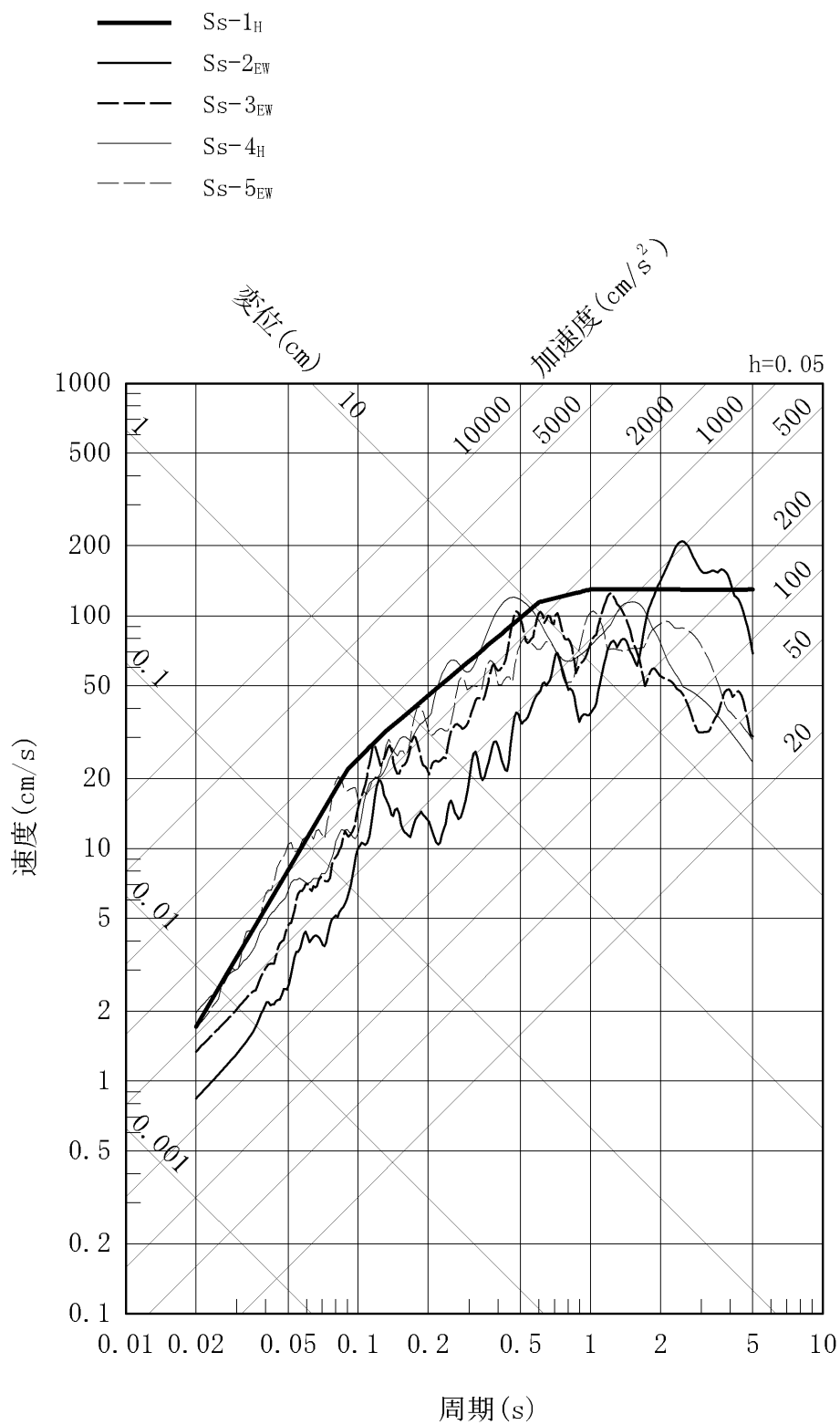
衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型、携帯型）、無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、携帯型）、携帯型通話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

(viii) 特定重大事故等対処施設を構成する設備

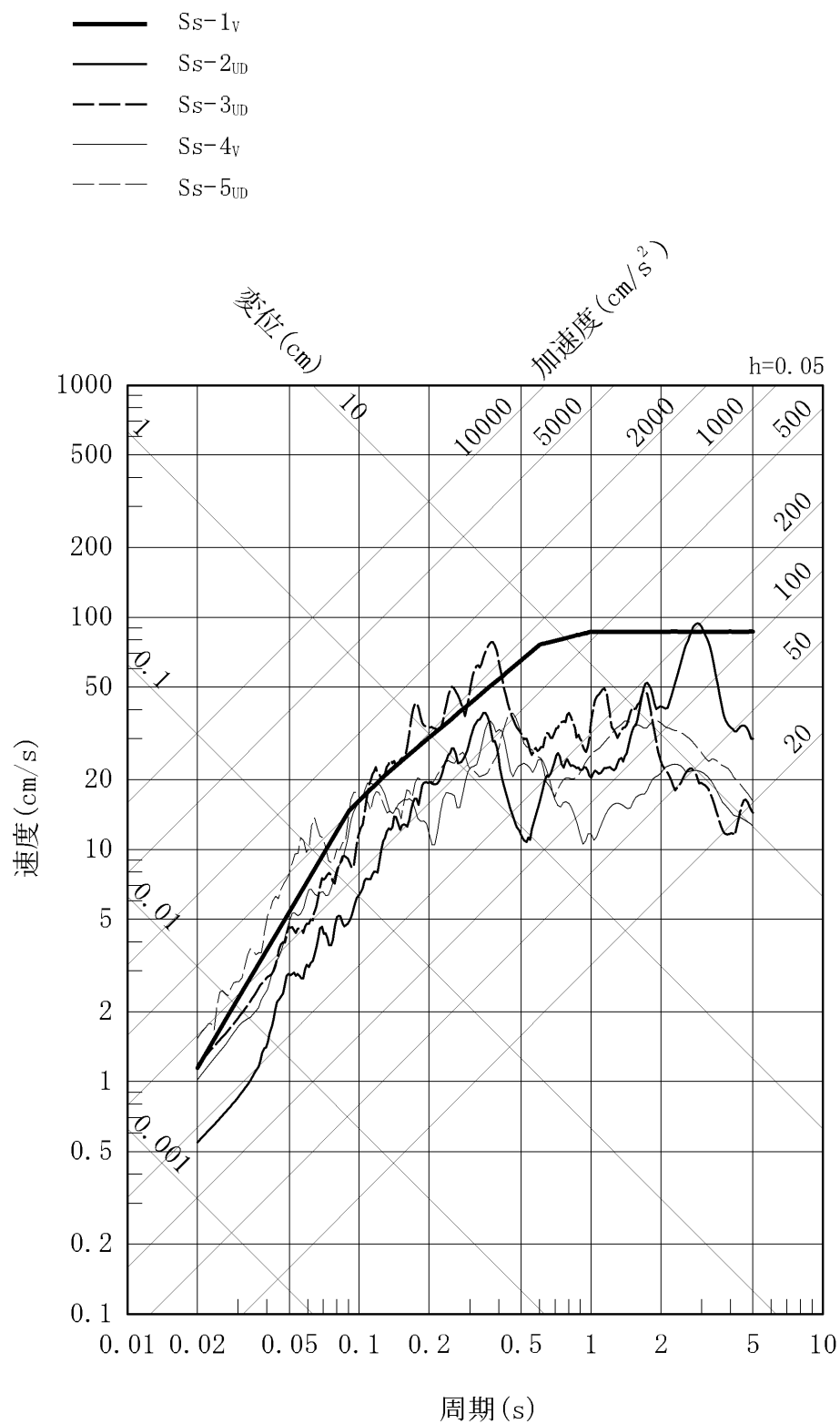
防護上の観点から参考資料Ⅱ-1に記載する。



第 1.3.1-1 図 基準地震動の応答スペクトル (水平方向 : NS)

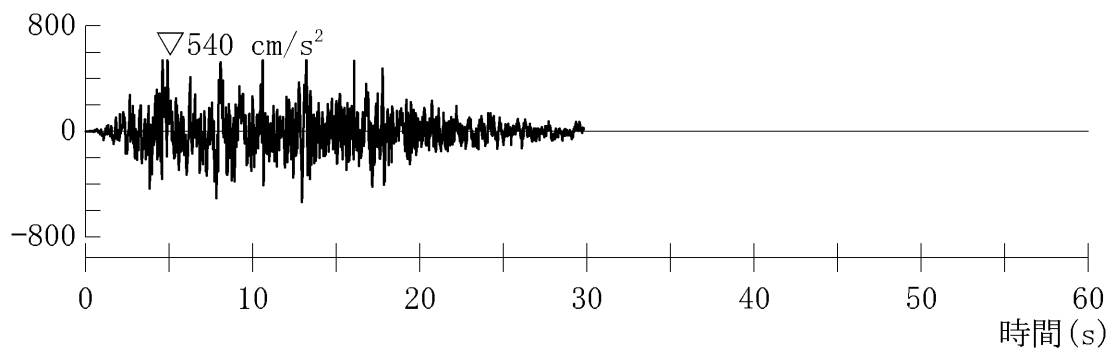


第 1.3.1-2 図 基準地震動の応答スペクトル (水平方向 : EW)



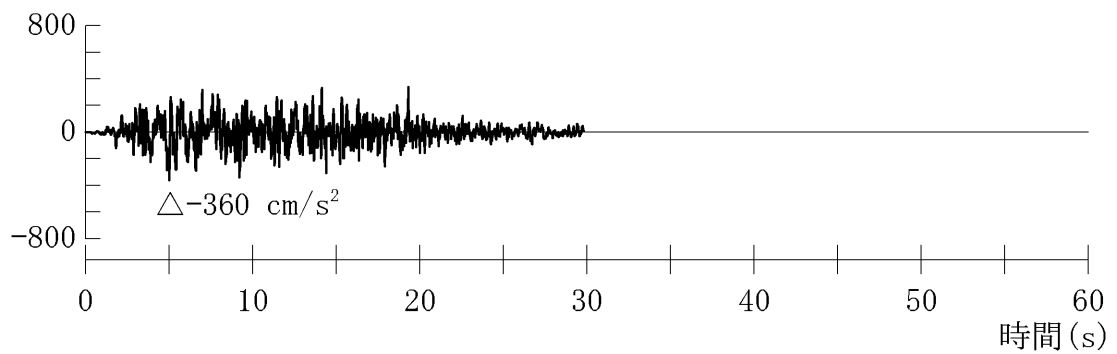
第 1.3.1-3 図 基準地震動の応答スペクトル（鉛直方向）

加速度 (cm/s^2)



加速度 (水平方向 : Ss-1_H)

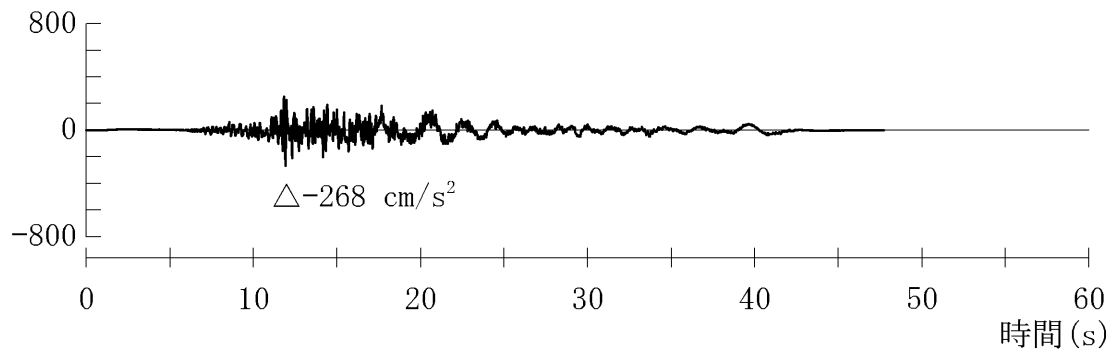
加速度 (cm/s^2)



加速度 (鉛直方向 : Ss-1_V)

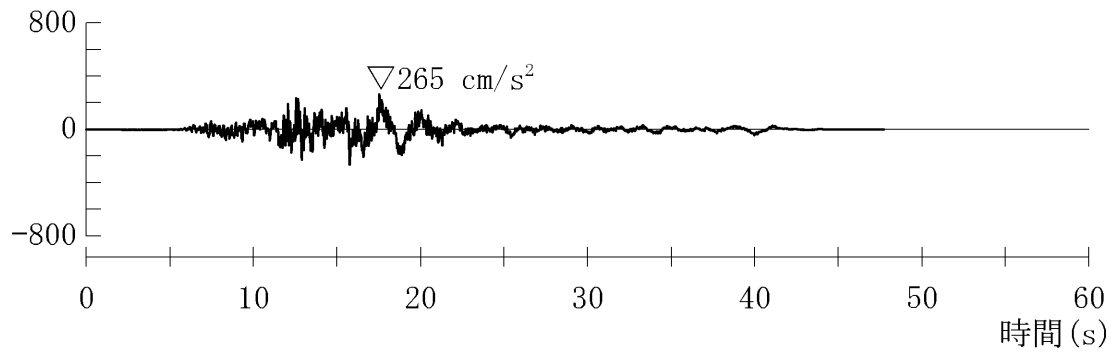
第 1.3.1-4 図 基準地震動 Ss-1 の設計用模擬地震波の時刻歴波形

加速度 (cm/s^2)



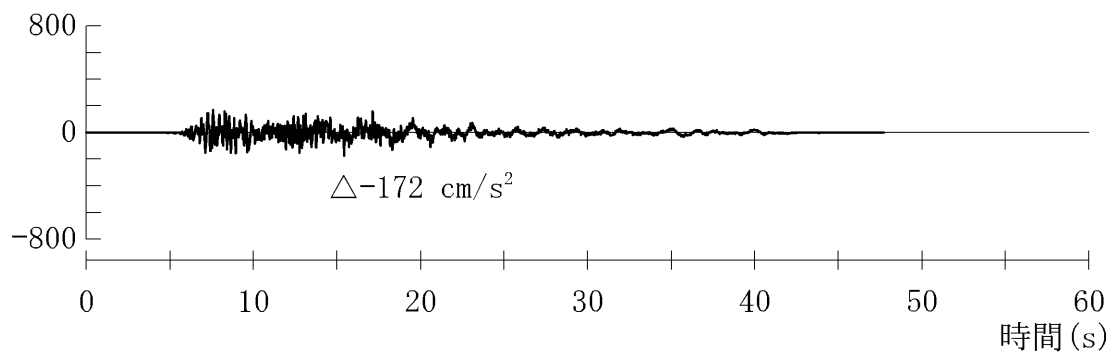
加速度 (水平方向 : SS-2_{NS})

加速度 (cm/s^2)



加速度 (水平方向 : SS-2_{EW})

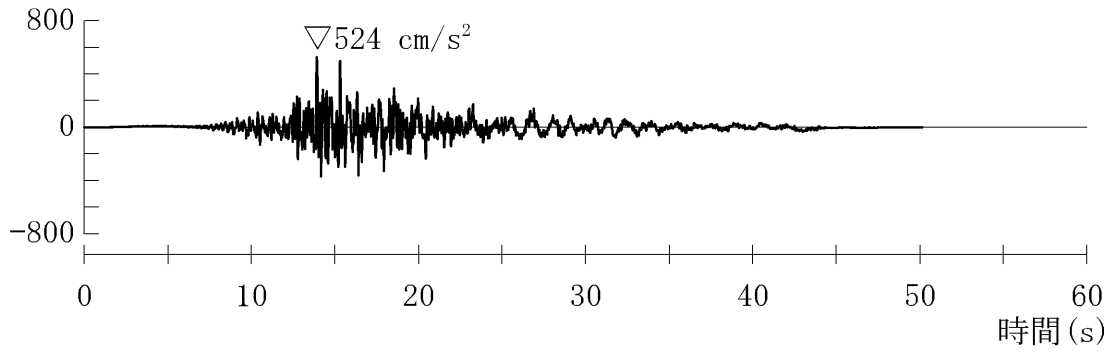
加速度 (cm/s^2)



加速度 (鉛直方向 : SS-2_{UD})

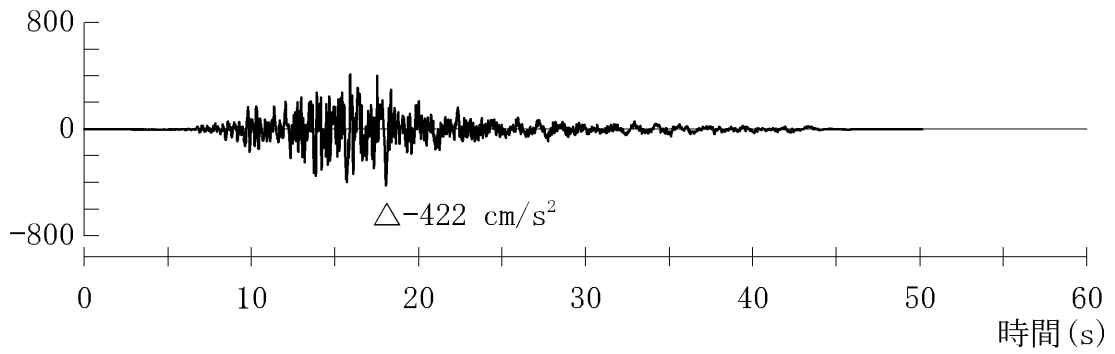
第 1.3.1-5 図 基準地震動 SS-2 の時刻歴波形

加速度 (cm/s^2)



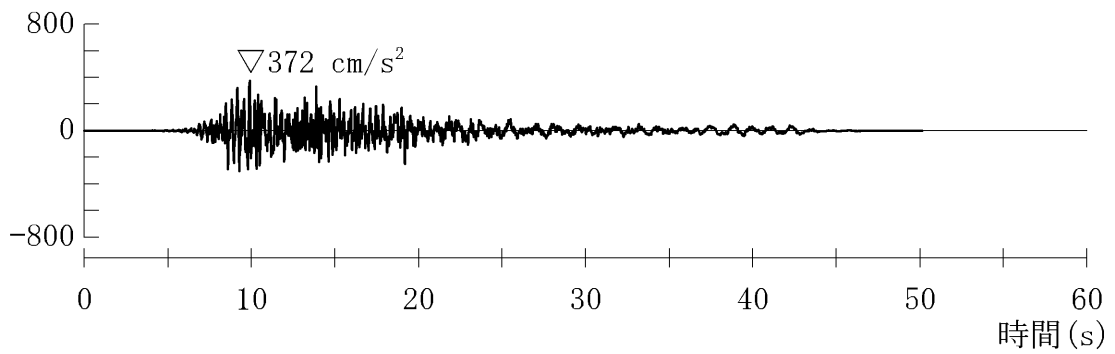
加速度 (水平方向 : SS-3_{NS})

加速度 (cm/s^2)



加速度 (水平方向 : SS-3_{EW})

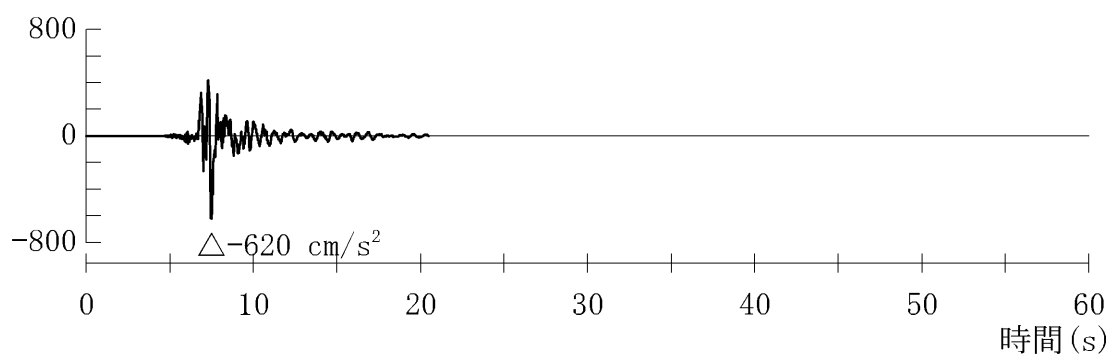
加速度 (cm/s^2)



加速度 (鉛直方向 : SS-3_{UD})

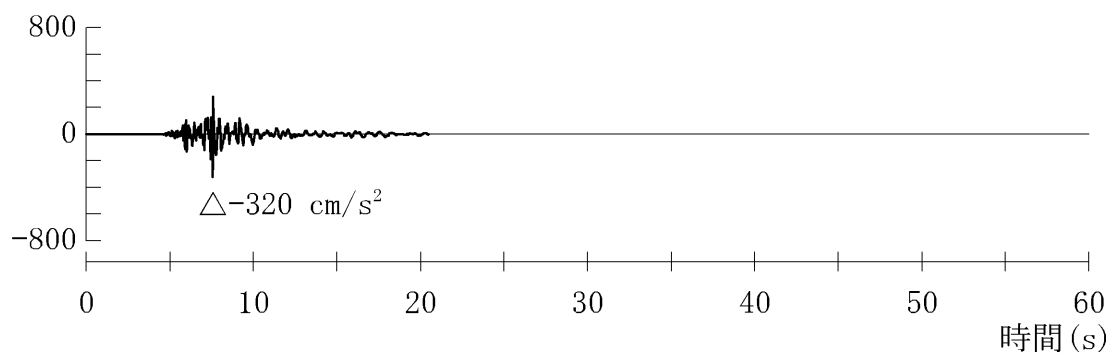
第 1.3.1-6 図 基準地震動 SS-3 の時刻歴波形

加速度 (cm/s^2)



加速度 (水平方向 : Ss-4_H)

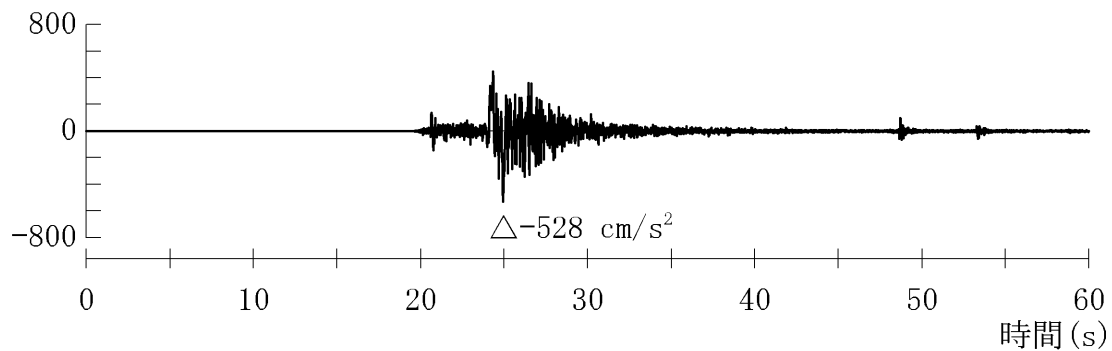
加速度 (cm/s^2)



加速度 (鉛直方向 : Ss-4_V)

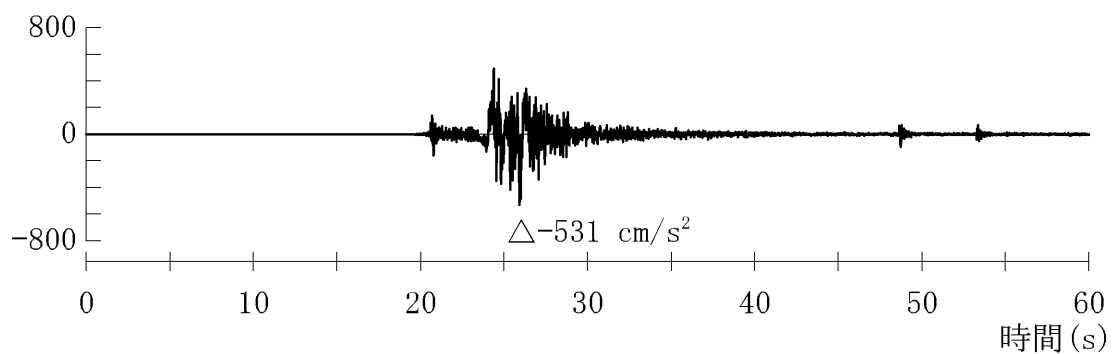
第 1.3.1-7 図 基準地震動 Ss-4 の時刻歴波形

加速度 (cm/s^2)



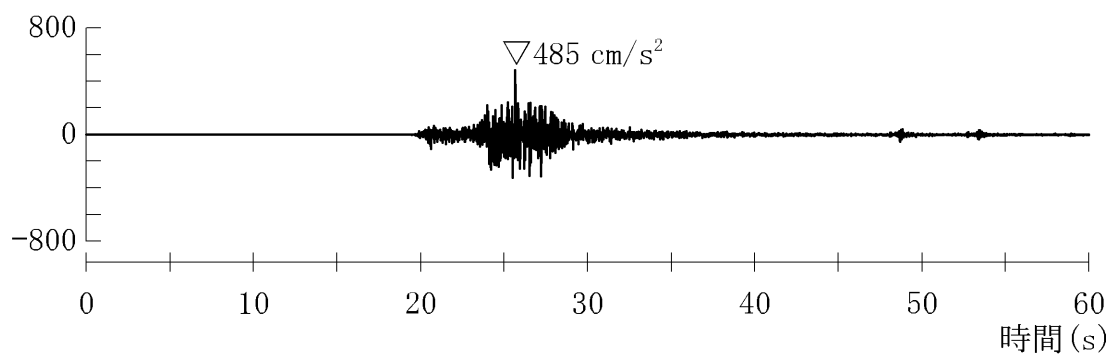
加速度 (水平方向 : SS-5_{NS})

加速度 (cm/s^2)



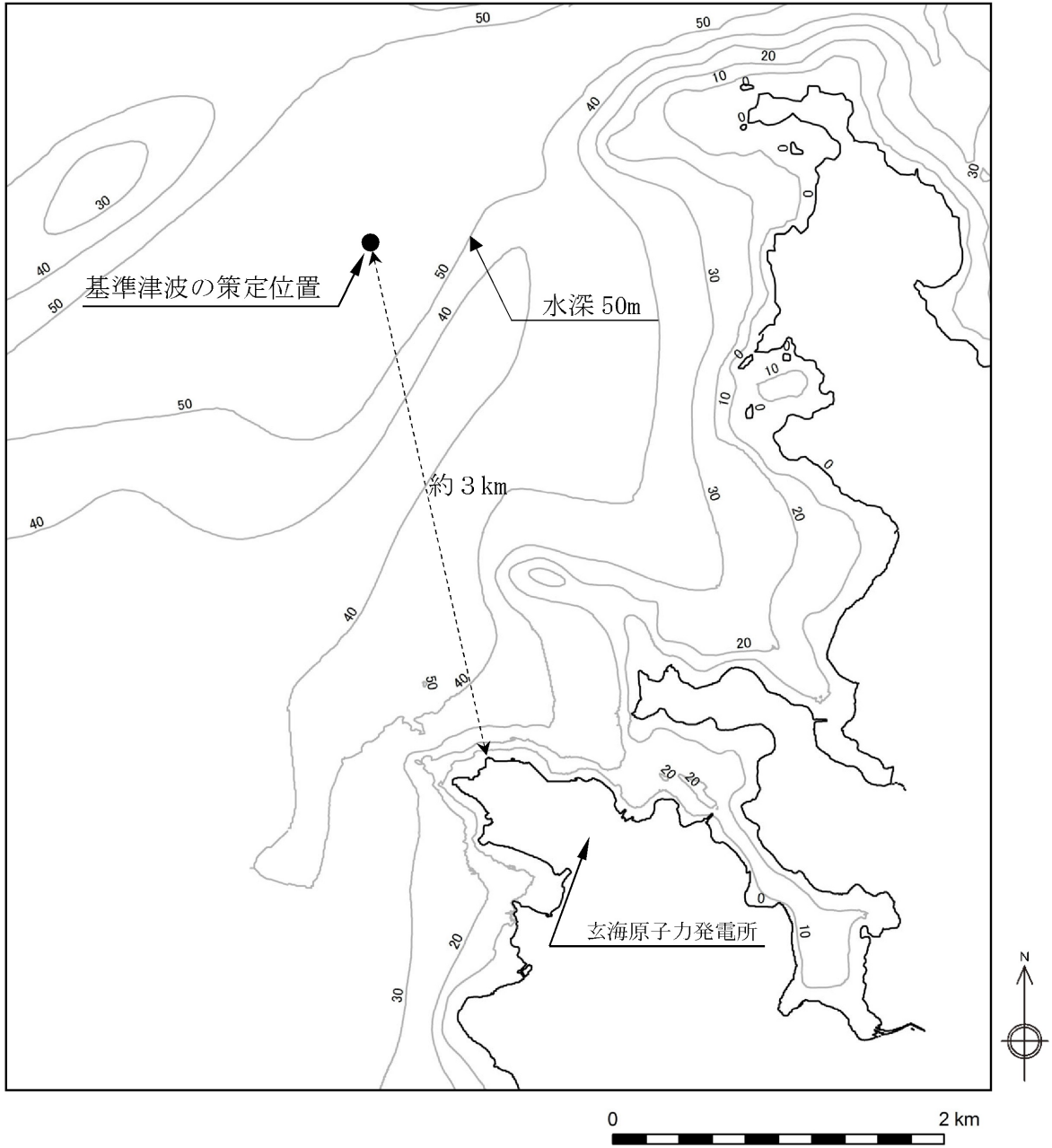
加速度 (水平方向 : SS-5_{EW})

加速度 (cm/s^2)



加速度 (鉛直方向 : SS-5_{UD})

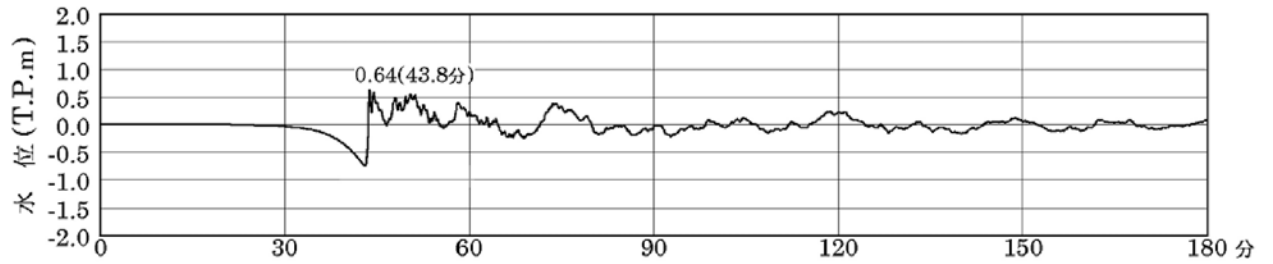
第 1.3.1-8 図 基準地震動 SS-5 の時刻歴波形



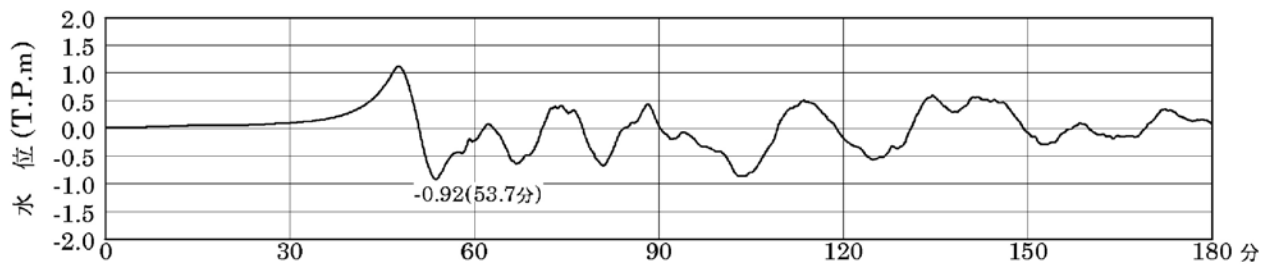
第 1.3.1-9 図 基準津波の策定位置

【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1.3.1-10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29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

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 4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4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、燃料取替用水ピット、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。燃料取替用水ピットは、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、燃料取替用水ピット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ピットは安全重要度分類（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チャンネル、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 の対象システムを明確にする。
1.2	システムの概要	当該システムの主たる機能、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	当該システムの設計に係り、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	システムの設計要件	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	システム機能整理表に基づき、当該システム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、当該システム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システムに関する設計要件	当該システム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	
3.1	システム構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該システム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

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ピット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末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) 燃料取替用水ピット水のほう素濃度

燃料取替用水ピット水のほう素濃度は、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ピット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) 燃料取替用水ピット水の水量

燃料取替用水ピットの水量は、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ピット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) 燃料取替用水ピット水の水量

燃料取替用水ピットの水量は、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、燃料取替用水ピット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）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)	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	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 機 能	燃 料 プ ール 水 の 補 給 機 能	原 子 炉 冷 却 材 の 圧 力 バ ウ ン ダ リ に 直 接 接 続 さ れ 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
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ピット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ピットは、『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、燃料取替用水ピットは、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、燃料取替用水ピットは 1 基設置している。また、燃料取替用水ピット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 一般事項編に明記される。

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、火山及び外部火災を想定し、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に設計している。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次冷却管には、LBBを適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップ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		
						許認可書類における記載事項	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、使用済燃料ビットクレーン、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。
使用済燃料ビットクレーン (1・2・4号機共用)	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。 (5-1)(5-3)(5-5)(5-7)(5-8)(5-9) 燃料取扱棟クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ビットクレーン、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、使用済燃料ビットクレーン、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。

1.3-354

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		
						許認可書類における記載事項	設工認要目表	保安規定
使用済燃料ピット (1・2・4号機共用)	燃料集合体 1504(1517)	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:ボロン添加(0.95~1.05wt%)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。
燃料取替チャンネル	-	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(設計基準対象施設としてのみ1・2・4号機共用)	燃料集合体 1504 (内560体は1・2・4号機共用)	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1,500体分(全炉心燃料の約490%相当分並びに全炉心燃料の約290%相当分(1号、2号及び4号炉共用))	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	燃料集合体 13	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。	-
新燃料貯蔵庫	燃料集合体130	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	-	-	-

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		
						許認可書類における記載事項	設工認要目表	保安規定
4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	—	—	—
4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	—	—	—
4A,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	—	—	—
4号燃料取替用水ピット	容量:2,100m ³	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:2,500ppm以上	参考資料に示す。	ほう酸水量:1,860m ³ 以上 ほう素濃度:2,500ppm以上
4A,B燃料取替用水ポンプ	—	MS-2	DB3 /-	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 4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4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			
	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れ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

¹1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。

体積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ラ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ラクタを有しなければならない。蒸気発生器は、フローリストラ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ラクタ面積

蒸気発生器フローリストラクタ面積は、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ラクタによる主蒸気流量制限	加圧器逃がし弁誤開時の最大容量
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」（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 一般事項編に明記される。

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

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、火山及び外部火災を想定し、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に設計している。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、高温高压の流体を内包する 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 次冷却材管には LBB を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップ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、高压タービン・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つて、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

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 添付書類ハ	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ラクタ A) 蒸気発生器フローリストラクタ面積	—	—	—
A、B、C、D1次冷却材ポンプ	容量: 20,100m ³ /h/個(注2)	PS-1 PS-3 (注2) 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 ² G	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、「—」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			
						設置許可添付書類ハ	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	—	—	—	
4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	—	—	—	
4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	—		—	—
4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、「—」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 添付書類ハ	設工認要目表	保安規定
4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			

1.3-376

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
主蒸気及び主給水系統

玄海原子力発電所 4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 4 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			
	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に、弁容量を制限しなければならない。したがって、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ではないことから、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)
			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	量 主給水制御弁誤開時の主給水流	蒸気放出流量 蒸気発生器伝熱管破損時の系外
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 一般事項編に明記される。

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、火山及び外部火災を想定し、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に設計している。安全施設的环境条件には、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、高温高压の流体を内包する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、1次冷却材管には、LBBを適応し、主蒸気・主給水管については配管ホイップ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、高压タービン・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A	設工認要目表	保安規定
4A、4B、4C、4D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	—	—	—
4A、4B、4C、4D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	—	—	—
4A、4B、4C、4D1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
4A、4B、4C、4D2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
4A、4B、4C、4D3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
4A、4B、4C、4D4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、「—」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	設工認要目表	保安規定
4A、4B、4C、4D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
4A、4B、4C、4D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
4A、4B、4C、4D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	—	—	—
4A、4B、4C、4D、4E、4F、4G、4H、4J、4K、4L、4Mタービンバイパス弁	空気作動弁	PS-3 (注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	—	—	—
4A、4B、4C、4D主蒸気逆止弁	逆止弁	MS-2	— / —	C	2)異常状態の緩和機能	—	—	—
4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	—	—	—
4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、「—」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	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	—	—	—
4A、4B、4C、4D主給水隔離弁	電動弁	MS-1 MS-2	DB2 / —	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 2) 異常状態の緩和機能	—	—	—
4A、4B、4C、4D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)
4A、4B、4C、4D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)
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	—	—	—

1.3-395

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。

設計基準文書 系統編

余熱除去系統

玄海原子力発電所 4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4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、燃料取替用水ピット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は2.2.1に示される。

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」（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、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	設備の仕様及び確安全機能		
	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 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、燃料取替用水ピット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ピット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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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）」を参照すると、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 一般事項編に明記される。

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、火山及び外部火災を想定し、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に設計している。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、高温高压の流体を内包する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次冷却管には、LBBを適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップ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・ディスク及び高压タービン・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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊を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。

1 0) 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。

1 1) 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つて、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つては、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。

1 2) 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

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	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				—			—

1.3-412

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。

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、「—」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	—	—	—

1.3-414

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。

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、「—」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、「—」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 4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4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、燃料取替用水ピット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			
	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) 高压注入系としての炉心注入機能

高压注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号を受けて、燃料取替用水ピットのほう酸水を高压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) 高压注入ポンプ流量

高压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、高压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、高压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、高压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、高压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) 高压注入系の動作遅れ時間

高压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経過以降に高压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ピット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、燃料取替用水ピット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末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、燃料取替用水ピットからのほう酸水が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。燃料取替用水ピットのほう素濃度は、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。燃料取替用水ピット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)	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	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	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	※3
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	※2	—	—	—	
	原子炉冷却材喪失※4	添付書類十 3.2.1	○	—	—	—	—	
	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	○	—	—	—	—	
	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ピット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)	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	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	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 ※2
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 一般事項編に明記される。

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、火山及び外部火災を想定し、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ため、溢水源に対して、没水、被水及び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に設計している。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、高温高压の流体を内包する1次冷却材管及び主蒸気管、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次冷却材管には、LBBを適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップ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・ディスク及び高压タービン・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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊を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。

1 0) 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。

1 1) 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つて、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つては、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。

1 2) 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 添付書類ハ	設工認要目表	保安規定
4A.4B 高压注入ポンプ	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) 高压注入系としての炉心注入機能 A) 高压注入ポンプ流量 B) 高压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／高压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／高压注入ポンプが手動起動可能であることを確認する。(4-96) (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) 高压注入ポンプ流量 B) 高压注入系の動作遅れ時間			—
4A.4B 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) 高压注入系としての炉心注入機能 A) 高压注入ポンプ流量	—	—	—
					2) 未臨界維持機能 A) 高压注入ポンプ流量	—	—	—
					4) (低压注入系としての) 炉心冷却機能	—	—	—
4A.4B 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) 高压注入系としての炉心注入機能 A) 高压注入ポンプ流量	—	—	—
					2) 未臨界維持機能 A) 高压注入ポンプ流量	—	—	—
					4) (低压注入系としての) 炉心冷却機能	—	—	—
4A.4B 高压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) 高压注入系としての炉心注入機能 A) 高压注入ポンプ流量	—	—	—
					2) 未臨界維持機能 A) 高压注入ポンプ流量	—	—	—

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
4A,4B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	—	—	—
4A,4B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	—	—	—
4A,4B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	—	—	—
4A,4B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	—	—	—
4A,4B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	—	—	—
4AB高圧注入ポンプ出口連絡弁AB	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	—	—	—
					2) 未臨界維持機能 A) 高圧注入ポンプ流量	—	—	—
4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		
						設置許可添付書類ハ	設工認要目表	保安規定
4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) 原子炉冷却材圧カバウンダリ機能	—	—	—
4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	—	—	—
4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) 原子炉冷却材圧カバウンダリ機能	—	参考資料に示す。	—
4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 (4V-SI-082B,Cのみ)	—	—	—
					5) 原子炉冷却材圧カバウンダリ機能	—	参考資料に示す。	—
4A,4BC/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	—	—	—
4A,4B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	—	—	—

1.3-437

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 添付書類ハ	設工認要目表	保安規定
4A,4B,4C,4D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	—	—	—
4A,4B,4C,4D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。	—
4A,4B,4C,4D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。	—
4A,4B,4C,4D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2,500ppm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: 2,500ppm以上
4A,4B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	—	—	—
4A, 4B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、「—」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) 原子炉冷却材圧カバウンダリ機能	—	—	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 4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4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等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	
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)
			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
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	—	—	—	—	○	—
	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：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。

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（JEAG4612-1998）」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 一般事項編に明記される。

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、火山及び外部火災を想定し、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に設計している。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、高温高压の流体を内包する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次冷却管には、LBBを適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップ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、高压タービン・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つて、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つては、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、「—」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
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抽出オリフイス出口内隔離弁	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	DB2 / —	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	—	—	—
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	—	—	—

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(3/6)

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	—	—	—
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	—	—	—

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(4/6)

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
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	—	—	—
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	—	—	—

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(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) (4-32)
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	—	—	—
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 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ 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 $2.3\text{m}^3/\text{h}$ 以下で あること

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(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(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、「—」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 4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4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	
	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
- 第二十二條 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 一般事項編に明記される。

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す通り、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、火山及び外部火災を想定し、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、高温高压の流体を内包する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次冷却材管には、LBBを適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップ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、高压タービン・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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊を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。

1 0) 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。

1 1) 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つて、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つては、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。

1 2) 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 (4A-CCWP, 4B-CCWP) - (4C-CCWP, 4D-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 (3CCH1A) - (3CCH1B)	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	—	—	—
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	—	—	—

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。	—	—	—
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 4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4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	
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
- 第二十二條 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 一般事項編に明記される。

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す通り、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、火山及び外部火災を想定し、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に設計している。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次冷却材管には、LBBを適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップ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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、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: 2,600m ³ /h (注2) 揚程: 49m (注2)	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	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	—	—	—

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, 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	安全上特に重要な関連機能(間接関連系) 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(設計流量)流量を確保する必要がある。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。	—	—	—
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、「—」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 4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 4 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、復水ピット、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、復水ピットを水源として、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、安全重要度及び並びに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 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				
	3.1	系統構成設備	2.2.1 章を踏まえ、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の防止
- 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の防止
- 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 2.1.1-1 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ではあるが、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ピットの容量は、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 設計基準事象または重大事故等			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	除熱をする機能 原子炉停止後の
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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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 大きめの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	<ul style="list-style-type: none"> 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 一般事項編に明記される。

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、火山及び外部火災を想定し、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に設計している。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、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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、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つて、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つては、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	—/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	—/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)
4号T/D AFWP駆動蒸気入口弁 A, B	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 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(2/3)

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
4A M/D AFWP出口流量設定弁 A, B 4B M/D AFWP出口流量設定弁 C, D	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 F) 補助給水の流量調整機能	—	—	—
4A, 4B, 4C, 4D 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 (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。	—	—	—
4A, 4B, 4C, 4D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供給 E) 補助給水の隔離機能	—	—	—
4A, 4B M/D AFWP復水ピット側 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	—	—	—
4号T/D AFWP復水ピット側逆 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	—	—	—
4A, 4B M/D AFWP出口逆止弁	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	—	—	—
4A, 4B M/D AFWPミニフローラ イン逆止弁	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	—	—	—
4号T/D AFWPミニフローライン 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	—	—	—

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(3/3)

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
4A M/D AFWP出口流量設定後逆止弁A, B 4B 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	—	—	—
4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	—	—	—
4A, 4B, 4C, 4D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	—	—	—
4号復水ピット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	—	—	—
4号復水ピット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	—	—	—
復水ピット	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: 1,020m ³ 以上 (モード1~4のときの運転上の制限)
4号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

原子炉及び炉心

玄海原子力発電所 4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 4 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又はガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットをジルカロイ-4 で被覆した燃料棒、制御棒案内シムプル、炉内計装用案内シムプル、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 本が制御棒案内シムプル、残り 1 本が計装用案内シムプルである。制御棒案内シムプルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源又はシムプ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ムプ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ー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、熱エネルギー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プルの内を上下に移動する。制御棒案内シンプルの下部は、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、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウラン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				
	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、ガドリニア濃度等を考慮する。

- a. 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶解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、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。

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プ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プ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に設計する。(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び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	(※1) 炉心形状の維持機能	能 原子炉の緊急停止機	ウ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 (※1)	止 過剰反応度の印加防機能	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ー上昇熱水路係数 $F^{N_{\Delta H}}$
 - ・ 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 4 号機では MOX 燃料は使用されていないため、本項目は確認対象外である。

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、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウラン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ムプ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 一般事項編に明記される。

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、火山及び外部火災を想定し、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。

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。

燃料集合体、炉内構造物及び制御棒クラスタ駆動装置の環境条件は参照図書にて規定している。

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を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。

3. 設備の仕様及び安全機能

3.1. 機器構成設備

3.1.1. 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）

原子炉及び炉心を構成する機械設備の仕様及び安全機能について表 3.1-1～3.1-3 に示す。

3.1.2. 炉心(核設計)

原子炉及び炉心のうち核設計に関する仕様及び安全機能について表 3.1-4 に示す。

ここで、核設計に関して、核設計が対象とするものは炉心の特性を示す核設計パラメータであるため、機器名称を炉心とし、運転段階において管理すべき核設計パラメータごとに確認事項等を展開している。管理すべき核設計パラメータは、表 2.2.1.3-1 に示す項目に限定することができるものの、各々の核設計パラメータの入力条件や関連する前提条件を担保するために、運転管理項目を定め所定の範囲におさまるように管理する必要がある。これらの運転管理項目は、基本的には保安規定に記載されており、表 3.1-4 に示すとおりである。

3.1.3. 炉心(熱水力)

原子炉及び炉心のうち熱水力設計に関する仕様及び安全機能について表 3.1-5 に示す。

表3.1-1 各設備の仕様及び安全機能(1/1)(燃料)

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
燃料集合体(燃料除く)	外寸: 約214mm×約 214mm 全長: 約4.1 m	PS-1	—	—	1)炉心形状の維持機能 6)-1 燃料棒曲がり	集合体全長:約4.1m 集合体断面寸法:約 214mm×約214mm	参考資料に示す。	燃料外観検査を行い、 健全性に異常のない ことを確認する(定期 事業検査時)
制御棒案内シンプル	—	MS-1	—	—	2) 原子炉の緊急停止機能	挿入時間:2.2秒以下 (トリップ時、全ストローク の85%挿入までの 時間)(注2)	参考資料に示す。	制御棒の全引抜位置 からの落下時間:2.5秒 以下(原子炉トリップ信 号発信から全ストロー クの85%に至るまでの 時間)(注2)
制御棒クラスタ	—	MS-1	—	—	2) 原子炉の緊急停止機能	挿入時間:2.2秒以下 (トリップ時、全ストロー クの85%挿入までの 時間)(注2)	参考資料に示す。	制御棒の全引抜位置 からの落下時間:2.5秒 以下(原子炉トリップ信 号発信から全ストロー クの85%に至るまでの 時間)(注2)

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: 工認及び保安規定での挿入時間の記載は、設置許可での「落下開始から全ストロークの85%挿入までの時間(2.2秒)」と原子炉トリップ時の安全保護系の応答時間として安全解析で考慮されている時間遅れのうち、「原子炉トリップ遮断器の開放時間(0.15秒)」及び「制御棒の切り離し時間(0.15秒)」を加え、定期事業検査に対応した範囲としている。

表3.1-2 各設備の仕様及び安全機能(1/1)(炉内構造物)

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
炉心支持構造物 上部炉心構造物 下部炉心構造物	—	PS-1	DB炉心支持構造物 ／ SAその他	S	1) 炉心形状の維持機能	—	—	—
制御棒クラスタ案内管	—	MS-1	—／—	S	2) 原子炉の緊急停止機能	挿入時間:2.2秒以下(トリップ時、全ストロークの85%挿入までの時間)(注2)	参考資料に示す。	制御棒の全引抜位置からの落下時間:2.5秒以下(原子炉トリップ信号発信から全ストロークの85%に至るまでの時間)(注2)

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: 工認及び保安規定での挿入時間の記載は、設置許可での「落下開始から全ストロークの85%挿入までの時間(2.2秒)」と原子炉トリップ時の安全保護系の応答時間として安全解析で考慮されている時間遅れのうち、「原子炉トリップ遮断器の開放時間(0.15秒)」及び「制御棒の切り離し時間(0.15秒)」を加え、定期事業者検査に対応した範囲としている。

表3.1-3 各設備の仕様及び安全機能(1/1)(制御棒クラスタ駆動装置)

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	工認要目表	保安規定
制御棒クラスタ駆動装置 圧カハウジング コイルアセンブリ ラッチアセンブリ 駆動軸	—	PS-1 / MS-1	DB1 / —	S	3)原子炉冷却材圧カバウンダリ機能 4)過剰反応度の印加防止機能 5)未臨界維持機能 2)原子炉の緊急停止機能	最高使用圧力:175kg/cm ² G 最高使用温度:343℃ (1次冷却設備 第5.1.3表 原子炉容器の主要仕様より引用)	参考資料に示す。	— 制御棒の全引抜位置からの落下時間:2.5秒以下(原子炉トリップ信号発信から全ストロークの85%に至るまでの時間)(注2)

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: 工認及び保安規定での挿入時間の記載は、設置許可での「落下開始から全ストロークの85%挿入までの時間(2.2秒)」と原子炉トリップ時の安全保護系の応答時間として安全解析で考慮されている時間遅れのうち、「原子炉トリップ遮断器の開放時間(0.15秒)」及び「制御棒の切り離し時間(0.15秒)」を加え、定期事業者検査に対応した範囲としている。

表3.1-4 各設備の仕様及び安全機能(1/3)(炉心(核))

機器名称	設備概略仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項			耐震に係る 設計要件 関連図書
						設置許可 添付書類A	工認要目表	保安規定	
炉心	反応度停止余裕	—	—	—	安全機能全般に関連	$\geq 1.6\% \Delta k/k$	参考資料に示す。	第95条 燃料の取替等 燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷する場合は、燃料取替実施計画(燃料装荷)に従うこと。 第26条 炉物理検査 —モード2— 1.6% $\Delta k/k$ 以上であること 第95条 燃料の取替等 燃料取替実施計画(燃料装荷)を定める前に、燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷した後の原子炉起動から次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度を用いて、取替炉心の安全性評価を行うこと。 第28条 原子炉熱出力 3,423MWt以下であること 第23条 制御棒の挿入限界 モード1及び2(臨界状態)において、制御グループバンクが挿入限界以上であること及びオーバーラップを満足していること 第22条 制御棒動作機能 全ての制御棒が不整合でないこと。 第24条 制御棒位置指示 制御棒位置指示装置及びステップカウンタが動作可能であること。 第19条 停止余裕	
炉心	最大線出力密度	—	—	—	安全機能全般に関連	$\leq 41.5kW/m$	—	第94条 燃料の検査 第29条 熱流束熱水路係数 原子炉熱出力が50%を超える場合、 $2.32/P \times K(Z)$ 以下であること。 第95条 燃料の取替等 燃料取替実施計画(燃料装荷)を定める前に、燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷した後の原子炉起動から次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度を用いて、以下の項目について取替炉心の安全性評価を行うこと。(5-6) 第28条 原子炉熱出力 3,423MWt以下であること 第22条 制御棒動作機能 全ての制御棒が不整合でないこと 第24条 制御棒位置指示 制御棒位置指示装置及びステップカウンタが動作可能であること 第32条 1/4炉心出力偏差 1.02以下であること 第31条 軸方向中性子束出力偏差 原子炉熱出力が50%以上の場合、目標範囲内にあること 第23条 制御棒の挿入限界 モード1及び2(臨界状態)において、制御グループバンクが挿入限界以上であること及びオーバーラップを満足していること	
炉心	水平方向ビーキング係数 F_{xy}^n	—	—	—	安全機能全般に関連	≤ 1.48	—	第95条 燃料の取替等 燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷する場合は、燃料取替実施計画(燃料装荷)に従うこと。 第30条 核的エンタルピ上昇熱水路係数 $1.64(1+0.3(1-P))$ 以下であること 第95条 燃料の取替等 燃料取替実施計画(燃料装荷)を定める前に、燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷した後の原子炉起動から次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度を用いて、取替炉心の安全性評価を行うこと。 第28条 原子炉熱出力 3,423MWt以下であること 第23条 制御棒の挿入限界 モード1及び2(臨界状態)において、制御グループバンクが挿入限界以上であること及びオーバーラップを満足していること 第22条 制御棒動作機能 全ての制御棒が不整合でないこと。 第24条 制御棒位置指示 制御棒位置指示装置及びステップカウンタが動作可能であること。 第32条 1/4炉心出力偏差 1.02以下であること	

表3.1-4 各設備の仕様及び安全機能(2/3)(炉心(核))

機器名称	設備概略仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項			耐震に係る 設計要件 関連図書
						設置許可 添付書類A	工認要目表	保安規定	
炉心	減速材温度係数	—	—	—	安全機能全般に関連	$-94 \sim +8 \times 10^{-6} (\Delta k/k)/^{\circ}C$	—	第95条 燃料の取替等 第21条 減速材温度係数 モード1及び2(臨界状態)において、負であること モード1、2及び3において、 $-95 \times 10^{-5} \Delta k/k/^{\circ}C$ 以上であること 第95条 燃料の取替等 燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷する場合は、燃料取替実施計画(燃料装荷)に従うこと。 第21条 減速材温度係数 第26条 炉物理検査 —モード2— モード1及び2(臨界状態)において、負であること 第95条 燃料の取替等 燃料取替実施計画(燃料装荷)を定める前に、燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷した後の原子炉起動から次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度を用いて、取替炉心の安全性評価を行うこと。 第28条 原子炉熱出力 3.423MWt以下であること 第23条 制御棒の挿入限界 モード1及び2(臨界状態)において、制御グループバンクが挿入限界以上であること及びオーバーラップを満足していること 第22条 制御棒動作機能 全ての制御棒が不整合でないこと 第24条 制御棒位置指示 制御棒位置指示装置及びステップカウンタが動作可能であること	
炉心	出力運転時ほう素濃度	—	—	—	安全機能全般に関連	—	2.100ppm以下	第95条 燃料の取替等 燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷する場合は、燃料取替実施計画(燃料装荷)に従うこと。 第95条 燃料の取替等 燃料取替実施計画(燃料装荷)を定める前に、燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷した後の原子炉起動から次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度を用いて、取替炉心の安全性評価を行うこと。 第28条 原子炉熱出力 3.423MWt以下であること 第23条 制御棒の挿入限界 モード1及び2(臨界状態)において、制御グループバンクが挿入限界以上であること及びオーバーラップを満足していること 第22条 制御棒動作機能 全ての制御棒が不整合でないこと 第24条 制御棒位置指示 制御棒位置指示装置及びステップカウンタが動作可能であること	
炉心	燃料集合体最高燃焼度	—	—	—	安全機能全般に関連	$\leq 48,000 \text{MWd/t}$	48,000MWd/t	第95条 燃料の取替等 燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷する場合は、燃料取替実施計画(燃料装荷)に従うこと。 第95条 燃料の取替等 燃料取替実施計画(燃料装荷)を定める前に、燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷した後の原子炉起動から次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度を用いて、取替炉心の安全性評価を行うこと。 第28条 原子炉熱出力 3.423MWt以下であること 第23条 制御棒の挿入限界 モード1及び2(臨界状態)において、制御グループバンクが挿入限界以上であること及びオーバーラップを満足していること 第22条 制御棒動作機能 全ての制御棒が不整合でないこと 第24条 制御棒位置指示 制御棒位置指示装置及びステップカウンタが動作可能であること	
炉心	燃料棒最高燃焼度(MOX燃料装荷炉心の場合)	—	—	—	安全機能全般に関連	—	—	—	
炉心	最大反応度添加率	—	—	—	安全機能全般に関連	$\leq 7.5 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$	—	第95条 燃料の取替等 燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷する場合は、燃料取替実施計画(燃料装荷)に従うこと。 第95条 燃料の取替等 燃料取替実施計画(燃料装荷)を定める前に、燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷した後の原子炉起動から次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度を用いて、取替炉心の安全性評価を行うこと。 第28条 原子炉熱出力 3.423MWt以下であること 第23条 制御棒の挿入限界 モード1及び2(臨界状態)において、制御グループバンクが挿入限界以上であること及びオーバーラップを満足していること 第22条 制御棒動作機能 全ての制御棒が不整合でないこと 第24条 制御棒位置指示 制御棒位置指示装置及びステップカウンタが動作可能であること	

表3.1-4 各設備の仕様及び安全機能(3/3)(炉心(核))

機器名称	設備概略仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項			耐震に係る 設計要件 関連図書
						設置許可 添付書類A	工認要目表	保安規定	
炉心	制御棒クラスタ落下時の値値 及び 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 $F_{\Delta H}^N$	—	—	—	安全機能全般に関連	制御棒値値: $\leq 0.25\% \Delta k/k$ 核的エンタルピ上昇熱水路係数: ≤ 1.87	—	<p>第95条 燃料の取替等 燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷する場合は、燃料取替実施計画(燃料装荷)に従うこと。</p> <p>第95条 燃料の取替等 燃料取替実施計画(燃料装荷)を定める前に、燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷した後の原子炉起動から次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度を用いて、取替炉心の安全性評価を行うこと。</p> <p>第28条 原子炉熱出力 3,423MWt以下であること</p> <p>第23条 制御棒の挿入限界 モード1及び2において、停止グループバンクが挿入限界以上であること モード1及び2(臨界状態)において、制御グループバンクが挿入限界以上であること及びオーバーラップを満足していること</p> <p>第22条 制御棒動作機能 全ての制御棒が不整合でないこと</p> <p>第24条 制御棒位置指示 制御棒位置指示装置及びステップカウンタが動作可能であること</p>	
炉心	制御棒クラスタ飛び出し時の値値 及び 制御棒クラスタ飛び出し時の熱流束熱水路係数FQ	—	—	—	安全機能全般に関連	<p>制御棒値値(%$\Delta k/k$) (サイクル初期 高温全出力時) ≤ 0.12 (サイクル初期 高温零出力時) ≤ 0.66 (サイクル末期 高温全出力時) ≤ 0.18 (サイクル末期 高温零出力時) ≤ 0.87</p> <p>熱流束熱水路係数 (サイクル初期 高温全出力時) ≤ 7.0 (サイクル初期 高温零出力時) ≤ 15 (サイクル末期 高温全出力時) ≤ 6.8 (サイクル末期 高温零出力時) ≤ 25</p>	—	<p>第95条 燃料の取替等 燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷する場合は、燃料取替実施計画(燃料装荷)に従うこと。</p> <p>第95条 燃料の取替等 燃料取替実施計画(燃料装荷)を定める前に、燃料を貯蔵施設から原子炉へ装荷した後の原子炉起動から次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度を用いて、取替炉心の安全性評価を行うこと。</p> <p>第28条 原子炉熱出力 3,423MWt以下であること</p> <p>第23条 制御棒の挿入限界 モード1及び2(臨界状態)において、制御グループバンクが挿入限界以上であること及びオーバーラップを満足していること</p> <p>第22条 制御棒動作機能 全ての制御棒が不整合でないこと</p> <p>第24条 制御棒位置指示 制御棒位置指示装置及びステップカウンタが動作可能であること</p>	

表3.1-5 各設備の仕様及び安全機能(1/1)(炉心(熱水力))

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA)	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	工認要目表	保安規定
炉心	定格出力時の最小DNBR	—	—	—	—	1.80 (定格出力時の最小DNBR)	—	第28条 原子炉熱出力 3.423MWt以下であること 第30条 核的エンタルピ上昇熱水路 係数 1.60(1+0.2(1-P))以下であること 第31条 軸方向中性子束出力偏差 原子炉熱出力が50%以上の 場合、目標範囲内にあること 原子炉熱出力が15%を超え 50%未満の場合、許容運転 制限範囲内にあること 第32条 1/4炉心出力偏差 1.02以下であること
	定格出力時の燃料棒最大線出力密度	—	—	—	—	43.1kW/m 34.5kW/m(ガドリニア入り燃料)	—	第29条 熱流束熱水路係数 原子炉熱出力が50%を超え る場合、 $2.32/P \times K(Z)$ 以下 であること 第31条 軸方向中性子束出力偏差 原子炉熱出力が50%以上の 場合、目標範囲内にあること 第32条 1/4炉心出力偏差 1.02以下であること

設計基準文書 系統編
計測制御系統

玄海原子力発電所 4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4号機の計測制御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

計測制御系統は、以下の設備から構成されており、それぞれの概要を示す。

1.2.1. 原子炉計装

計測制御系統の一つとして、原子炉の運転制御及び保護動作に必要な炉心に関する情報を得るために、以下のような原子炉計装を設ける。

・ 炉外核計装

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

1.2.2. プロセス計装

プラントの適切かつ安全な運転のために1次冷却系をはじめとし、各補助系における必要なプロセス量の測定を行い、その信号の一部は、原子炉保護設備、工学的安全施設作動設備及び原子炉制御設備に用いる。プロセス計装設備は、検出器のほかに、各種アナログ計器を収納する計装盤から構成し、主要なパラメータは、中央制御盤に指示、記録し、必要なものは警報を発信する。発電用原子炉の停止及び炉心冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

1.2.3. 原子炉保護設備

原子炉保護設備は、原子炉計装あるいは、安全保護系のプロセス計装からの信号により、運転中の異常な過渡変化時あるいは、設計基準事故時に際し工学的安全施設の作動とあいまって燃料の許容設計限界、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリを保護するため原子炉停止系統を作動させ、発電用原子炉を自動停止させる。

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

1.2.4. 工学的安全施設作動設備

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

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

1.2.5. 制御室

(1) 中央制御室

計測制御系統施設のうち、プラント主系統（発電用原子炉及びタービン発電機）の運転に必要な監視及び操作装置を、集中化し、設置するための中央制御室（3、4号炉共用）を設け、同室内に中央制御盤等を設置する。

(2) 中央制御室外原子炉停止装置

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

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	1.2 章で示した、計測制御系統の各設備について、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	各設備がもっている安全機能について、それに関する設計要件を、安全解析での想定に紐づく要求事項をベースとして記載する。	
		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、耐環境性など、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確認事項				
	3.1	監視対象及び構成設備	2.2.1 章を踏まえ、当該系統の安全機能を実現するための監視対象及び機能を実現する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

計測制御系統は、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
- 第十条 誤操作の防止

2.1.1.1. 第十条 誤操作の防止

- 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
- 第十五条 炉心等
- 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
- 第二十一条 残留熱を除熱することができる設備
- 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
- 第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統
- 第二十六条 原子炉制御室等
- 第三十二条 原子炉格納施設
- 第三十三条 保安電源設備

2.2. 系統の設計要件

2.1 項で示した計測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、区分ごとに計測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、第三十三条については、計測制御系統の機能を発揮するための前提となる機能（駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は電源設備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
- 第十五条 炉心等
- 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
- 第二十一条 残留熱を除熱することができる設備
- 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
- 第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統
- 第二十六条 原子炉制御室等
- 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（単一故障想定、多重性又は多様性、独立性、耐環境性、飛散物による損層の防止）

2.2.1. 安全機能要求に関する設計要件

計測制御系統には、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。

2.2.1.1. 原子炉計装

1)工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能（安全重要度：MS・1）

運転時の過出力、出力の異常な上昇など設計基準事故時において、原子炉を自動的に停止する機能（原子炉トリップ機能）を設ける（設置許可基準規則二十四条）。このために必要となる原子炉計装設備を設ける。このための監視パラメータについては、2.2.1.3に併せて示す。

2)緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（安全重要度：MS・3）

a)ほう素の異常な希釈の監視（安全解析対象）：原子炉停止中のほう素の希釈事象の監視のため、炉外核計装（中性子源領域中性子束）による監視、及び異常な上昇があった際には警報を発信する設計とする（設置許可基準規則十五条）。

b)ほう素の異常な希釈の監視（安全解析対象）：原子炉出力運転中にほう素の希釈による制御棒の異常な挿入状態を監視するため、制御棒クラスタの位置を監視し、異常な挿入があった際には警報を発信する設計とする（設置許可基準規則十五条）。

2.2.1.2. プロセス計装

1) 事故時のプラント状態の把握機能（MS・2）

設計基準事故の発生時の状態の把握、対策を講じるために必要となるプラント監視パラメータを計測する設備、及び表示、記録するための設備を設け、中央制御室に表示される設計とする。これらの設備は、計測範囲が監視の対象とする設計基準事故において変動範囲を含む設計とする。必要となる主なプラント監視パラメータを以下に示す（設置許可基準規則二十三条）。

- 1次冷却材温度（高温側、低温側）
- 1次冷却材圧力（広域）
- ほう酸タンク水位
- 補助給水流量
- 蒸気発生器広域水位
- 復水ピット水位
- 燃料取替用水ピット水位
- 格納容器内温度
- 格納容器水位（広域、狭域）
- 原子炉補機冷却水サージタンク水位
- 制御用空気圧力
- 高圧注入流量
- 低圧注入流量

2.2.1.3. 原子炉保護装置

- 1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 (MS-1)
- 4) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能 (MS-1)
- 5) 安全上特に重要な関連機能を直接作動、制御する機能 (MS-1)

運転時の過出力、出力の異常な上昇など設計基準事故時において、原子炉を自動的に停止するため複数の原子炉トリップ信号を設ける設計とする。このため、必要となるプラント監視パラメータを計測する設備、及び停止条件を判定するための演算を実行する設備、及び停止動作を実施する設備により構成される設計とする（設置許可基準規則二十四条）。

原子炉トリップとそのパラメータを以下の表に示す。

機能	プラント監視パラメータ	安全解析において当該機能が作動している事象
・ 中性子源領域中性子束高	・ 中性子源領域中性子束	—
・ 中間領域中性子束高	・ 中間領域中性子束	—
・ 出力領域中性子束高（低設定）	・ 出力領域中性子束	・ 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き ・ 制御棒飛び出し
・ 出力領域中性子束高（高設定）	・ 出力領域中性子束	・ 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き ・ 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 ・ 制御棒飛び出し
・ 出力領域中性子束変化率高	・ 出力領域中性子束	—
・ 過大温度 ΔT 高	・ 1次冷却材温度（高温側） ・ 1次冷却材温度（低温側） ・ 加圧器圧力 ・ 出力領域中性子束	・ 出力運転中の制御棒の異常な引抜き ・ 原子炉冷却材系の異常な減圧 ・ 蒸気発生器伝熱管破損
・ 過大出力 ΔT 高	・ 1次冷却材高温側温度 ・ 1次冷却材低温側温度 ・ 出力領域中性子束	—
・ 原子炉圧力高（加圧器圧力高）	・ 加圧器圧力	・ 主給水流量喪失 ・ 負荷の喪失
・ 原子炉圧力低（加圧器圧力低）	・ 加圧器圧力	・ 制御棒の落下及び不整合 ・ 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動 ・ 原子炉冷却材喪失

機能	プラント監視パラメータ	安全解析において当該機能が作動している事象
・ 1次冷却材流量低	・ 1次冷却材流量	・ 原子炉冷却材の部分流量喪失 ・ 原子炉冷却材ポンプの軸固着
・ 1次冷却材ポンプ電源電圧低	・ 1次冷却材ポンプ電源低電圧リレー	・ 原子炉冷却材流量の喪失
・ 1次冷却材ポンプ電源周波数低	・ 1次冷却材ポンプ電源周波数リレー	—
・ タービントリップ	・ 非常用遮断器油圧 ・ 主蒸気止め弁開閉状態	—
・ 蒸気発生器水位低	・ 蒸気発生器狭域水位	・ 主給水流量喪失 ・ 主給水管破断
・ 加圧器水位高	・ 加圧器水位	—
・ 地震加速度高（水平方向加速度高、垂直方向加速度高）	・ 地震計	—
・ 手動	—	—

安全保護系のアナログ回路は、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ことができる設計とする（設置許可基準規則二十四条）。このため、以下の点について考慮した設計とする。

- a) 安全保護系のアナログ回路は、これが収納された盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させない措置を実施することで物理的に分離するとともに、外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、ゲートウェイを介して一方向通信（送信のみ）にすることにより送信のみに制限することで機能的に分離し、外部からの不正アクセスを防止する設計とする。
- b) 発電所出入管理による物理的アクセスの制限により不正な変更等による承認されていない動作や変更を防止する設計とする。

2.2.1.4. 工学的安全施設作動設備

- 1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 (MS・1)
- 2) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能 (MS・1)
- 3) 安全上特に重要な関連機能を直接作動、制御する機能 (MS・1)
- 4) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器の状態を監視する機能 (MS・2)
- 5) 安全上特に重要な関連機能の状態を監視する機能 (MS・2)
- 6) 燃料プール水の補給機能、放射性物質放出の防止機能を直接作動、制御する機能 (MS・2)
- 7) 異常状態の緩和機能を直接作動、制御する機能 (MS・2)

原子炉冷却材喪失などの設計基準事故時において、必要に応じ工学的安全施設作動設備を動作させ非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器隔離弁あるいは原子炉格納容器スプレイ設備等の工学的安全施設が自動的に動作する設計とする（設置許可基準規則二十四条）。このために必要となるプラント監視パラメータを計測する設備、及び作動条件を判定するための演算を実行する設備、及び作動信号を発信する設備により構成される設計とする。

工学的安全施設作動信号とそのパラメータを以下の表に示す。

機能	プラント監視パラメータ	安全解析において主として仮定されている対象事象
非常用炉心冷却設備作動		
・原子炉圧力低（加圧器圧力低）	・加圧器圧力	・2次冷却系の異常な減圧 ・原子炉冷却材喪失 ・蒸気発生器伝熱管破損
・主蒸気ライン圧力低	・主蒸気圧力	・主蒸気管破断
・原子炉格納容器圧力高	・原子炉格納容器圧力	・原子炉冷却材喪失
・手動	—	—
主蒸気ライン隔離		
・原子炉格納容器圧力異常高	・原子炉格納容器圧力	—
・主蒸気ライン圧力低	・主蒸気圧力	・主蒸気管破断
・主蒸気ライン圧力減少率高	・主蒸気圧力	—
・手動	—	—
原子炉格納容器スプレイ作動		
・原子炉格納容器圧力異常高	・原子炉格納容器圧力	・原子炉冷却材喪失
・手動	—	—

2.2.1.5. 制御室

中央制御室は、以下に示す機能を持たせる設計とする（設置許可基準規則二十六条）

a) 発電用原子炉及び主要な関連設備の運転状況の監視及び操作

中央制御室において監視、操作する対象機器については、各系統の設計基準文書に示す。

b) 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれらの関連する系統の健全性を確保するための主要パラメータの監視

c) 事故時において、事故の状態を知り対策を講ずるために必要なパラメータの監視

1) 制御室外からの安全停止機能（MS-2）

中央制御室が使用できない場合には、中央制御室外原子炉停止盤により中央制御室外の適切な場所から原子炉を停止し、高温停止状態に直ちに移行し、その後、原子炉を低温停止状態にすることができる設計とする。中央制御室外原子炉停止盤は、高温停止に対し、操作が時間的に急を要する機器、及び高温停止状態において操作を行う頻度の高い機器の操作ができる設計とする。

中央制御室外原子炉停止盤において監視、操作する対象機器については、各系統の設計基準文書に示す。

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「安全機能を有する計測制御装置の設計指針 (JEAG4611・2009)」を参照すると、計測制御系統の各設備は 2.2.1.1~2.2.1.4 に示す通り、それぞれが持つ機能に対応した MS・1~MS・3 に分類される複数の重要度を有する。このため、それぞれの設備は、設置許可基準規則による「重要安全施設」に分類される。計測制御系統の各設備（計測対象、関連設備）について、どの重要度を有しているか、表 3.1・1 及び 3.1・2 の安全重要度の欄に示す。

計測制御系統のうち、それぞれの重要度に応じた設計要求事項を表 2.2.2・1 に示す。安全重要度に対応する一般的な設計要求については、要求されるものについて“○”とし、推奨であり必須でないものは、必要ないものと同じ分類とし“×”とする。この要求に対応して、表 3.1・1 及び 3.1・2 に示す各設備は、それぞれの安全重要度に応じた要求事項を満足する設計とする。

一般的な要求事項のうち、耐震性、耐環境性については、指針に要求が明記されていることから要否について示す。これらに関する要求、及び対応については 2.2.2.2 にて示す。

表 2.2.2-1 安全重要度に対応する設計要求事項

安全機能を有する計測制御装置		①多重性又は多様性	②分離独立性	事故時耐環境性	耐震性 ^{注1}	非常用電源	試験性	記録
MS-1	安全保護系	○	○	○	S	○	○	×
	MS-1の系統・機器を直接制御するもの	○	○	○	S	○	○	×
MS-2 (MS-2の系統・機器を直接制御するもの)	燃料プール水の補給	×	×	×	S	○	○	—
	放射性物質放出の防止	○ ^{注2}	○ ^{注2}	×	C	×	○	—
	異常状態の緩和（加圧器逃し弁の手動操作）	○ ^{注2}	○ ^{注2}	○	S	○	○	—
	制御室外からの安全停止	×	×	×	S ^{注3}	○ ^{注3}	○	—
MS-2	事故時のプラント状態の把握のために最小限必要となる情報提供系	○	○	○	S	○	○	○
MS-2	安全を確保するための急速な手動操作の判断に最小限必要となる情報提供系	○	○	○	S	○	○	○
MS-2	MS-1の系統・機器の主たる情報を監視するもの	○	○	○	S	○	○	○
PS-3	異常状態の起因事象となる計測制御装置（安全保護系を除く）	×	×	×	C	×	○	×
MS-3	MS-3の計測制御装置	×	×	×	C	×	○	×

注1：耐震性については耐震クラスで示す。

注2：制御する当該系が多重性又は多様性を有する場合に、制御系も準じるものとする。

注3：制御室外からの安全停止に機能に関連するもの

<設計要求事項>

- ①：安全保護系は、計測設備（検出端）から演算設備まで全体として多重チャンネル構成とする。具体的には、1チャンネルを試験などにより動作不能とした場合でも単一故障により安全保護機能を喪失しないよう、4チャンネル構成とする。なお、プラント起動時のみである以下設備については、2チャンネル構成とする（設置許可基準規則二十四条）。
- ・中性子源領域中性子束高
 - ・中間領域中性子束高
- ②：多重化したチャンネルについては、検出端から信号処理を行う設備、及び原子炉の自動停止、工学的安全施設作動設備を自動的に動作させる設備まで独立した設備とする。このための要求事項を以下に示す。
- ・独立した各チャンネルの設備は、電気的な接続を持たない設計とする。
 - ・独立した各チャンネルの設備は、伝送路を含め、他に影響を与えないよう物理的にも分離した設計とする。
 - ・チャンネル間で情報の授受が必要となる場合には、故障が波及しないよう、光通信など隔離されたものとする。
 - ・チャンネル間での授受が、その故障時にも安全側の動作となるよう、保護動作に対し影響を与えない設計とする。
 - ・独立した各チャンネルの設備は、それぞれ独立した個別の母線から給電される設計とする。

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
- 飛散物による損傷の防止
- 耐環境性

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書 一般事項編に明記される。

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

計測制御系統は、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 章に示す計測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

計測制御系統は、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、計測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が確認されている。

- i) 計測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

計測制御系統は、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よう設計している。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山及び外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

計測制御系統は、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) 計測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 に属する施設とする。
- ii) 計測制御系統の防護対象施設は、屋内の防護対象施設に該当し、防護対象施設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) 計測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 に属する施設とする。
- ii) 計測制御系統の防護対象施設は、屋内の防護対象施設に該当し、防護対象施設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) 計測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 に属する施設とする。
- ii) 計測制御系統の防護対象施設は、屋内の防護対象施設に該当し、防護対象施設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

計測制御系統は、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よう設計している。

②設計方針

計測制御系統は、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

計測制御系統は、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よう設計している。

②設計方針

計測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する。

6) 飛散物による損傷防護

①設置許可基準規則に基づく要求

計測制御系統は、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ものとなるように設計している。

②設計方針

計測制御系統に関する飛散物防護の対象設備は以下の通りである。

- i) 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、ロータなどの飛来物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を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。
- ii) 高温高圧の流体を内包する 1 次冷却材管、主蒸気管、主給水管について、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カ等により、計測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うとともに、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プレストレイントを設置している。

7) 耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

計測制御系統は、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ように設計している。

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に設計している。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。

3. 設備の仕様及び安全機能

3.1. 計測対象及び関連設備

計測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 及び表 3.1-2 に示す。

表3.1-1 各設備の仕様及び安全機能(1/5)(監視対象)

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(注3)	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
1次冷却材高温側温度(狭域)	280~340℃	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・過大温度ΔT高原子炉トリップ 設定値(表外の設定式に示す)にて応答時間内に信号発信 応答時間:5.7sec ・過大出力ΔT高原子炉トリップ 設定値(表外の設定式に示す)にて応答時間内に信号発信 応答時間:5.7sec	—	参考資料に示す。	—
1次冷却材低温側温度(狭域)	270~330℃	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・過大温度ΔT高原子炉トリップ 設定値(表外の設定式に示す)にて応答時間内に信号発信 応答時間:5.7sec ・過大出力ΔT高原子炉トリップ 設定値(表外の設定式に示す)にて応答時間内に信号発信 応答時間:5.7sec	—	参考資料に示す。	—
中性子源領域中性子束	$1 \sim 10^6$ cps	MS-1 MS-3	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.1項、2.2.1.3項) ・中性子源領域中性子束高 応答時間:0.2sec 2) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(2.2.1.1項) ・中性子源領域原子炉停止時中性子束高警報 設定値(通常時の0.5デカード上)にて警報発信 ^{注4}	$1 \sim 10^6$ cps	参考資料に示す。	—
中間領域中性子束	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3}$ A	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.1項、2.2.1.3項) ・中間領域中性子束高原子炉トリップ 設定値(25%出力相当電流値)にて応答時間内に信号発信 応答時間:0.2sec	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3}$ A	参考資料に示す。	—
出力領域中性子束	0~120%	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.1項、2.2.1.3項) ・出力領域中性子束高原子炉トリップ 設定値(低設定25%、高設定109%)にて応答時間内に信号発信 応答時間:0.2sec ・出力領域中性子束変化率高(増加率高) 設定値(10%)にて応答時間内に信号発信 応答時間:0.2sec ・出力領域中性子束変化率低(減少率高) 設定値(7%)にて応答時間内に信号発信 応答時間:0.2sec	0~120%	参考資料に示す。	—
加圧器圧力	11.0~17.5MPa	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項、2.2.1.4項) ・加圧器圧力低原子炉トリップ 設定値(12.87MPa)にて応答時間内に信号発信) 応答時間:1.7sec ・加圧器圧力高原子炉トリップ 設定値(16.45MPa)にて応答時間内に信号発信 応答時間:1.7sec ・加圧器圧力低非常用炉心冷却設備作動 設定値(12.17MP)にて応答時間内に信号発信 応答時間:2.0sec	—	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(2/5)(監視対象)

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(注3)	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
加圧器水位	0~100%	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への(2.2.1.3項) ・加圧器水位高原子炉トリップ 設定値(92%)にて応答時間内に信号発信 応答時間:2.0sec 3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0~100%	参考資料に示す。	—
蒸気発生器狭域水位	0~100%	MS-1 MS-1 MS-2 MS-1	— — — —	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.4項) ・蒸気発生器水位低原子炉トリップ 設定値(13%)にて応答時間内に信号発信 応答時間:1.7sec ・蒸気発生器水位異常高タービントリップ 設定値(75%)にて応答時間内に信号発信 応答時間:1.7sec 3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項) 4) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へい および放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能(2.2.1.4項、2.2.1.5項) ・設定値(13%)にて応答時間内にタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ起動 応答時間:1.7sec	0~100%	参考資料に示す。	—
主蒸気ライン圧力	0~9.5MPa	MS-1 MS-2	— —	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.4項) ・主蒸気ライン圧力低非常用炉心冷却設備作動 設定値(4.14MPa)にて応答時間内に信号発信 応答時間:2.0sec 3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0~9.5MPa	参考資料に示す。	—
1次冷却材流量	0~120%	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 ・1次冷却材流量低原子炉トリップ(2.2.1.3項) 設定値(90%定格流量)にて応答時間内に信号発信 応答時間:0.7sec	—	—	—
1次冷却材ポンプ電源電圧低	0~100%定格電 圧	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・1次冷却材ポンプ電源電圧低原子炉トリップ 設定値(70%定格電圧)にて応答時間内に信号発信 応答時間:1.2sec	—	—	—
1次冷却材ポンプ電源周波数低	50~60Hz	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・1次冷却材ポンプ電源周波数低原子炉トリップ 設定値(57.5Hz)にて応答時間内に信号発信 応答時間:0.3sec	—	—	—
タービン非常用遮断油圧	0~25MPa	MS-1	—	C(S)	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・タービントリップ(タービン非常用遮断油圧低)による原子炉トリップ 設定値(6.9MPa)にて応答時間内に信号発信 応答時間:0.7sec	—	—	—

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(3/5)(監視対象)

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(注3)	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
主蒸気止め弁状態	弁閉止状態	MS-1	—	C(S)	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・タービントリップ(主蒸気止め弁閉)による原子炉トリップ 設定(弁閉止状態)にて応答時間内に信号発信 応答時間:0.7sec	—	—	—
地震計(水平)、(鉛直)	水平(上部階) 280Gal (下部階)150Gal 鉛直 65Gal	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・地震加速度高による原子炉トリップ 設定値(水平(上部階)280Gal、(下部階)150Gal、鉛直 65Gal)にて応答時間内に信号発信 応答時間:0.4sec	—	—	—
手動(原子炉トリップ)	—	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・手動原子炉トリップ 手動スイッチにより応答時間内に信号発信 応答時間:0.4sec	—	—	—
手動(非常用炉心冷却設備作動)	—	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.4項) ・手動非常用炉心冷却設備作動 手動スイッチにより応答時間内に信号発信 応答時間:1.0sec	—	—	—
手動(主蒸気ライン隔離)	—	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.4項) ・手動主蒸気ライン隔離 手動スイッチにより応答時間内に信号発信 応答時間:1.0sec	—	—	—
手動(原子炉格納容器スプレイ作動)	—	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.4項) ・手動原子炉格納容器スプレイ作動 手動スイッチにより応答時間内に信号発信 応答時間:1.0sec	—	—	—
格納容器圧力	—50~450 kPa	MS-1 MS-1 MS-1 MS-2	— — — —	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.4項) ・格納容器圧力高非常用炉心冷却設備作動 設定値(39kPa)にて応答時間内に信号発信 応答時間:2.0sec ・格納容器圧力異常高主蒸気隔離 設定値(129kPa)にて応答時間内に信号発信 応答時間:2.0sec ・格納容器圧力異常高格納容器スプレイ作動 設定値(196kPa)にて応答時間内に信号発信 応答時間:2.0sec 3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	—50~450 kPa	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(4/5)(監視対象)

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(注3)	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
1次冷却材高温側温度(広域)	0~400℃	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0~400℃	参考資料に示す。	—
1次冷却材低温側温度(広域)	0~400℃	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0~400℃	参考資料に示す。	—
1次冷却材圧力	0~21.0 MPa	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0~21.0 Mpa	参考資料に示す。	—
ほう酸タンク水位	0~100%	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0~100%	参考資料に示す。	—
補助給水流量	0~210 m ³ /h	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0~210 m ³ /h	参考資料に示す。	—
蒸気発生器広域水位	0~100%	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0~100%	参考資料に示す。	—
復水ピット水位	0~100%	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0~100%	参考資料に示す。	—
燃料取替用水ピット水位	0~100%	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0~100%	参考資料に示す。	—
格納容器内温度	0~220℃	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0~220℃	参考資料に示す。	—
原子炉補機冷却水サージタンク 水位	0~100%	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0~100%	参考資料に示す。	—
制御用空気供給母管圧力	0~1.0MPa	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	—	—	—

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(5/5)(監視対象)

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(注3)	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
高圧注入ポンプ流量	0~400 m ³ /h	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0~400 m ³ /h	参考資料に示す。	—
余熱除去流量	0~1300 m ³ /h	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0~1300 m ³ /h	参考資料に示す。	—
格納容器再循環サンプ水位(狭域)	0~100%	—	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0~100%	参考資料に示す。	—
格納容器再循環サンプ水位(広域)	0~100%	—	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0~100%	参考資料に示す。	—
安全補機室内圧力	-0.5~0kPa	—	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	—	—	—
アニュラス内圧力	-0.5~0kPa	—	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	—	—	—
原子炉トリップ遮断器の状態	ON-OFF	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	—	—	—

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3.1-2 各設備の仕様及び安全機能(1/3)(関連設備)

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
原子炉安全保護計装盤	・原子炉トリップ 設定値判定 ・工学的安全施設 作動設定値判定	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	—	—	—
		MS-2			3) 事故時のプラント状態の把握機能			
炉外核計装保護盤	・原子炉トリップ 設定値判定 ・警報設定値判定、 信号出力	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	—	—	—
		MS-3			2) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能 (中性子源領域原子炉停止時中性子束高警報)			
		MS-2			3) 事故時のプラント状態の把握機能			
原子炉安全保護ロジック盤	・原子炉トリップ 信号出力 ・工学的安全施設 作動信号出力	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	—	—	—
原子炉トリップ遮断器盤	・原子炉トリップ 動作(遮断器断)	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	—	—	—

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。

表3.1-2 各設備の仕様及び安全機能(2/3)(関連設備)

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
原子炉安全保護シーケンス盤	*各補機に対し 工学的安全施設 作動信号発信	MS-1	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	—	—	—
		MS-1			4) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能			
		MS-1			5) 安全上特に重要な関連機能を直接作動、制御する機能			
		MS-2			6) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器の状態を監視する機能			
		MS-2			7) 安全上特に重要な関連機能の状態を監視する機能			
		MS-2			8) 燃料プール水の補給機能、放射性物質放出の防止機能を直接作動、制御する機能			
		MS-2			9) 異常状態の緩和機能を直接作動、制御する機能			
		MS-2			10) 制御室外からの安全停止機能			
1次系制御盤	—	MS-3	—	C	2) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能 (制御棒挿入限界異常低警報)	—	—	—
制御棒駆動装置制御盤	—	MS-3	—	C	2) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能 (制御棒挿入限界異常低警報)	—	—	—
		MS-3			11) 出力上昇の抑制機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能 (MS-3) (制御棒駆動速度を制限(72Step/min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3.1-2 各設備の仕様及び安全機能(3/3)(関連設備)

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
中央制御盤	—	MS-1	—	S	4) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能	—	—	—
		MS-1			5) 安全上特に重要な関連機能を直接作動、制御する機能			
		MS-2			6) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器の状態を監視する機能			
		MS-2			7) 安全上特に重要な関連機能の状態を監視する機能			
		MS-2			3) 事故時のプラント状態の把握機能			
		MS-2			9) 異常状態の緩和機能を直接作動、制御する機能			
		MS-3			2) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(制御棒挿入限界異常低警報)			
中央制御室外原子炉停止盤	—	MS-2	—	S	10) 制御室外からの安全停止機能	—	—	—
1次系警報監視盤	—	MS-3	—	C	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(中性子源領域原子炉停止時中性子束高警報、制御棒挿入限界異常低警報)	—	—	—

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
制御用空気系統

玄海原子力発電所 4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 4 号機の制御用空気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

制御用空気系統は、制御用空気圧縮機、制御用空気だめ、制御用空気乾燥器、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、原子炉格納容器内、原子炉周辺建屋内、原子炉補助建屋内、タービン建屋内等に設置されている空気作動弁、空気作動ダンパ、制御器、計測器等に清浄で乾燥した圧縮空気を供給する機能を有する系統である。

制御用空気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。

制御用空気系統は、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、制御用空気圧縮機は、A トレン、B トレンにそれぞれ 1 台ずつ設置され、設計基準事故時に要求される制御用空気を片トレンのみで供給可能な容量を有している。

また、制御用空気系統は耐震 S クラスで設計される。

制御用空気圧縮機は、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		
	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

制御用空気系統は、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 で示した制御用空気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、区分ごとに制御用空気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、制御用空気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

制御用空気系統には、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
- 異常状態の緩和機能（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 に示す制御用空気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

A) MS・1 関連補機への空気供給機能

制御用空気系統は、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、及び安全上特に重要な関連機能を達成するために動作が期待される空気作動弁及びダンパに制御用空気を供給できなければならない。表 2.2.1-2 に示す設計基準事象の安全解析において、主蒸気逃がし弁、安全補機室空気浄化系統、及びアニュラス空気浄化系統の弁及びダンパへ制御用空気が供給され、各機器を動作させることが安全評価の想定に基づく設計要件となる。

ただし、安全評価においては、制御用空気系統設備のパラメータを使用しているものではないため、具体的な仕様に対する確認項目はない。

2) 異常状態の緩和機能(直接関連系)

A) 加圧器逃がし弁への空気を供給する機能

制御用空気系統は、表 2.2.1-3 に示す設計基準事象の安全解析において、1 次冷却系統を減圧する機能を有する加圧器逃がし弁へ制御用空気が供給され、各機器を動作させることが安全評価の想定に基づく設計要件となる。

ただし、安全評価においては、制御用空気系統設備のパラメータを使用しているものではないため、具体的な仕様に対する確認項目はない。

¹ 制御用空気系統は 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 制御用空気系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において制御用空気系統を考慮している 設計基準事象 ※1			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	異常状態の緩和機能（直接関連系）
設計 基準 事象	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 3.4.4	○	—
	制御棒飛び出し	添付書類十 3.4.5	○	—

※1：解析評価において作動を想定している設備に対し、制御用空気系統から空気供給が行われる事象を抽出。

表 2.2.1-2 安全解析において安全上特に重要な関連機能としての制御用空気系統からの空気の供給を想定している機器

分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所	制御用空気系統からの空気供給によって動作している設備
設計基準事象	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十 3.4.2	・主蒸気逃がし弁
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.4.4	・安全補機室空気浄化ファン入口ダンパ ・安全補機室空気浄化ファン出口ダンパ
	制御棒飛び出し	添付書類十 3.4.5	・アニュラス空気浄化全量排気弁 ・アニュラス空気浄化少量排気弁 ・アニュラス空気浄化ファン入口ダンパ ・アニュラス戻りダンパ

表 2.2.1-3 安全解析において異常状態の緩和機能（直接関連系）としての制御用空気系統からの空気の供給を想定している機器

分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所	制御用空気系統からの空気供給によって動作している設備
設計基準事象	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十 3.4.2	・加圧器逃がし弁

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、制御用空気系統は、『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、制御用空気系統の内、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、制御用空気系統の内、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、制御用空気系統は2トレン構成としており、各トレンに制御用空気圧縮機を1台ずつ設置している。制御用空気圧縮機は、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、制御用空気系統の内、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 一般事項編に明記される。

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

制御用空気系統は、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章に示す制御用空気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

制御用空気系統は、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、制御用空気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) 制御用空気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

制御用空気系統は、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、火山及び外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

制御用空気系統は、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) 制御用空気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) これら制御用空気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) 制御用空気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) これら制御用空気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) 制御用空気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) 制御用空気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

制御用空気系統は、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

制御用空気系統は、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

制御用空気系統は、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

制御用空気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。

6) 耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

制御用空気系統は、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に設計している。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

制御用空気系統は、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、高温高压の流体を内包する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制御用空気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次冷却材管には、LBBを適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップ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、高压タービン・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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊を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。

1 0) 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。

1 1) 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つて、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。

1 2) 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

制御用空気系統は、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

制御用空気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(1/1)

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制御用空気圧縮機	—	MS-1	DB3 (制御用空 気圧縮機は -) / -	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)MS-1関連補機への空気供給機能	容量:約21(Nm ³ /min)/個	参考資料に示す。	—
A/B制御用空気だめ	—	MS-1	DB3 / -	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)MS-1関連補機への空気供給機能	容量:約11m ³ /個	—	—
A/B制御用空気乾燥器	—	MS-1	DB3 / -	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)MS-1関連補機への空気供給機能	容量:約21(Nm ³ /min)/個	—	—
A/B制御用空気供給母管連絡弁	電動弁	MS-1	DB3 / -	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)MS-1関連補機への空気供給機能	—	—	—
A/B制御用空気主蒸気逃がし弁等供給元弁	電動弁	MS-1	DB3 / -	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)MS-1関連補機への空気供給機能	—	—	—
A/B制御用空気主蒸気逃がし弁等供給逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3 / -	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)MS-1関連補機への空気供給機能	—	—	—
A/B制御用空気格納容器内供給元弁	電動弁	MS-1	DB3 / -	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)MS-1関連補機への空気供給機能	—	—	—
A/B制御用空気供給ラインC/V外逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3 / -	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)MS-1関連補機への空気供給機能	—	—	—
配管・継手(MS-1関連補機への空気供給範囲)	—	MS-1	DB3 / - (一部 SA2)	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)MS-1関連補機への空気供給機能	—	—	—
配管・継手(MS-2関連補機への空気供給範囲)	—	MS-2	DB3 (一部 DB2) / SA2	S	2)異常状態の緩和機能(直接関連系) A)加圧器逃がし弁への空気を供給する機能	—	—	—

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、「—」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
廃棄物処理系統

玄海原子力発電所 4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4号機の廃棄物処理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

廃棄物処理系統は、気体廃棄物処理系統、液体廃棄物処理系統及び固体廃棄物処理系統の機器、配管、弁等で構成され、通常運転時にプラントから発生する廃棄物を処理する機能を有する系統である。各系統の概要は以下の通り。

・気体廃棄物処理系統

気体廃棄物処理系統は、ガス圧縮装置、ガスサージタンク、活性炭式希ガスホールドアップ装置等で構成され以下の機能を有する。

- (1) 窒素をカバーガスとする各タンクからのベントガス等の窒素廃ガスの処理を行う。
- (2) 体積制御タンク等からパーズされる水素廃ガスの処理を行う。

・液体廃棄物処理系統

液体廃棄物処理系統は、主要な処理系として廃液処理系及び洗浄排水処理系から構成され以下の機能を有する。

- (1) 廃液処理系は、廃液貯蔵タンクに回収、貯留される機器ドレン、床ドレン及び強酸等以外の薬品ドレンの処理を行う。
- (2) 洗浄排水処理系は、洗浄排水タンクに集められる洗たく排水、手洗い排水及びシャワ排水の処理を行う。

また、主要な処理系のほかに、酸液ドレン処理系があり、薬品ドレンのうち強酸等のみの処理を行う。

・固体廃棄物処理系統

固体廃棄物処理系統は、固体廃棄物の種類により、以下のように分類し、それぞれに応じた処理を行う。

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

廃棄物処理系統は、格納容器バウンダリを除き、設計基準事故での使用は想定していないため、安全重要度上、特に重要度の高い安全機能は有さない。

また、廃棄物処理系統は、格納容器バウンダリを除き、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	設備の概略仕様及び安全機能	
	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

廃棄物処理系統は、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
- 第二十三条 計測制御系統施設
- 第二十四条 安全保護回路
- 第二十七条 放射性廃棄物の処理施設
- 第二十八条 放射性廃棄物の貯蔵施設
- 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 で示した廃棄物処理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、区分ごとに廃棄物処理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、二十四条、第三十三条については、廃棄物処理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

廃棄物処理系統には、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
- 放射性物質放出の防止機能

上記安全機能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で確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様を満足することが、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。なお、安全解析での想定に紐づいて担保されるべき具体的な要件（制限事項）はない。

- 1) 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
廃棄物処理系統は、廃ガス等を貯留する機能を有しなければならない。

- 2) 放射性物質放出の防止機能
廃棄物処理系統は、放射性物質放出の防止機能を有しなければならない。

¹ 廃棄物処理系統は 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。

2.2.2. 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、廃棄物処理系統は、『放射性物質放出の防止機能』を有する MS・2、『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』を有する PS・2 に分類されるものの、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）に分類されない。

上記要求を踏まえ、廃棄物処理系統は、多重性、独立性への設計要件を有しない。

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 一般事項編に明記される。

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

廃棄物処理系統は、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、JEAG460 に基づく耐震設計としている。3 章に示す廃棄物処理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

廃棄物処理系統は、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、廃棄物処理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) 廃棄物処理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

廃棄物処理系統は、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、火山及び外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

廃棄物処理系統は、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) 廃棄物処理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) これら廃棄物処理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) 廃棄物処理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) これら廃棄物処理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) 廃棄物処理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) 廃棄物処理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

廃棄物処理系統は、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

廃棄物処理系統は、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

廃棄物処理系統は、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が、設置許可基準規則第九条にて規定される安全機能は有していないため、溢水による損傷の防止は不要とする。

②設計方針

廃棄物処理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しないため、溢水による損傷の防止は不要とし、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

廃棄物処理系統は、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に設計している。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

廃棄物処理系統は、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廃棄物処理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次冷却管には、LBB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（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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊を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。

1 1) 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つて、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つては、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。

1 2) 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

廃棄物処理系統は、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

玄海4号機の廃棄物処理系統のうち、2.2.1にて整理した安全機能の確保に寄与する主な構成設備は、すべて3、4号機共用設備であるため、本系統を構成する設備に対する安全機能を受けた性能要求が実機において確保されていることを確認するための性能確認事項及び確認方法は、玄海3号機 設計基準文書 系統編 廃棄物処理系統に示される。

設計基準文書 系統編
放射線管理施設

玄海原子力発電所 4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4号機の放射線管理施設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. 施設の概要

放射線管理施設は、放射線管理設備、換気空調設備、遮蔽設備で構成される。

放射線管理設備は、敷地周辺の一般公衆の放射線被ばくが十分低く保たれていることを監視するとともに、発電所従事者等を本発電所に起因する放射線被ばくから防護するために従事者等の放射線被ばくを十分に管理するためのもので、放射線監視設備及び放射線防護設備よりなる。このうち、放射線監視設備は、プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備、周辺モニタリング設備及び放射線サーベイ設備から構成され、事故時に必要な放射線監視設備は、非常用電源に接続するとともに、事故時の圧力、温度等の環境条件によってその機能を損なうことのないように設計される。

遮蔽設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、発電所周辺の一般公衆、放射線業務従事者の受ける線量を低減するものである。

なお、放射線監視設備及び遮蔽設備は、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。放射線監視設備及び遮蔽設備の安全機能を期待する設計基準事象、重大事故等は2.2.1に示される。

放射線監視設備のうち格納容器内高レンジエリアモニタは安全重要度分類上、「事故時のプラント状態の把握機能」（MS・2）、排気筒高レンジガスモニタは「異常状態の把握機能」（MS・3）を有する。また、格納容器内高レンジエリアモニタは耐震Sクラスで、排気筒高レンジガスモニタは耐震Cクラスで設計される。

遮蔽設備のうち外部遮蔽は安全重要度分類上、「放射線の遮蔽機能」、中央制御室遮蔽は「安全上特に重要な関連機能」（何れもMS・1）を有する。また、外部遮蔽及び中央制御室遮蔽は耐震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 の対象施設を明確にする。	
	1.2	施設の概要	当該施設の主たる機能、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	当該施設の設計に係り、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	施設の設計要件	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	安全機能の重要度分類に基づき、当該施設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安全解析での想定に紐づく制限事項をベースとして記載する。
		2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該施設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施設に関する設計要件	当該施設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			
3.1	施設構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該施設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

放射線監視設備及び遮蔽設備は、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
- 第二十六条 原子炉制御室等
- 第二十九条 工場等周辺における直接線等からの防護
- 第三十条 放射線からの放射線業務従事者の防護
- 第三十一条 監視設備
- 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
- 第三十八条 原子炉制御室等
- 第四十二条 生体遮蔽等
- 第四十八条 準用

2.2. 施設の設計要件

2.1 で示した放射線監視設備及び遮蔽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、区分ごとに放射線監視設備及び遮蔽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、放射線監視設備及び遮蔽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
- 第二十六条 原子炉制御室等
- 第二十九条 工場等周辺における直接線等からの防護
- 第三十条 放射線からの放射線業務従事者の防護
- 第三十一条 監視設備

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

放射線管理施設のうち遮蔽設備及び放射線監視設備には、以下の安全機能が要求される。

遮蔽設備

- 放射線の遮蔽機能
- 安全上特に重要な関連機能

放射線監視設備

- 事故時のプラント状態の把握機能
- 異常状態の把握機能

上記安全機能が達成される設計であることは、系統、または施設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、当該施設の主要設備の仕様、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 に示す放射線管理施設のうち遮蔽設備及び放射線監視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) 放射線の遮蔽機能

遮蔽設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、発電所周辺的一般公衆、放射線業務従事者の受ける線量を低減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、遮蔽設備は以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 遮蔽厚

遮蔽設備の遮蔽厚は、設計基準事象において使用されている設備仕様上の遮蔽厚を確保することが設計要件となる。

B) 比重

遮蔽設備の比重は、設計基準事象において使用されている設備仕様上の比重を確保することが設計要件となる。

2) 安全上特に重要な関連機能

遮蔽設備は、設計基準事象において中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度な被ばくを受けないように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、遮蔽設備は以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 遮蔽厚

遮蔽設備の遮蔽厚は、設計基準事象において使用されている設備仕様上の遮蔽厚を確保することが設計要件となる。

B) 比重

遮蔽設備の比重は、設計基準事象において使用されている設備仕様上の比重を確保することが設計要件となる。

3) 事故時のプラント状態の把握機能

放射線監視設備は、事故が発生した場合に、原子炉格納容器内の線量率を監視する機能を有しなければならない。

4) 異常状態の把握機能

放射線監視設備は、事故が発生した場合に、排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性希ガス濃度を監視する機能を有しなければならない。

表 2.2.1-1 放射線管理施設のうち遮蔽設備及び放射線監視設備に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において放射線管理施設のうち遮蔽設備及び放射線監視設備を考慮している 設計基準事象※1			安全機能			
			1)	2)	3)	4)
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所	放射線の遮蔽機能	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	異常状態の把握機能
設計基準事象	放射性気体廃棄物処理施設の破損	添付書類十 3.4.1	—	—	—	○
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.4.4	○	—	○	—
	制御棒飛び出し	添付書類十 3.4.5	○	—	○	—
	原子炉冷却材喪失	※2	—	○	—	—
	蒸気発生器伝熱管破損	※2	—	○	—	—

※1：解析評価において放射線管理施設のうち遮蔽設備及び放射線監視設備を考慮している事象を抽出。遮蔽設備についての概要、設計方針、主要設備の仕様等は設置（変更）許可申請書における添付書類八 8.3 項に、放射線監視設備についての概要、設計方針、主要設備の仕様等は設置（変更）許可申請書における添付書類八 8.1 項に記載されている。

※2：当該事象に対する設計基準事故時における中央制御室の居住性の評価の詳細は、新規制基準適合性審査の工事計画認可申請書の添付資料 34「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」及び添付資料 35「中央制御室の居住性に関する説明書」にて示されている。なお、評価上中央制御室遮蔽に加えて外部遮蔽も考慮している。

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施設に関する設計要件

「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、遮蔽設備のうち外部遮蔽は、『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』のうち『放射線の遮蔽機能』を有する MS・1、中央制御室遮蔽は『安全上特に重要な関連機能』を有する MS・1、放射線監視設備のうち格納容器内高レンジエリアモニタは、『事故時のプラント状態の把握機能』を有する MS・2、排気筒高レンジガスモニタは、『緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能』のうち『異常状態の把握機能』を有する MS・3 に分類される。

なお、設置許可基準規則第十二条 2 項に規定され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には上記は該当しない。また、設置許可基準規則第十二条 6 項に規定される「重要安全施設」に外部遮蔽は該当するため、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。

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 一般事項編に明記される。

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

放射線監視設備及び遮蔽設備は、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す通り、JEAG4601に基づく耐震設計としている。3章に示す放射線監視設備及び遮蔽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

放射線監視設備及び遮蔽設備は、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、放射線監視設備及び遮蔽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) 放射線監視設備及び遮蔽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

放射線監視設備及び遮蔽設備は、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、火山及び外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

放射線監視設備及び遮蔽設備は、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) 放射線監視設備及び遮蔽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) これら放射線監視設備及び遮蔽設備の防護対象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。遮蔽設備のうち外部遮蔽は竜巻より防護すべき施設を内包する施設として扱うが、防護対象施設として設計する。

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) 放射線監視設備及び遮蔽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) これら放射線監視設備及び遮蔽設備の防護対象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。外部遮蔽は降下火砕物より防護すべき施設を内包する施設として扱うが、防護対象として設計する。

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) 放射線監視設備及び遮蔽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) 放射線監視設備及び遮蔽設備の防護対象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。

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

放射線監視設備及び遮蔽設備は、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

放射線監視設備及び遮蔽設備は、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。

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

放射線監視設備及び遮蔽設備は、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

放射線監視設備及び遮蔽設備は、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

放射線監視設備及び遮蔽設備は、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

放射線監視設備及び遮蔽設備は、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放射線監視設備及び遮蔽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。）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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊を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。

1 0) 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つて、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つては、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。

1 1) 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

放射線監視設備及び遮蔽設備は、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. 施設構成設備

放射線監視設備及び遮蔽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。
関連設備を表 3.1-2 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
外部遮蔽	鉄筋コンクリート 原子炉格納容器 円筒部 1300mm 原子炉格納容器 ドーム部 1100mm 比重 2.18g/cm ³	MS-1	—	S	1) 放射線の遮蔽機能 A) 遮蔽厚 B) 比重	外周コンクリート壁 ドーム部壁厚: 約1.1m 円筒部壁厚: 約1.3m	参考資料に示す。	—
中央制御室遮蔽(3号機設備、3,4号機共用)	鉄筋コンクリート 壁 800mm 天井 900mm 床 500mm 比重 2.18g/cm ³	MS-1	—	S	2) 安全上特に重要な関連機能 A) 遮蔽厚 B) 比重	—	参考資料に示す。	—
格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ)	電離箱検出器 個数 2 計測範囲 10 ² ~10 ⁷ μSv/h	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能	10 ² ~10 ⁷ μSv/h	参考資料に示す。	—
格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)	電離箱検出器 個数 2 検出器 計測範囲 10 ³ ~10 ⁸ mSv/h	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能	10 ³ ~10 ⁸ mSv/h	参考資料に示す。	—
排気筒高レンジガスモニタ(低レンジ)	プラスチックシンチレーション検出器 個数 1 計測範囲 10~10 ⁷ cpm	MS-3	—	C	4) 異常状態の把握機能	—	—	—

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(2/2)

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
排気筒高レンジガ スモニタ(高レンジ)	プラスチックシン チレーション検 出器 個数 1 計測範囲 10~10 ⁷ cpm	MS-3	-	C	4) 異常状態の把握機能	-	-	-

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3.1-2 関連設備リスト(1/1)

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
事故時放射線監視盤	—	MS-2	—	S	3) 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

換気空調系統

(中央制御室空調系統)

玄海原子力発電所 4号機

1. 概要

1.1 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）系統編の換気空調系統のうち、玄海4号機の中央制御室空調系統について記載するものであり^(注)、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。

(注) 換気空調系統は、放射性物質低減機能、冷暖房機能及び、二酸化炭素、水素濃度等の低減機能を有する系統で構成される。設置許可申請書には、主に放射性物質を低減する機能を有する換気空調系統について記載されており、その中でMS・1の当該系に位置付けられている換気空調系統は、アニュラス空気浄化系統、安全補機室空気浄化系統及び中央制御室空調系統のみである。以上より、換気空調系統に関しては、アニュラス空気浄化系統、安全補機室空気浄化系統及び中央制御室空調系統についてのみ記載するものとする。

なお、内部火災防護に関する設備として設置している換気空調系統等については、「設計基準文書 一般事項編 内部火災防護」を参照のこと。

1.2 系統の概要

中央制御室空調系統は、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ァン、中央制御室空調ユニット、中央制御室非常用循環フィルタユニット、ダクト、ダンパ等で構成され、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に中央制御室を冷却する機能と設計基準事故時に、中央制御室を隔離し、中央制御室を冷却するとともに放射性物質を低減する機能を有する系統である。

中央制御室空調系統は、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、各ファンは、Aトレン、Bトレンにそれぞれ1台ずつ設置され、設計基準事故時に要求される中央制御室空気浄化流量を共用施設である中央制御室に3、4号機いずれかの片トレンのみで供給可能な容量を有している。また、中央制御室冷却流量を共用施設である中央制御室3、4号機それぞれの各片トレンで供給可能な容量を有している。

中央制御室空調系統は耐震Sクラスで設計される。

各ファンの電動機は、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	
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

中央制御室空調系統は、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
- 第二十六条 原子炉制御室等
- 第三十三条 保安電源設備

[技術基準規則]

- 第四十三条 換気設備
- 第四十八条 準用

2.2 系統の設計要件

2.1 で示した中央制御室空調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、区分ごとに中央制御室空調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、第二十四条及び第三十三条については、中央制御室空調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)

[設置許可基準規則]

- 第二十六条 原子炉制御室等

[技術基準規則]

- 第四十三条 換気設備

② 信頼性に関する設計要件 (2.2.2)

[設置許可基準規則]

- 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

中央制御室空調系統には、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
- 安全上特に重要な関連機能(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 0.1-1 に示す中央制御室空調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

中央制御室空調系統は、事故時に中央制御室内の放射性物質濃度を低減できなければならない。設計基準事象において中央制御室空調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) 放射性よう素濃度低減機能

中央制御室非常用循環フィルタユニットに内蔵しているよう素フィルタは、事故時に中央制御室内に放射性物質が流入した場合の中央制御室内の放射性物質濃度低減機能として、表 0.1-1 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よう素除去効率、循環量(中央制御室非常用循環ファン容量)が確保される時間が設計要件となる。

B) 中央制御室バウンダリの気密機能

中央制御室バウンダリは、事故時に放射性物質の流入を抑えるため、表 0.1-1 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時間内に中央制御室空調系統の外気隔離ダンパを閉止し、中央制御室空気流入率以下に確保することが設計要件となる。

C) 中央制御室バウンダリ体積

中央制御室バウンダリ体積は、表 0.1-1 に示す設計基準事象の安全評価において、中央制御室内の放射能濃度の計算に使用している。中央制御室バウンダリ体積は、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設計要件となる。(ただし、他の条件が当初設計から大きく変更となっていないことを前提とする。)

D) 事故時運転員立入区画の自由体積

事故時運転員立入区画の自由体積は、表 0.1-1 に示す設計基準事象の安全評価において、外部 γ 線による全身に対する線量評価時で使用している。事故時運転員立入区画の自由体積は、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設計要件となる。

2) 安全上特に重要な関連機能 (直接関連系)

中央制御室空調系統は、中央制御室内の放射性物質濃度の低減機能以外に中央制御室内温度を制御盤等の許容温度以下に維持しなければならない。設計基準事象において、この機能を果たすために、中央制御室循環流量 (中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファン容量) を確保することが設計要件となる。

表 0.1-1 中央制御室空調系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において中央制御室空調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	安全上特に重要な 関連機能 (直接関連系)
設計基準 事象	原子炉冷却材喪失	—※1	○	—
	蒸気発生器伝熱管破損	—※1	○	—

※1：当該事象に対する設計基準事故時における中央制御室の居住性評価の詳細は、新規性基準の工事計画認可申請書の添付資料 34「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」及び添付資料 35「中央制御室の居住性に関する説明書」にて示されている。

2.2.2 信頼性に関する設計要件

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、中央制御室空調系統は、『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「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第 2 項に従い、中央制御室空調系統の内、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第 6 項に従い、中央制御室空調系統の内、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、中央制御室空調系統は独立 2 系統で構成され、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン及び中央制御室非常用循環ファンをそれぞれ 1 台、中央制御室非常用循環フィルタユニットを 1 基設置している。中央制御室空調ファン、循環ファン及び非常用循環ファンは、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、中央制御室空調系統の内、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。

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
- 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 一般事項編に明記される。

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

中央制御室空調系統は、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章に示す中央制御室空調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

中央制御室空調系統は、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、中央制御室空調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) 中央制御室空調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

中央制御室空調系統は、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

外部からの衝撃の起因自然事象として竜巻、火山及び外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

中央制御室空調系統は、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) 中央制御室空調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) これら中央制御室空調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。なお、建屋内の施設で外気と繋がっている施設は、防護対象施設として設計する。

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) 中央制御室空調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) これら中央制御室空調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) 中央制御室空調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) 中央制御室空調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している。有毒ガスの発生に伴う居住空間への影響については、影響評価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

中央制御室空調系統は、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系統に該当しないため、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

中央制御室空調系統は、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系統に該当しないため、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。なお、内部火災防護に関する設備として設置している換気空調系統については、「設計基準文書 一般事項編 内部火災防護」を参照のこと。

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

中央制御室空調系統は、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

中央制御室空調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。

6) 耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

中央制御室空調系統は、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、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化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に設計している。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

中央制御室空調系統は、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、高温高压の流体を内包する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中央制御室空調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次冷却材管には、LBBを適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップ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、高压タービン・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) 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

中央制御室空調系統は、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

中央制御室空調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
4A,4B中央制御室非常用循環ファン	容量:110m ³ /min 出力:7.5kW/個	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)放射性よう素濃度低減機能	容量:約110m ³ /min (1台当たり)	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)
4A,4B中央制御室空調ファン	容量:500m ³ /min 出力:15kW/個	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)放射性よう素濃度低減機能 2)安全上特に重要な関連機能(直接関連系) 中央制御室循環流量	容量:約500m ³ /min (1台当たり)	参考資料に示す。	—
4A,4B中央制御室循環ファン	容量:500m ³ /min 出力:15kW/個	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)放射性よう素濃度低減機能 2)安全上特に重要な関連機能(直接関連系) 中央制御室循環流量	容量:約500m ³ /min (1台当たり)	参考資料に示す。	—
4中央制御室非常用循環フィルタユニット	よう素除去効率 総合除去効率: 95%(相対湿度 95%、温度30℃ において) 容量:110m ³ /min	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)放射性よう素濃度低減機能	よう素除去効率:95%以上	参考資料に示す。	フィルタのよう素除去効率(総合除去効率)が95%以上であることを確認する。(定期事業者検査時)
4A,4B中央制御室空調ユニット	容量:500m ³ /min	MS-1	—/—	S	2)安全上特に重要な関連機能(直接関連系) 中央制御室循環流量	容量:約500m ³ /min (1台当たり)	—	—
4A,4B中央制御室外気取入ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)中央制御室バウンダリの気密機能	—	—	自動作動ダンパが正しい位置に動作すること。(定期事業者検査時)
4A,4B中央制御室外気放出流量設定ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 B)中央制御室バウンダリの気密機能	—	—	自動作動ダンパが正しい位置に動作すること。(定期事業者検査時)

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。

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
4A,4B中央制御室非常用循環 ファン入口ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)安全上特重要な関連機能 A)放射性よう素濃度低減機能	—	—	—
4A,4B中央制御室空調ファン出 口ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)安全上特重要な関連機能 A)放射性よう素濃度低減機能 2)安全上特に重要な関連機能(直接関連系) 中央制御室循環流量	—	—	—
4A,4B中央制御室循環ファン入 口ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)安全上特重要な関連機能 A)放射性よう素濃度低減機能 B)中央制御室バウンダリの気密機能 2)安全上特に重要な関連機能(直接関連系) 中央制御室循環流量	—	—	—
4A,4B中央制御室外気取入流量 設定ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)放射性よう素濃度低減機能 B)中央制御室バウンダリの気密機能	—	—	—
4A,4B中央制御室循環流量設定 ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)放射性よう素濃度低減機能 B)中央制御室バウンダリの気密機能 2)安全上特に重要な関連機能(直接関連系) 中央制御室循環流量	—	—	—
4A,4B中央制御室非常時外気取 入流量設定ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)安全上特重要な関連機能 A)放射性よう素濃度低減機能 B)中央制御室バウンダリの気密機能	—	—	—
4A,4B中央制御室非常時循環流 量設定ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)安全上特重要な関連機能 A)放射性よう素濃度低減機能	—	—	—

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。

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
ダクト	—	MS-1	—/SA2	S	1)安全上特重要な関連機能 A)放射性よう素濃度低減機能 B)中央制御室バウンダリの気密機能	—	—	—
防火ダンパ	—	MS-1	—/—	S	1)安全上特重要な関連機能 A)放射性よう素濃度低減機能 2)安全上特に重要な関連機能(直接関連系) 中央制御室循環流量	—	—	—
加熱コイル、加湿器	—	MS-1	—/—	S	1)安全上特重要な関連機能 A)放射性よう素濃度低減機能 B)中央制御室バウンダリの気密機能	—	—	—

1.3-635

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。

設計基準文書 系統編
換気空調系統
(安全補機室空気浄化系統)

玄海原子力発電所 4号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）系統編の換気空調系統のうち、玄海4号機の安全補機室空気浄化系統について記載するものであり^(注)、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。

(注) 換気空調系統は、放射性物質低減機能、冷暖房機能及び、二酸化炭素、水素濃度等の低減機能を有する系統で構成される。設置許可申請書には、主に放射性物質を低減する機能を有する換気空調系統について記載されており、その中でMS・1の当該系に位置付けられている換気空調系統は、アニュラス空気浄化系統、安全補機室空気浄化系統及び中央制御室空調系統のみである。

以上より、換気空調系統に関しては、アニュラス空気浄化系統、安全補機室空気浄化系統及び中央制御室空調系統についてのみ記載するものとする。

なお、内部火災防護に関する設備として設置している換気空調系統等については、「設計基準文書 一般事項編 内部火災防護」を参照のこと。

1.2. 系統の概要

安全補機室空気浄化系統は、安全補機室空気浄化ファン、安全補機室空気浄化フィルタユニット、ダクト、ダンパ等で構成され、設計基準事故時に、安全補機室を隔離し、安全補機室を負圧にするとともに放射性物質を低減する機能を有する系統である。

安全補機室空気浄化系統は、安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「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、安全補機室空気浄化ファンは、A トレン、B トレンにそれぞれ 1 台ずつ設置され、設計基準事故時に要求される排気風量を片トレンのみで供給可能な容量を有している。

また、安全補機室空気浄化系統は耐震 S クラスで設計される。

安全補機室空気浄化ファンの電動機は、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。また、全交流電源喪失時には非常用空冷式発電機を用いて非常用母線からの給電を復旧させることができる。

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	
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

安全補機室空気浄化系統は、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
- 第二十一条 耐圧試験等
- 第四十三条 換気設備
- 第四十八条 準用

2.2. 系統の設計要件

2.1 で示した安全補機室空気浄化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、区分ごとに安全補機室空気浄化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、第二十四条及び第三十三条については、安全補機室空気浄化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）

[設置許可基準規則]

- 第三十二条 原子炉格納施設

[技術基準規則]

- 第四十三条 換気設備

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

安全補機室空気浄化系統には、以下の安全機能が要求される。

- 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

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 に示す安全補機室空気浄化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) 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

安全補機室空気浄化系統は、原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合に、放射性物質の濃度を低減できなければならない。設計基準事象において安全補機室空気浄化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) 閉じ込め機能

事故時時再循環モード時に安全補機室に漏えいした放射性よう素が安全補機室外に漏えいしないように安全補機室隔離ダンパは閉止され、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時間以内に、安全補機室を負圧にすることが設計要件となる。

B) 放射性よう素濃度低減機能

事故時時再循環モード時に安全補機室に漏えいした放射性よう素の低減能力として、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よう素除去効率を確保することが設計要件となる。

C) 排気筒放出機能

事故時安全補機室負圧達成後に安全補機室空気浄化系統からの排気が、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価条件の通り、排気筒から放出されることが設計要件となる。排気筒高さは、事故時の線量評価に用いる放射性物質の相対濃度 (χ/Q) の計算条件のひとつである放出源の有効高さの根拠となるものである。

表 2.2.1-1 安全補機室空気浄化系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において安全補機室空気浄化系統を考慮している 設計基準事象			安全機能
			1) 及び放出低減機能 放射線物質の閉じ込め機能、 放射線の遮へい
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	添付書類十 3.4.4	○
	制御棒飛び出し	添付書類十 3.4.5	○

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、安全補機室空気浄化系統は、『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「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、安全補機室空気浄化系統の内、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、安全補機室空気浄化系統の内、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、安全補機室空気浄化系統は独立 2 系統で構成され、各系統に安全補機室空気浄化ファンをそれぞれ 1 台、安全補機室空気浄化フィルタユニットを 1 基設置している。安全補機室空気浄化ファンは、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、安全補機室空気浄化系統は、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
- 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 一般事項編に明記される。

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

安全補機室空気浄化系統は、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章に示す安全補機室空気浄化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

安全補機室空気浄化系統は、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、安全補機室空気浄化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) 安全補機室空気浄化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

安全補機室空気浄化系統は、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、火山及び外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

安全補機室空気浄化系統は、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) 安全補機室空気浄化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) これら安全補機室空気浄化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。なお、建屋内の施設で外気と繋がっている施設は、防護対象施設として設計する。

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) 安全補機室空気浄化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) これら安全補機室空気浄化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) 安全補機室空気浄化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) 安全補機室空気浄化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

安全補機室空気浄化系統は、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系統に該当しないため、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

安全補機室空気浄化系統は、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系統に該当しないため、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。なお、内部火災防護に関する設備として設置している換気空調系統については、「設計基準文書 一般事項編 内部火災防護」を参照のこと。

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

安全補機室空気浄化系統は、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

安全補機室空気浄化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。

6) 耐環境性

① 設置許可基準規則に基づく要求

安全補機室空気浄化系統は、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。安全施設的设计条件については、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、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化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

安全補機室空気浄化系統は、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、高温高压の流体を内包する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補機室空気浄化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次冷却材管には、LBBを適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップ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、高压タービン・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。）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。

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つて、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つては、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

安全補機室空気浄化系統は、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

安全補機室空気浄化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
4A,4B安全補機室空気浄化ファン	容量: 56m ³ /min ^(注2) 出力:7.5kW/個	MS-1	—/—	S	1)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)閉じ込め機能 B)放射性よう素濃度低減機能	容量:約56(m ³ /min)/個	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) 安全補機室内の圧力が10分以内に負圧になることを確認する。(定期事業者検査時)
4号安全補機室空気浄化フィルタユニット	よう素除去効率 総合除去効率: 95%(相対湿度 95%、温度30℃ において)	MS-1	—/—	S	1)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 B)放射性よう素濃度低減機能	よう素除去効率:95%以上 (相対湿度約80%、温度約 50℃以下において)	参考資料に示す。	よう素除去効率(総合除去 効率):95%以上(定期事業者 検査時)
4号安全補機室給気第一ダンパ 4号安全補機室給気第二ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)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)閉じ込め機能	—	—	安全補機室空気浄化系自動 作動ダンパが模擬信号 により正しい位置に作動す ることを確認する。(定期事 業者検査時)
4号安全補機室排気第一ダンパ 4号安全補機室排気第二ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)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)閉じ込め機能	—	—	安全補機室空気浄化系自動 作動ダンパが模擬信号 により正しい位置に作動す ることを確認する。(定期事 業者検査時)
4A,4B安全補機室空気浄化ファン 入口ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)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)閉じ込め機能 B)放射性よう素濃度低減機能	—	—	—

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。

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
4A,4B安全補機室空気浄化ファン出口ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)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)閉じ込め機能 B)放射性よう素濃度低減機能 C)排気筒放出	—	—	—
4A,4B安全補機室排気逆止ダンパ	逆止ダンパ	MS-1	—/—	S	1)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)閉じ込め機能 B)放射性よう素濃度低減機能	—	—	—
クラス4管ダクト	—	MS-1	DB4/※ ※安全補機室空気浄化ファン出口ダンパ下流ダクトのみ	S	1)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 C)排気筒放出	—	—	—
防火ダンパ	—	MS-1	—/—	S	1)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)閉じ込め機能 B)放射性よう素濃度低減機能	—	—	—

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。

注2: 公称値

設計基準文書 系統編

換気空調系統

(アニュラス空気浄化系統)

玄海原子力発電所 4号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）系統編の換気空調系統のうち、玄海4号機のアニュラス空気浄化系統について記載するものであり^(注)、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。

(注) 換気空調系統は、放射性物質低減機能、冷暖房機能及び、二酸化炭素、水素濃度等の低減機能を有する系統で構成される。設置許可申請書には、主に放射性物質を低減する機能を有する換気空調系統について記載されており、その中でMS・1の当該系に位置付けられている換気空調系統は、アニュラス空気浄化系統、安全補機室空気浄化系統及び中央制御室空調系統のみである。

以上より、換気空調系統に関しては、アニュラス空気浄化系統、安全補機室空気浄化系統及び中央制御室空調系統についてのみ記載するものとする。

なお、内部火災防護に関する設備として設置している換気空調系統等については、「設計基準文書 一般事項編 内部火災防護」を参照のこと。

1.2. 系統の概要

アニュラス空気浄化系統は、アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット、ダクト、弁、ダンパ等で構成され、設計基準事故時に、アニュラスを隔離し、アニュラスを負圧にするとともに放射性物質を低減する機能を有する系統である。

アニュラス空気浄化系統は、安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「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、アニュラス空気浄化ファンは、A トレン、B トレンにそれぞれ 1 台ずつ設置され、設計基準事故時に要求される排気風量を片トレンのみで供給可能な容量を有している。

また、アニュラス空気浄化系統は耐震 S クラスで設計される。

アニュラス空気浄化ファンの電動機は、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。また、全交流電源喪失時には非常用空冷式発電機を用いて非常用母線からの給電を復旧させることができる。

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	
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

アニュラス空気浄化系統は、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
- 第二十一条 耐圧試験等
- 第四十三条 換気設備
- 第四十八条 準用

2.2. 系統の設計要件

2.1 で示したアニュラス空気浄化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、区分ごとにアニュラス空気浄化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、第二十四条及び第三十三条については、アニュラス空気浄化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）

[設置許可基準規則]

- 第三十二条 原子炉格納施設

[技術基準規則]

- 第四十三条 換気設備

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

アニュラス空気浄化系統には、以下の安全機能が要求される。

- 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

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 に示すアニュラス空気浄化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) 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

アニュラス空気浄化系統は、原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合に、放射性物質の濃度を低減できなければならない。設計基準事象においてアニュラス空気浄化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) 閉じ込め機能

事故時アニュラス隔離ダンパは閉止され、アニュラス排気流量と相まって表 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時間以内にアニュラスを負圧達成することが設計要件となる。尚、事故時の負圧達成時間は通常時に確認できないため、その代わりに設計時間内にアニュラス隔離ダンパが閉止し、アニュラス設計排気流量が確立することが設計要件となる。

B) 放射性よう素濃度低減機能

事故時原子炉格納容器からアニュラスに漏えいした放射性よう素の低減能力として、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よう素除去効率を確保すること及びアニュラス負圧達成後のアニュラス排気流量及び再循環流量の割合を確保することが設計要件となる。

C) 排気筒放出機能

事故時アニュラス負圧達成後にアニュラス空気浄化系統からの排気が、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価条件の通り、排気筒から放出されることが設計要件となる。排気筒高さは、事故時の線量評価に用いる放射性物質の相対濃度 (χ/Q) の計算条件のひとつである放出源の有効高さの根拠となるものである。

表 2.2.1-1 アニュラス空気浄化系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析においてアニュラス空気浄化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	及び放射 物質の閉 じ込め機 能、放射 線の遮へ い
設計基準 事象	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.4.4	○
	制御棒飛び出し	添付書類十 3.4.5	○

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、アニュラス空気浄化系統は、『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「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、アニュラス空気浄化系統の内、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、アニュラス空気浄化系統の内、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、アニュラス空気浄化系統は独立 2 系統で構成され、各系統にアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニットをそれぞれ 1 台設置している。アニュラス空気浄化ファンは、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、アニュラス空気浄化系統は、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
- 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 一般事項編に明記される。

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

アニュラス空気浄化系統は、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章に示すアニュラス空気浄化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

アニュラス空気浄化系統は、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、アニュラス空気浄化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) アニュラス空気浄化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

アニュラス空気浄化系統は、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、火山及び外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

アニュラス空気浄化系統は、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) アニュラス空気浄化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) これらアニュラス空気浄化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。なお、建屋内の施設で外気と繋がっている施設は、防護対象施設として設計する。

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) アニュラス空気浄化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) これらアニュラス空気浄化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) アニュラス空気浄化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) アニュラス空気浄化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

アニュラス空気浄化系統は、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系統に該当しないため、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

アニュラス空気浄化系統は、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系統に該当しないため、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。なお、内部火災防護に関する設備として設置している換気空調系統については、「設計基準文書 一般事項編 内部火災防護」を参照のこと。

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

アニュラス空気浄化系統は、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

アニュラス空気浄化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。

6) 耐環境性

① 設置許可基準規則に基づく要求

アニュラス空気浄化系統は、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。安全施設的设计条件については、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、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化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

アニュラス空気浄化系統は、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、高温高压の流体を内包する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アニュラス空気浄化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次冷却材管には、LBBを適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップ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、高压タービン・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。）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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、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。

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つて、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つては、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

アニュラス空気浄化系統は、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

アニュラス空気浄化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。

以上

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
4A,4Bアニユラス空気浄化ファン	容量:100m ³ /min (注2) 出力:11kW/個	MS-1	—/—	S	1)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)閉じ込め機能 B)放射性よう素濃度低減機能	容量:約100m ³ /min(1台当たり)	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)
4A,4Bアニユラス空気浄化フィルタユニット	よう素除去効率 総合除去効率: 95%(相対湿度 95%、温度30℃ において)	MS-1	—/—	S	1)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 B)放射性よう素濃度低減機能	よう素除去効率 95%以上 (相対湿度約80%、温度約 50℃において)	参考資料に示す。	フィルタのよう素除去効率 (総合除去効率)が95%以上 であることを確認する。(定期 事業者検査時)
4号C/V給気ラインアニユラス入口第一ダンパ 4号C/V給気ラインアニユラス入口第二ダンパ 4号C/V排気ラインアニユラス入口第一ダンパ 4号C/V排気ラインアニユラス入口第二ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)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)閉じ込め機能	—	—	—
4A,Bアニユラス空気浄化ファン入口ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)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)閉じ込め機能 B)放射性よう素濃度低減機能	—	—	—
4A,4Bアニユラス空気浄化全量排気弁	空気作動弁	MS-1	DB2/SA2	S	1)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)閉じ込め機能 B)放射性よう素濃度低減機能 C)排気筒放出機能	—	—	—

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。

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
4A,4Bアニュラス空気浄化少量排気弁	空気作動弁	MS-1	DB2/SA2	S	1)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)閉じ込め機能 B)放射性よう素濃度低減機能 C)排気筒放出機能	—	—	—
4A,4Bアニュラス戻りダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)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)閉じ込め機能 B)放射性よう素濃度低減機能	—	—	—
4A,4B C/V排気ファン出口ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)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 C)排気筒放出機能	—	—	—
4号C/V排気ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)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 C)排気筒放出機能	—	—	—
4号排気筒入口第一ダンパ 4号排気筒入口第二ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	—/—	S	1)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 C)排気筒放出機能	—	—	—
4号C/V減圧ライン内隔離弁A 4号C/V減圧ライン内隔離弁B	電動弁	MS-1	DB2/—	S	1)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 C)排気筒放出機能	—	—	—
4号C/V減圧ライン外隔離弁A 4号C/V減圧ライン外隔離弁B	空気作動弁	MS-1	DB2/—	S	1)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 C)排気筒放出機能	—	—	—

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。

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
4号C/V減圧排気フィルタユニット入口弁	手動弁	MS-1	DB2/—	S	1)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 C)排気筒放出機能	—	—	—
4号C/V減圧排気フィルタユニットドレン弁	手動弁	MS-1	DB2/—	S	1)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 C)排気筒放出機能	—	—	—
格納容器減圧装置配管	—	MS-1	DB2/—	S	1)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 C)排気筒放出	—	—	—
クラス4管ダクト	—	MS-1	DB4/SA2	S	1)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 C)排気筒放出	—	—	—
防火ダンパ	—	MS-1	—/—	S	1)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)閉じ込め機能 B)放射性よう素濃度低減機能	—	—	—
排気筒	地表高さ 約 55m	MS-1	—/SA2	S	1)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 C)排気筒放出	基数:1 寸法: 約2.0m×約2.0m(角形) 約2.3m(丸形) 地上高さ:約55m	参考資料に示す。	放出管理目標値: 放射性気体廃棄物: 希ガス 1.0×10^{15} q/年 ^{※1} よう素131 3.0×10^{10} Bq/年 ^{※1} ※1:1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の合計

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

原子炉格納施設

玄海原子力発電所 4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4号機の原子炉格納施設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. 構築物の概要

原子炉格納容器は、設計基準事故時において1次冷却材配管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される1次冷却材のエネルギーによる原子炉冷却材喪失時の最高の圧力及び最高の温度に耐えるように、最高使用圧力及び最高使用温度を設定し設計する。また、アニュラス部は、原子炉格納容器貫通部等から漏えいした空気をアニュラス空気浄化設備で処理するため、密閉した空間を形成する設計とする。

原子炉格納容器の開口部である機器搬入口及びエアロック、配管貫通部、電線貫通部並びに原子炉格納容器隔離弁を含めて原子炉格納容器の漏えい率を許容値以下に保ち、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とともに、漏えい試験ができる設計とする。原子炉格納容器は、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、原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊及び破断を防止する設計とする。

原子炉格納容器を貫通する各施設の原子炉格納容器隔離弁は、自動隔離弁、通常時施錠管理が可能な手動弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。

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	構築物の概要 当該構築物の主たる機能、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 当該構築物の設計に係り、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	構築物の設計要件	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 構築物機能表に基づき、当該構築物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、当該構築物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構築物に関する設計要件 当該構築物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			
	3.1	構築物構成設備 2.2.1 を踏まえ、当該構築物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

原子炉格納施設は、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防止
- 第二十三条 計測制御系統施設
- 第三十二条 原子炉格納施設

[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. 構築物の設計要件

2.1 で示した原子炉格納施設が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに原子炉格納施設の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条については、原子炉格納施設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防止
- 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

原子炉格納施設には、以下の安全機能が要求される。

- 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¹

上記安全機能が達成される設計であることは、系統、または施設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、当該施設の主要設備の仕様、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 に示す原子炉格納施設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) 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

原子炉格納容器は、設計基準事故時において1次冷却材配管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される1次冷却材のエネルギーによる原子炉冷却材喪失時の最高圧力及び温度に耐えるように設計する必要がある。

A) 自由体積

原子炉格納容器の自由体積は、事故時の原子炉格納容器内圧が過大にならないように、小さくなりすぎてはならない。

原子炉格納容器の自由体積を考慮している設計基準事象の安全評価では、基本的に原子炉格納容器内圧、放射能濃度及び水素濃度を保守的に評価する目的から、原子炉格納容器の自由体積として小さめの値を使用している。一方で、炉心冷却性に着目した評価においては、燃料被覆管温度を保守的に評価するため、原子炉格納容器の自由体積として大きめの値も使用している（表 2.2.1-2 参照）。

原子炉格納容器の自由体積は、設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値の範囲を逸脱しないことが前提となるが、炉心冷却性評価における原子炉格納容器の自由体積の感度は小さいため、上限側（大きめの値）は安全性を担保するための確認項目として必須ではなく、原子炉格納容器の自由体積の下限側（小さめの値）が安全性を担保するための設計要件となる。

B) 構造物、機器等の体積及び表面積

原子炉格納容器本体及び内蔵されている構造物、機器等の体積及び表面積を考慮している設計基準事象の安全評価では、基本的に原子炉格納容器内圧を保守的に評価する目的から、構造物、機器等の体積及び表面積として小さめの値を使用している。一方で、設計基準事象の安全評価のうち、炉心冷却性および原子炉格納容器内水素濃度に着目した評価においては、構造物、機器等の体積及び表面積として大きめの値も使用している（表 2.2.1-3 参照）。

しかしながら、原子炉格納容器の大きさや形状、また内蔵されている機器や構造物についての物量変化が評価パラメータに与える影響は小さいため、原子炉格納容器の構造物や機器等の体積及び表面積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。

C) 雰囲気温度

原子炉格納容器内の雰囲気温度を考慮している設計基準事象の安全評価では、基本的に原子炉格納容器内圧、温度、及び水素濃度を保守的に評価する目的から、原子炉格納容器の雰囲気温度として高めの値を使用している。一方で、設計基準事象の安全評価のうち、炉心冷却性に着目した評価においては、原子炉格納容器の雰囲気温度として低めの値も使用している（表 2.2.1-4 参照）。

しかしながら、原子炉格納容器内圧、温度、及び水素濃度、炉心冷却性に対して原子炉格納容器内の雰囲気温度の感度は小さいため、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。

D) 雰囲気湿度

原子炉格納容器内の雰囲気湿度を考慮している、設計基準事象の安全評価では、基本的に原子炉格納容器内圧及び温度を保守的に評価する目的から、原子炉格納容器の雰囲気湿度として低めの値を使用している。一方で、設計基準事象の安全評価のうち、炉心冷却性及び水素濃度に着目した評価においては、原子炉格納容器の雰囲気湿度として高めの値も使用している（表 2.2.1-5 参照）。

しかしながら、原子炉格納容器内圧、温度、及び水素濃度、炉心冷却性に対して原子炉格納容器内の雰囲気湿度の感度は小さいため、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。

E) 設計漏えい率

設計基準事象の安全評価では、原子炉格納容器内圧に対応する漏えい率を解析条件として用いており、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。

F) アニュラス自由体積

設計基準事象における安全評価のうち、環境への放射性物質の放出量に着目した原子炉冷却材喪失事象及び制御棒飛び出し事象では、原子炉格納施設のうちのアニュラス部とアニュラス空気浄化システムの組み合わせによる環境への放射性物質の放出低減機能を期待している。この放射性物質の放出低減機能（アニュラスの負圧達成時間を含む）を評価で見込むにあたってはアニュラス部自由体積が必要となる。

放射性物質の放出低減機能として所定の性能を有していることの確認はアニュラス部自由体積単独ではなく、ファン及びフィルタの機能との組み合わせで扱われることが本来適切であることから、アニュラス部の基本的な構造が変更とならない限りはファン及びフィルタの性能¹を確認することで所期の目的は達成される。ただし、アニュラスの躯体の変更を伴うような場合には、安全性の担保のためにアニュラス体積の確認が必要となる。

¹ ファン及びフィルタが当該機能を達成するために満たすべき設計要件は、「換気空調系（アニュラス空気浄化システム）」の設計基準文書にて記載。

表 2.2.1-1 原子炉格納施設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格納施設を考慮している 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	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
設計 基準 事象	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	○
	制御棒飛び出し	添付書類十 3.4.5	○
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.5.1	○
	可燃性ガスの発生	添付書類十 3.5.2	○

表 2.2.1-2 自由体積に係る安全解析事象とその想定

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）
大きめの値を使用	・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.2.1）
小さめの値を使用	・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.4.4） ・制御棒飛び出し（添付書類十 3.4.5） ・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.5.1） ・可燃性ガスの発生（添付書類十 3.5.2）

表 2.2.1-3 構造物、機器等の体積及び表面積に係る安全解析事象とその想定

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）
小さめの値を使用	・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）
大きめの値を使用	・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.2.1） ・可燃性ガスの発生（添付書類十 3.5.2）

表 2.2.1-4 雰囲気温度に係る安全解析事象とその想定

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）
高めの値を使用	・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） ・可燃性ガスの発生（添付書類十 3.5.2）
低めの値を使用	・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.2.1）

表 2.2.1-5 雰囲気湿度に係る安全解析事象とその想定

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）
高めの値を使用	・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.2.1） ・可燃性ガスの発生（添付書類十 3.5.2）
低めの値を使用	・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）

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構築物に関する設計要件

「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、原子炉格納施設は、『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 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。

この設計構成を維持することが設計要件となる。

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 一般事項編に明記される。

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

原子炉格納施設は、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章に示す原子炉格納施設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

原子炉格納施設は、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、原子炉格納施設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) 原子炉格納施設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

原子炉格納施設は、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、火山及び外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

原子炉格納施設は、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) 原子炉格納施設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) これら原子炉格納施設は竜巻より防護すべき施設を内包する施設として扱うが、防護対象施設として設計する。

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) 原子炉格納施設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) これら原子炉格納施設は降下火砕物より防護すべき施設を内包する施設として扱うが、防護対象施設として設計する。

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) 原子炉格納施設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) 原子炉格納施設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

原子炉格納施設は、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

原子炉格納施設は、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

原子炉格納施設は、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

原子炉格納施設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。

6) 耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉格納施設は、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に設計している。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

原子炉格納施設は、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。

高温高压の流体を内包する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格納施設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を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップ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、高压タービン・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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊を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。

1 0) 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。

1 1) 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つて、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。

1 2) 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

原子炉格納施設は、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

原子炉格納施設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(1/1)

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
原子炉格納容器	自由体積: 約73,700m ³ 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)	MS-1	MC / SA2	S	1) 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)自由体積 E)設計漏えい率	原子炉格納容器漏えい率: 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)	参考資料に示す。	A種検査:設計圧力検査: 0.08%/日以下 A種検査:低圧検査:0.04% /日以下 B・C種検査:0.04%/日以下 (定期事業者検査時)
機器搬入口		MS-1	MC / SA2	S				
エアロック		MS-1	MC / SA2	S				
貫通部		MS-1	DB2, MC / SA2	S				
原子炉格納容器隔離弁 (注2)		MS-1	DB2 / SA2	S				
アニュラス	容積: 約15,300m ³	MS-1	—	S	1) 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 F) アニュラス自由体積	アニュラス部容積: 約15,300 m ³	—	—

注1: 機器クラスとは、技術基準規則第二条(4.1.2.1参照)に定義される区分であり、技術基準規則第十七条(4.1.2.2参照)が定める材料及び構造、第十八条(4.1.2.3参照)が定める使用中の亀裂等による破壊の防止、第二十一条(4.1.2.5参照)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。

注2: 隔離弁のリストについては添付に示す。

玄海4号機 格納容器隔離弁リスト

要求系統	ペネNo.	要求機器名称
加圧器逃がしタンク ガス分析ライン	#403R	4号PRT自動ガス分析ライン内隔離弁
		4号PRT自動ガス分析ライン外隔離弁
加圧器逃がしタンク 窒素供給ライン	#306	4号PRT N ₂ ライン外隔離弁
		4号加圧器逃がしタンク窒素ラインTC弁
		4号PRT N ₂ ライン隔離逆止弁
加圧器逃がしタンク 補給水ライン	#302	4号PRT補給水ライン外隔離弁
		4号加圧器逃がしタンク補給水ラインTC弁
		4号加圧器逃がしタンク補給水逆止弁
		4号真空ベンティング用真空引きライン逆止弁バースライン弁
抽出ライン	#444	4A抽出材フィス出口内隔離弁
		4B抽出材フィス出口内隔離弁
		4C抽出材フィス出口内隔離弁
		4号抽出材フィス逃がし弁
		4号抽出ライン外隔離弁
		4号抽出材フィス出口ラインドレン弁
		4号抽出材フィス逃がし弁入口ラインベント弁
		4号抽出材フィス出口ラインベント弁
充てんライン	#441	4号充てんライン外隔離弁
		4号充てんラインTC弁
		4号充てんライン隔離逆止弁
1次冷却材ポンプ 封水注入ライン (Aループ)	#401	4A RCP封水注入ライン外隔離弁
		4A RCP封水注入ラインTC弁
		4A RCP封水注入ライン隔離逆止弁
1次冷却材ポンプ 封水注入ライン (Bループ)	#402	4B RCP封水注入ライン外隔離弁
		4B RCP封水注入ラインTC弁
		4B RCP封水注入ライン隔離逆止弁
1次冷却材ポンプ 封水注入ライン (Cループ)	#443	4C RCP封水注入ライン外隔離弁
		4C RCP封水注入ラインTC弁
		4C RCP封水注入ライン隔離逆止弁
1次冷却材ポンプ 封水注入ライン (Dループ)	#440	4D RCP封水注入ライン外隔離弁
		4D RCP封水注入ラインTC弁
		4D RCP封水注入ライン隔離逆止弁
1次冷却材ポンプ 封水戻りライン	#438	4号RCP封水戻りライン隔離バース弁
		4号RCP封水戻りライン内隔離弁
		4号RCP封水戻りライン外隔離弁
蓄圧タンク窒素 充てんライン	#204	4号蓄圧タンク窒素供給ライン外隔離弁
		4号蓄圧タンク窒素供給ラインTC弁
		4号蓄圧タンク窒素供給ライン隔離逆止弁
安全注入配管漏えい テストライン及び 蓄圧タンク補給水ライン	#409R	4号安全注入系逆止弁テストライン内隔離弁
		4号安全注入系逆止弁テストライン外隔離弁
		4号蓄圧タンク補給ライン外隔離弁
		4号安全注入系逆止弁テストラインベント弁
A高圧注入ライン	#414	4A高圧注入ライン外隔離弁
		4A高圧注入ラインTC弁
		4A高圧注入ライン隔離逆止弁
B高圧注入ライン	#435	4B高圧注入ライン外隔離弁
		4B高圧注入ラインTC弁
		4B高圧注入ライン隔離逆止弁
A格納容器再循環ライン	#151	4A C/V再循環コック外隔離弁
B格納容器再循環ライン	#152	4B C/V再循環コック外隔離弁
A低圧注入ライン (余熱除去系注入ライン)	#417	4A余熱除去冷却器出口外隔離弁
		4A余熱除去冷却器出口ラインTC弁
		4A余熱除去冷却器出口隔離逆止弁
B低圧注入ライン (余熱除去系注入ライン)	#432	4B余熱除去冷却器出口外隔離弁
		4B余熱除去冷却器出口ラインTC弁
		4B余熱除去冷却器出口隔離逆止弁
A余熱除去ポンプ 入口ライン (Bループより)	#413	4A余熱除去ポンプ入口内隔離弁
		4A余熱除去ポンプ入口ラインTC弁
		4A余熱除去ポンプ入口逃がし弁
		4A余熱除去ポンプ入口逃がし弁入口ラインベント弁

玄海4号機 格納容器隔離弁リスト

要求系統	ペネNo.	要求機器名称
B余熱除去ポンプ 入口ライン (Cループより)	#434	4B余熱除去ポンプ 入口内隔離弁
		4B余熱除去ポンプ 入口ラインTC弁
		4B余熱除去ポンプ 入口逃がし弁
		4B余熱除去ポンプ 入口逃がし弁入口ラインバント弁
主給水ライン (Aループ)	#502	4A主給水隔離弁
		4A補助給水隔離弁
主給水ライン (Bループ)	#503	4B主給水隔離弁
		4B補助給水隔離弁
主給水ライン (Cループ)	#504	4C主給水隔離弁
		4C補助給水隔離弁
主給水ライン (Dループ)	#501	4D主給水隔離弁
		4D補助給水隔離弁
主蒸気ライン (Aループ)	#512	4A主蒸気圧力検出元弁(465)
		4A主蒸気圧力検出元弁(466)
		4A主蒸気圧力検出元弁(467)
		4A主蒸気圧力検出元弁(468)
		4A主蒸気隔離弁
		4A1主蒸気安全弁
		4A2主蒸気安全弁
		4A3主蒸気安全弁
		4A4主蒸気安全弁
		4A5主蒸気安全弁
		4A主蒸気隔離弁バース弁
		4A主蒸気逃がし弁元弁
		4A主蒸気隔離弁上流ドレン元弁
		4A主蒸気隔離弁バント弁
4A蒸気発生器窒素供給第二弁		
4号T/D AFWP駆動蒸気元弁A		
主蒸気ライン (Bループ)	#513	4B主蒸気圧力検出元弁(475)
		4B主蒸気圧力検出元弁(476)
		4B主蒸気圧力検出元弁(477)
		4B主蒸気圧力検出元弁(478)
		4B主蒸気隔離弁
		4B1主蒸気安全弁
		4B2主蒸気安全弁
		4B3主蒸気安全弁
		4B4主蒸気安全弁
		4B5主蒸気安全弁
		4B主蒸気隔離弁バース弁
		4B主蒸気逃がし弁元弁
		4B主蒸気隔離弁上流ドレン元弁
		4B主蒸気隔離弁バント弁
4B蒸気発生器窒素供給第二弁		
主蒸気ライン (Cループ)	#514	4C主蒸気圧力検出元弁(485)
		4C主蒸気圧力検出元弁(486)
		4C主蒸気圧力検出元弁(487)
		4C主蒸気圧力検出元弁(488)
		4C主蒸気隔離弁
		4C1主蒸気安全弁
		4C2主蒸気安全弁
		4C3主蒸気安全弁
		4C4主蒸気安全弁
		4C5主蒸気安全弁
		4C主蒸気隔離弁バース弁
		4C主蒸気逃がし弁元弁
		4C主蒸気隔離弁上流ドレン元弁
		4C主蒸気隔離弁バント弁
4C蒸気発生器窒素供給第二弁		
4号T/D AFWP駆動蒸気元弁B		

玄海4号機 格納容器隔離弁リスト

要求系統	ペネNo.	要求機器名称
主蒸気ライン (Dループ)	#511	4D主蒸気圧力検出元弁(495)
		4D主蒸気圧力検出元弁(496)
		4D主蒸気圧力検出元弁(497)
		4D主蒸気圧力検出元弁(498)
		4D主蒸気隔離弁
		4D1主蒸気安全弁
		4D2主蒸気安全弁
		4D3主蒸気安全弁
		4D4主蒸気安全弁
		4D5主蒸気安全弁
		4D主蒸気隔離弁バ`イ`ス弁
		4D主蒸気逃がし弁元弁
		4D主蒸気隔離弁上流ト`レ`元弁
		4D主蒸気隔離弁ベ`ト`弁
4D蒸気発生器室素供給第二弁		
A蒸気発生器 ブローダウンライン	#506	4A SGBD外隔離弁
B蒸気発生器 ブローダウンライン	#507	4B SGBD外隔離弁
C蒸気発生器 ブローダウンライン	#508	4C SGBD外隔離弁
D蒸気発生器 ブローダウンライン	#505	4D SGBD外隔離弁
A蒸気発生器 ブローダウンサンプルライン	#308R	4A S/Gサンプルライン外隔離弁
B蒸気発生器 ブローダウンサンプルライン	#311L	4B S/Gサンプルライン外隔離弁
C蒸気発生器 ブローダウンサンプルライン	#311R	4C S/Gサンプルライン外隔離弁
D蒸気発生器 ブローダウンサンプルライン	#308L	4D S/Gサンプルライン外隔離弁
蒸気発生器満水保管 水出ライン	#321	4号S/Gト`レ`ンラインTC弁 4号S/Gト`レ`ンライン外隔離弁
A格納容器スプレイライン	#420	4A C/Vスプレライン外隔離弁
		4Aスプレライン外隔離弁空気テスト弁
		4A C/Vスプレライン隔離逆止弁
B格納容器スプレイライン	#429	4B C/Vスプレライン外隔離弁
		4Bスプレライン外隔離弁空気テスト弁
		4B C/Vスプレライン隔離逆止弁
1次冷却材ポンプ モータ及び余剰抽出 冷却器冷却水入ライン	#202	4号RCP、余剰抽出冷却器CCW入ライン外隔離弁
		4号RCP、余剰抽出冷却器CCW入ラインTC弁
		4号RCP、余剰抽出冷却器CCW入ライン隔離逆止弁
1次冷却材ポンプ モータ及び余剰抽出 冷却器冷却水出ライン	#307	4号RCP、余剰抽出冷却器CCW出ライン内隔離弁
		4号RCP、余剰抽出冷却器CCW出ライン隔離バ`イ`ス弁
		4号RCP、余剰抽出冷却器CCW出ライン外隔離弁
A, B格納容器再循環ユニット 冷却水入ライン	#320	4AB C/V再循環ユニットCCW入ライン外隔離弁
C, D格納容器再循環ユニット 及びCRDM冷却ユニット冷却水 入ライン	#210	4CD C/V再循環ユニットCCW入ライン外隔離弁
A格納容器再循環ユニット 冷却水出ライン	#222	4A C/V再循環ユニットCCW出ライン外隔離弁

玄海4号機 格納容器隔離弁リスト

要求系統	ペネNo.	要求機器名称
B格納容器再循環ユニット 冷却水出口ライン	#558	4B C/V再循環ユニットCCW出口ライン外隔離弁
C格納容器再循環ユニット 冷却水出口ライン	#559	4C C/V再循環ユニットCCW出口ライン外隔離弁
D格納容器再循環ユニット 冷却水出口ライン	#220	4D C/V再循環ユニットCCW出口ライン外隔離弁
CRDM冷却ユニット 冷却水出口ライン	#317	4号CRDM冷却ユニットCCW出口ライン外隔離弁
格納容器冷却材 ドレンタンクガス 分析ライン	#403L	4号CVDTG・Aライン内隔離弁
		4号CVDTG・Aライン外隔離弁
格納容器冷却材 ドレンタンク窒素 供給及びベントライン	#409L	4号CVDTベントライン内隔離弁
		4号CVDTベントライン外隔離弁
		4号CVDT窒素供給ライン外隔離弁
格納容器冷却材 ドレンタンク出口ライン	#405	4号C/V冷却材ドレンタンク出口ライン内隔離弁
		4号C/V冷却材ドレンタンク出口ライン外隔離弁
格納容器サンプ出口ライン	#437	4号C/Vサンプ出口ライン内隔離弁
		4号C/Vサンプ出口ライン外隔離弁
加圧器液相部、気相部及び 1次冷却材（Aループ） サンプライン	#406R	4号加圧器気相部サンプライン内隔離弁
		4号加圧器液相部サンプライン内隔離弁
		4号Aループサンプライン内隔離弁
		4号加圧器、Aループサンプライン外隔離弁
1次冷却材（Bループ） サンプライン	#406L	4号Bループサンプライン内隔離弁
		4号Bループサンプライン外隔離弁
蓄圧タンクサンプライン	#403M	4A蓄圧タンクサンプライン内隔離弁
		4B蓄圧タンクサンプライン内隔離弁
		4C蓄圧タンクサンプライン内隔離弁
		4D蓄圧タンクサンプライン内隔離弁
		4号蓄圧タンクサンプライン外隔離弁
事故後サンプリング ガス試料採取戻りライン	#431R	4号C/V雰囲気ガスサンプ戻りライン外隔離弁
		4号C/V雰囲気ガスサンプ戻りラインTC弁
		4号C/V雰囲気ガスサンプ戻りライン隔離逆止弁
事故後サンプリング 水ドレン戻りライン	#431L	4号事故時1次冷却材サンプ戻りライン外隔離弁
		4号事故時1次冷却材サンプ戻りラインTC弁
		4号事故時1次冷却材サンプ戻りライン隔離逆止弁
格納容器内脱塩水 供給ライン	#313	4号脱塩水補給ライン外隔離弁
		4号脱塩水補給ラインTC弁
		4号脱塩水補給ライン隔離逆止弁
原子炉キャビティと 燃料取替用水ピット 連絡ライン	#407	4号原子炉キャビティ浄化取水ライン内隔離弁
		4号原子炉キャビティ浄化取水ライン外隔離弁
		4号原子炉キャビティ浄化取水ライン隔離バypass弁
		4号原子炉キャビティ浄化取水ライン外隔離弁後ベント弁
原子炉キャビティ水 浄化ライン	#201	4号原子炉キャビティ浄化戻りライン外隔離弁
		4号原子炉キャビティ浄化戻りラインTC弁
		4号原子炉キャビティ浄化戻りライン隔離逆止弁
格納容器内補助蒸気 供給ライン	#314	4号C/V補助蒸気供給ライン外隔離弁
		4号C/V補助蒸気供給ラインTC弁
		4号C/V補助蒸気供給ライン隔離逆止弁
格納容器内消火水 供給ライン	#310	4号水消火ライン外隔離弁
		4号水消火ライン隔離逆止弁
		4号水消火ラインTC弁
A制御用空気ライン	#301	4A制御用空気供給ライン外隔離弁
		4A制御用空気供給ライン隔離逆止弁
		4A制御用空気供給ラインTC弁（PEN側）
B制御用空気ライン	#203	4B制御用空気供給ライン外隔離弁
		4B制御用空気供給ライン隔離逆止弁
		4B制御用空気供給ラインTC弁（PEN側）
所内用空気ライン	#319	4号所内用空気供給ライン外隔離弁
		4号所内用空気供給ライン隔離逆止弁
		4号所内用空気供給ラインTC弁（PEN側）

玄海4号機 格納容器隔離弁リスト

要求系統	ペネNo.	要求機器名称
A格納容器減圧ライン	#212	4号C/V減圧ライン内隔離弁A
		4号C/V減圧ライン外隔離弁A
B格納容器減圧ライン	#214	4号C/V減圧ライン内隔離弁B
		4号C/V減圧ライン外隔離弁B
A格納容器水素制御ライン	#211	4号C/V水素ハージ給気ライン外隔離弁A
		4号C/V水素ハージ給気ライン内隔離弁A
B格納容器水素制御ライン	#213	4号C/V水素ハージ給気ライン外隔離弁B
		4号C/V水素ハージ給気ライン内隔離弁B
格納容器給気ライン	#555	4号C/V給気ライン外隔離弁
		4号C/V給気ライン内隔離弁
格納容器排気ライン	#562	4号C/V排気ライン内隔離弁
		4号C/V排気ライン外隔離弁
DRPI 盤室冷却ユニットへのCWS供給ライン	#228R	4号DRPI室冷却ユニット入口外隔離弁
DRPI 盤室冷却ユニットからのCWS戻りライン	#228L	4号DRPI室冷却ユニット出口外隔離弁
ICIS CO ₂ ガスパーズライン	#232L	4号炉内核計測装置ガスパージライン外隔離弁
		4号炉内核計測装置ガスパージライン内隔離弁
漏えい率試験圧力取出ライン	#554L	4号精密圧力計格納容器内隔離弁
		4号精密圧力計格納容器外隔離弁
格納容器空気サンプリング戻りライン	#560	4号C/V空気サンプリング戻りライン外隔離弁
		4号C/V空気サンプリング戻りラインT.C弁
		4号C/V空気サンプリング戻りライン隔離逆止弁
格納容器空気サンプリング取出しライン	#561	4号C/V空気サンプリング取出ライン内隔離弁
		4号C/V空気サンプリング取出ライン外隔離弁

設計基準文書 系統編
格納容器スプレイ系統

玄海原子力発電所 4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4号機の格納容器スプレイ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

格納容器スプレイ系統は、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、よう素除去薬品タンク、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および主蒸気管破断時に、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下に維持することを目的とした系統である。格納容器スプレイ系統は以上の目的を達成すべく、燃料取替用水ピット又は格納容器再循環サンプを水源として、格納容器スプレイポンプによってヒドラジンを含むほう酸水をスプレイする機能、及び再循環運転時において格納容器スプレイ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。

なお、格納容器スプレイ系統に期待する設計基準事象は2.2.1に示される。

格納容器スプレイ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「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。格納容器スプレイ系統は、独立2系統で構成され、各系統に格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器を1基ずつ設置している。また、格納容器スプレイ系統は耐震Sクラスで設計される。格納容器スプレイポンプの電動機は、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			
	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

格納容器スプレイ系統は、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 で示した格納容器スプレイ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、区分ごとに格納容器スプレイ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、格納容器スプレイ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

格納容器スプレイ系統には、以下の安全機能が要求される。

- 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¹

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 に示す格納容器スプレイ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 格納容器スプレイ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。

1) 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

格納容器スプレイ系統は、原子炉格納容器スプレイ作動信号を受けて、よう素除去のための薬品を含むほう酸水を格納容器スプレイとして必要な供給流量を格納容器内にスプレイ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再冠水期間中の炉心冷却性が阻害されないようにするため、過剰な流量でのスプレイがなされないようにしなければならない。また、燃料取替用水ピットの水位が低くなった場合には、格納容器スプレイポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替えて（再循環モード）、格納容器スプレイ冷却器で冷却した後、原子炉格納容器内にスプレイすることから、格納容器スプレイ系統は、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽機能及び放出低減機能を維持するのに必要な冷却能力を有しなければならない。加えて、原子炉格納容器スプレイ水へのよう素除去薬品の添加を前提としたよう素除去機能を有しなければならない。

A) 格納容器スプレイ冷却器の冷却性能

格納容器スプレイ冷却器は、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) 格納容器スプレイ流量

格納容器スプレイ系統を対処設備として期待する表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価のうち、環境への放射性物質の放出量に着目した原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.4.4）と、原子炉格納容器内圧に着目した原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.5.1）、及び可燃性ガスの発生（添付書類十 3.5.2）の安全解析では、原子炉格納容器の健全性を保守的に評価する目的から、格納容器スプレイ系統のスプレイ流量として少なめの流量を使用している。一方、炉心冷却性に着目した原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.2.1）の安全解析では、炉心冷却性等を保守的に評価する目的から、スプレイ流量として多めの流量を使用している（表 2.2.1-2 参照）。したがって、格納容器スプレイ系統によるスプレイ流量は、それぞれの事象の評価で使用された解析使用値の範囲内に維持されることが安全性を担保するための設計要件となる。

C) 格納容器スプレイの動作遅れ時間

格納容器スプレイの動作遅れ時間は、評価目的に応じて2種類の遅れ時間があり、それぞれにおいて想定されている想定時間内に収まらなければならない。

格納容器スプレイ系統の機能に期待する設計基準事象の安全評価において、表 2.2.1-1 に示す事象のうち、環境への放射性物質の放出量に着目した原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.4.4）、原子炉格納容器内圧に着目した原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.5.1）、及び可燃性ガスの発生（添付書類十 3.5.2）については、原子炉格納容器内圧を保守的に評価するため、事象開始からポンプ定速達成までの時間²経過以降に格納容器スプレイポンプに

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。

よる注入開始を想定しており、この評価における想定時間内に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。

一方で、炉心冷却性に着目した原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.2.1）については、燃料被覆管温度を保守的に評価する目的から早期にスプレイが開始される想定としており、この評価においては、想定時間より後にスプレイ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。

加えて、表 2.2.1-1 に示す事象のうち環境への放射性物質の放出量に着目した原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.4.4）及び制御棒飛び出し（添付書類十 3.4.5）については、事象開始からポンプ定速達成までの時間²経過以降による素除去薬品タンクからの薬品添加を想定しており、この解析において想定時間内による素除去のための薬品を含むほう酸水が原子炉格納容器内にスプレイできることが安全性を担保するための設計要件となる。

D) 再循環漏えい率

表 2.2.1-1 に示す環境への放射性物質の放出量に係る設計基準事象（添付書類十 3.4.4 及び 3.4.5）においては、格納容器スプレイ設備の再循環系からの漏えいを想定しており、この解析に使用している再循環漏えい率以下とすることが設計要件となる。

しかしながら、環境への放射性物質の放出量に対して再循環漏えい率の変化が評価パラメータに与える影響は小さいため、再循環漏えい率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。

E) よう素除去機能

格納容器スプレイ系統は、スプレイに対してよう素除去薬品を添加することで、原子炉格納器内のよう素除去を行っている。そのため、表 2.2.1-1 に示す環境への放射性物質の放出量に係る設計基準事象（添付書類十 3.4.4 及び 3.4.5）において使用している放射性無機よう素の等価半減期を下回ることが設計要件となる。

表 2.2.1-1 格納容器スプレイ系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において格納容器スプレイ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	放射線 の遮へい及び 放出低減機能、 放射性物質の 閉じ込め機能
設計 基準 事象	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	○
	制御棒飛び出し	添付書類十 3.4.5	○
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.5.1	○
	可燃性ガスの発生	添付書類十 3.5.2	○

表 2.2.1-2 格納容器スプレイに係る安全解析事象とその想定

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）
格納容器スプレイポンプ 1 台かつ少なめの流量で注入	<ul style="list-style-type: none"> ・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） ・可燃性ガスの発生（添付書類十 3.5.2）
格納容器スプレイポンプ 2 台かつ多めの流量で注入	<ul style="list-style-type: none"> ・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（JEAG4612-1998）」を参照すると、格納容器スプレイ系統は、『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、格納容器スプレイ系については独立2系統で構成される。格納容器スプレイポンプは、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、格納容器スプレイ系統は、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 一般事項編に明記される。

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

格納容器スプレイ系統は、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章に示す格納容器スプレイ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

格納容器スプレイ系統は、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、格納容器スプレイ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) 格納容器スプレイ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

格納容器スプレイ系統は、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、火山及び外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

格納容器スプレイ系統は、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) 格納容器スプレイ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) これら格納容器スプレイ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) 格納容器スプレイ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) これら格納容器スプレイ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) 格納容器スプレイ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) 格納容器スプレイ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

格納容器スプレイ系統は、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

格納容器スプレイ系統は、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

格納容器スプレイ系統は、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

格納容器スプレイ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

格納容器スプレイ系統は、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

格納容器スプレイ系統は、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格納容器スプレイ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次冷却材管には、LBBを適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップ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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊を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。

1 0) 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。

1 1) 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つて、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つては、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。

1 2) 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

格納容器スプレイ系統は、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

格納容器スプレイ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A	設工認要目表	保安規定
4A.4B 格納容器スプレイポンプ	容量: 1,200 m ³ /h ^(注2) 揚程: 175 m ^(注2) 出力:940kW/個	MS-1	DB2 / SA2	S	1)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 B)格納容器スプレイ流量 C)格納容器スプレイの動作遅れ時間 E)よう素除去機能	容量:約1,200m ³ /h(1台当たり) 揚程:約175m	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) ポンプを起動させ、異常な振動、異音、異臭、漏えいがないこと、及びテストラインにおける揚程が175m以上、容量が1,200m ³ /h以上であることを確認する。(定期事業者検査時)
4A.4B 格納容器スプレイ冷却器	容量(設計熱交換量): 2.36 × 10 ⁴ kW ^(注2) 伝熱面積: 684 m ² ^(注2)	MS-1	DB2(管側) DB3(胴側) / SA2	S	1)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)格納容器スプレイ冷却器の冷却性能	伝熱容量:約23.6MW (1基当たり)	参考資料に示す。	—
4号よう素除去薬品タンク 4CPT1	容量: 15.2 m ³ ^(注2)	MS-1	DB2 / —	S	1)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 E)よう素除去機能	容量:約15m ³ 薬品:苛性ソーダ(約30wt%)	参考資料に示す。	苛性ソーダ溶液量(有効水量):13.4m ³ 以上 苛性ソーダ濃度:30wt%以上
4A.4B C/Vスプレイポンプ RWSP側入口弁	電動弁	MS-1	DB2 / SA2	S	1)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 B)格納容器スプレイ流量	—	—	—
4A.4B C/Vスプレイポンプ RWSP側入口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 / SA2	S	1)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 B)格納容器スプレイ流量	—	—	—
4A.4B C/Vスプレイポンプ出口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 / SA2	S	1)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 B)格納容器スプレイ流量	—	—	—
4A.4B C/Vスプレイライン外隔離弁	電動弁	MS-1	DB2 / SA2	S	1)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 B)格納容器スプレイ流量	—	—	—

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(2/2)

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
4A.4B C/Vスプレイライン隔離 逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 / SA2	S	1)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 B)格納容器スプレイ流量	—	—	—
4A.4B C/VスプレイポンプC/ V再循環サンプル側入口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 / SA2	S	1)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 B)格納容器スプレイ流量	—	—	—
4A.4B C/VスプレイリングD入 口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 / SA2	S	1)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 B)格納容器スプレイ流量	—	—	—
4A.4Bよう素除去薬品注入弁	電動弁	MS-1	DB2 / —	S	1)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 E)よう素除去機能	—	—	—
4A.4Bよう素除去薬品注入弁後 弁	電動弁	MS-1	DB2 / —	S	1)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 E)よう素除去機能	—	—	—
4A.4Bよう素除去薬品注入ライ ン逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 / —	S	1)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 E)よう素除去機能	—	—	—
配管・継手	—	MS-1	DB2 / SA2 (一部SAクラ ス対象外)	S	1)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 B)格納容器スプレイ流量 C)格納容器スプレイの動作遅れ時間 E)よう素除去機能	—	—	—

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。

注2:公称値

設計基準文書 系統編

非常用電源系統

玄海原子力発電所 4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 4 号機の非常用電源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

非常用電源系統は、非常用交流電源系統、非常用直流電源系統、非常用計装用電源系統から構成される。

非常用電源系統は、安全重要度分類上、重要度の特に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。

非常用交流電源系統は、ディーゼル発電機、非常用高圧母線、動力変圧器、非常用低圧母線、ケーブル等で構成され、外部電源喪失時に原子炉の安全停止を達成するために必要な機器設備、または設計基準事故時に外部電源が喪失した場合に工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備に交流電源を供給するための系統である。

通常時、非常用高圧母線には 500kV 送電線が使用できる場合には所内変圧器から、また、500kV 送電線が使用できなくなった場合には予備変圧器から給電される。さらに、外部電源が完全に喪失した場合には、ディーゼル発電機から給電される。非常用低圧母線は、非常用高圧母線から動力変圧器を介して受電する。

ディーゼル発電機は、500kV 外部電源が完全に喪失した場合に、発電所の保安を確保し、安全に停止するために必要な電源を供給し、さらに、工学的安全施設作動のための電源も供給する。ディーゼル発電機は、多重性を考慮して、必要な容量のものを 2 台備え、それぞれ定格出力で 7 日間以上連続運転できる燃料貯蔵設備を発電所内に設け、燃料貯蔵設備である燃料油貯蔵タンクと燃料油貯油そう間は、タンクローリにて燃料油を輸送する。

ディーゼル発電機は、非常用高圧母線低電圧信号及び非常用炉心冷却設備作動信号で起動し、約 12 秒以内で電圧を確立した後は、各非常用高圧母線に接続し負荷に給電する。

非常用直流電源系統は、蓄電池（安全防護系用）、充電器、直流コントロールセンタ、ケーブル等で構成され、外部電源喪失時に原子炉の安全停止を達成するために必要な機器設備、または設計基準事故時に外部電源が喪失した場合に工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備に直流電源を供給するための系統である。蓄電池（安全防護系用）は、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一定時間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、

これらの動作に必要な容量を有している。この容量は、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 分間必要な設備に給電することが可能である。

非常用計測制御用電源系統は、計装電源盤（無停電電源装置）、計装用母線、ケーブル等で構成され、外部電源喪失時に原子炉の安全停止を達成するために必要な機器設備、または設計基準事故時に外部電源が喪失した場合に工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備に計装用電源を供給するための系統である。計装電源盤（無停電電源装置）は、外部電源喪失及び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 分間においても、直流電源設備である蓄電池（安全防護系用）から直流電源が供給されることにより、計装電源盤（無停電電源装置）の変換器を介し直流を交流へ変換し、非常用の計装用交流母線に対し電源供給を確保する。

なお、非常用電源系統は重大事故に至るおそれがある設計基準事故時又は重大事故時（以下、「重大事故等時」という。）においても使用される。

ディーゼル発電機は、重大事故等時に電力供給が可能な場合には、重大事故等時の対応に必要な設備へ電力を供給可能な設計である。

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として、蓄電池（安全防護系用）を使用する。蓄電池（安全防護系用）が、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である。

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	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 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			
	3.1	系統構成設備	2.2.1 章を踏まえ、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

非常用電源系統は、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
- 第十四条 全交流動力電源喪失対策設備
- 第二十四条 安全保護回路
- 第三十三条 保安電源設備

[技術基準規制]

- 第四十五条 保安電源設備
- 第四十八条 準用

2.2. 系統の設計要件

2.1 項で示した非常用電源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、区分ごとに非常用電源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、第二十四条については、非常用電源系統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
- 第三十三条 保安電源設備

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2 章）

- 第十二条 安全施設（単一故障想定、多重性又は多様性、独立性）
- 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（耐環境性、飛散物による損傷の防止）

2.2.1. 安全機能要求に関する設計要件

非常用電源系統には、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
- 他系統設備への電源供給（他系統機能の直接関連系）

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 に示す非常用電源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

非常用電源系統には、2.2 に示される条文に対応する安全機能を有し、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表 2.2.1-2 に示す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及び機能を有することが要求される。

A) 非常用交流電源系統からの電源供給

非常用交流電源系統は、表 2.2.1-3~6 に示す原子炉施設の工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備、あるいは外部電源喪失時に原子炉の安全停止を達成するために必須の機器設備に対し、B 項に示す所定の時間で自動的に電源を供給できなければならない。また、非常用交流電源系統からの電源供給を受け、非常用直流電源系統の充電器及び非常用計装用電源系統は必要な設備に対し電源を供給できなければならない。

B) 非常用交流電源系統からの電源供給開始時間

非常用交流電源系統は、ディーゼル発電機からの正常な給電機能を確保するため、主要補機への接続を段階的に行う必要がある。そのため、A 項で挙げた主要補機に対し、ディーゼル発電機起動後、表 2.2.1-3~6 に示すシーケンスに基づく所定の時間で自動的に電源を供給できなければならない。

非常用交流電源系統からの給電による機器動作を期待している表 2.2-1 の設計基準事象の安全評価では、ディーゼル発電機起動遅れ時間として 12 秒を想定し、表 2.2.1-3~6 に示したシーケンスタイマの設定値を考慮して機器作動遅れ時間を設定している¹。

C) 非常用交流電源系統に対する必要燃料保有量

非常用交流電源系統の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保有しなければならない。

D) 非常用直流電源系統からの電源供給

非常用直流電源系統の蓄電池（安全防護系用）は、全交流動力電源喪失時に、原子炉の安全停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間（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）確保しなければならない。また、非常用計装用電源系統は、非常用直流電源系統からの電源供給を受けて必要な設備に対し電力を供給できなければならない。

¹ 設計基準事象の安全評価では、機器の作動時間として信号遅れやポンプ全速時間も含めた時間を入力条件として使用している。

2) 他系統設備への電源供給（他系統機能の直接関連系）

非常用電源系統には、負荷設備が複数の機器で構成されている場合等、当該の単一系統設備専用の配電設備を設ける場合がある。この場合、これら配電設備の安全機能は、当該系統の機能の直接関連系となる。

A) 異常状態の緩和機能の直接関連系

非常用電源系統は、下記の設備の機能を確保するため電源を供給する必要がある。

- ・加圧器後備ヒータ

加圧器後備ヒータへの電源供給機能の確認は、設計基準文書 系統編 1次冷却系統で性能確認事項として挙げられている加圧器後備ヒータの性能確認で行われるため、非常用電源系統として確認項目とする必要はない。

B) 原子炉停止後の除熱をする機能の直接関連系

非常用電源系統は、下記の設備の機能を確保するため電源を供給する必要がある。

- ・タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプへの電源供給機能の確認は、設計基準文書 系統編 補助給水系統で性能確認事項として挙げられているタービン動補助給水ポンプの性能確認で行われるため、非常用電源系統として確認項目とする必要はない。

C) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能の直接関連系

非常用電源系統は、下記の設備の機能を確保するため電源を供給する必要がある。

- ・地震計

地震計への電源供給機能の確認は、設計基準文書 系統編 計測制御系統で性能確認事項として挙げられている地震計の性能確認で行われるため、非常用電源系統として確認項目とする必要はない。

表 2.2.1-1 非常用電源系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において非常用電源系統を考慮している設計基準事象※1			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	(他系統機能の直接関連系) 他系統設備への電源供給
設計基準事象	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	○	—
		添付書類十 3.4.4		
		添付書類十 3.5.1		
	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	○	—
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	○	—	

※1：解析評価において作動を想定している設備に対し、非常用電源系統から給電が行われる事象を抽出。

表 2.2.1-2 安全解析で想定している非常用電源系統からの給電によって動作する設備

分類	事象名	設置(変更)許可申請書における記載箇所	安全解析において非常用電源系統からの給電によって動作している設備
設計基準事象	主給水流量喪失	添付書類十 2.3.4	電動補助給水ポンプ
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.2.1	高圧注入ポンプ
		添付書類十 3.4.4	余熱除去ポンプ
		添付書類十 3.5.1	格納容器スプレイポンプ
			アニュラス空気浄化ファン 安全補機室空気浄化ファン
	主給水管破断	添付書類十 3.2.4	電動補助給水ポンプ
	主蒸気管破断	添付書類十 3.2.5	高圧注入ポンプ
蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十 3.4.2	高圧注入ポンプ 電動補助給水ポンプ	
制御棒飛び出し	添付書類十 3.4.5	アニュラス空気浄化ファン 安全補機室空気浄化ファン	

表 2.2.1-3 工学的安全施設作動シーケンスによる動作機器とタイマ設定 (トレン A)

信号	タイマ 設定値	許容誤差	動作機器	給電元
SI	0 秒	±1.0 秒	4A アニュラス空気浄化ファン	4C2 原子炉コントロールセンタ
SI	0 秒	±1.0 秒	4A アニュラス空気浄化フィルタユニット電気加熱コイル	4C2 原子炉コントロールセンタ
M	0 秒	±1.0 秒	4A 中央制御室循環ファン	4C4 原子炉コントロールセンタ
M	0 秒	±1.0 秒	4A 中央制御室空調ファン	4C4 原子炉コントロールセンタ
M	0 秒	±1.0 秒	4A 中央制御室非常用循環ファン	4C4 原子炉コントロールセンタ
M	0 秒	±1.0 秒	4号中央制御室非常用循環フィルタユニット A 電気加熱コイル	4C4 原子炉コントロールセンタ
SI	0 秒	±1.0 秒	4B 原子炉補機冷却水ポンプ	4-4C 非常用高压母線
SI	5 秒	±2.0 秒	4A 高压注入ポンプ	4-4C 非常用高压母線
SI	12 秒	±2.0 秒	4A 余熱除去ポンプ	4-4C 非常用高压母線
SI	12 秒	±2.0 秒	4A 安全補機開閉器室空調ファン	3-4C2 非常用低压母線
SI	12 秒	±2.0 秒	4A 蓄電池室(安全系)排気ファン	4C2 原子炉コントロールセンタ
SI	17 秒	±2.0 秒	4A 海水ポンプ	4-4C 非常用高压母線
SI	17 秒	±2.0 秒	4A 空調用冷水ポンプ	4C1 原子炉コントロールセンタ
SI	17 秒	±2.0 秒	4B 空調用冷水ポンプ	4C3 原子炉コントロールセンタ
SI	22 秒	±2.0 秒	4A 電動補助給水ポンプ	4-4C 非常用高压母線
SI	27 秒	±2.0 秒	4A 原子炉補機冷却水ポンプ	4-4C 非常用高压母線
SP	35 秒	±2.0 秒	4A 格納容器スプレイポンプ	4-4C 非常用高压母線
SI	45 秒	±2.0 秒	4A 制御用空気圧縮機	3-4C2 非常用低压母線
SI	45 秒	±2.0 秒	4A ディーゼル発電機空気圧縮機	4A ディーゼル発電機コントロールセンタ
SI	70 秒	±2.0 秒	4A 空調用冷凍機	3-4C1 非常用低压母線
SI	70 秒	±2.0 秒	4A 安全補機室空気浄化ファン	4C4 原子炉コントロールセンタ
SI	70 秒	±2.0 秒	4号安全補機室空気浄化フィルタユニット A 電気加熱コイル	4C4 原子炉コントロールセンタ
SI	75 秒	±2.0 秒	4B 海水ポンプ	4-4C 非常用高压母線
SI	80 秒	±2.0 秒	4A 中間補機棟空調ファン	4C2 原子炉コントロールセンタ
SI	80 秒	±2.0 秒	4A 安全補機室冷却ファン	4C2 原子炉コントロールセンタ
SI	80 秒	±2.0 秒	4B 空調用冷凍機	3-4C2 非常用低压母線

表 2.2.1-4 工学的安全施設作動シーケンスによる動作機器とタイマ設定 (トレン B)

信号	タイマ 設定値	許容誤差	動作機器	給電元
SI	0 秒	±1.0 秒	4B アンユラス空気浄化ファン	4D2 原子炉コントロールセンタ
SI	0 秒	±1.0 秒	4B アンユラス空気浄化フィルタユニット電気加熱コイル	4D2 原子炉コントロールセンタ
SI	0 秒	±1.0 秒	4D 原子炉補機冷却水ポンプ	4-4D 非常用高压母線
SI	5 秒	±2.0 秒	4B 高压注入ポンプ	4-4D 非常用高压母線
M	12 秒	±2.0 秒	4B 中央制御室循環ファン	4D4 原子炉コントロールセンタ
M	12 秒	±2.0 秒	4B 中央制御室空調ファン	4D4 原子炉コントロールセンタ
M	12 秒	±2.0 秒	4B 中央制御室非常用循環ファン	4D4 原子炉コントロールセンタ
M	12 秒	±2.0 秒	4号中央制御室非常用循環フィルタユニット B 電気加熱コイル	4D4 原子炉コントロールセンタ
SI	12 秒	±2.0 秒	4B 余熱除去ポンプ	4-4D 非常用高压母線
SI	12 秒	±2.0 秒	4B 安全補機開閉器室空調ファン	3-4D2 非常用低压母線
SI	12 秒	±2.0 秒	4B 蓄電池室(安全系)排気ファン	4D2 原子炉コントロールセンタ
SI	17 秒	±2.0 秒	4C 空調用冷水ポンプ	4D1 原子炉コントロールセンタ
SI	17 秒	±2.0 秒	4D 空調用冷水ポンプ	4D3 原子炉コントロールセンタ
SI	17 秒	±2.0 秒	4C 海水ポンプ	4-4D 非常用高压母線
SI	22 秒	±2.0 秒	4B 電動補助給水ポンプ	4-4D 非常用高压母線
SI	27 秒	±2.0 秒	4C 原子炉補機冷却水ポンプ	4-4D 非常用高压母線
SI	45 秒	±2.0 秒	4B 制御用空気圧縮機	3-4D2 非常用低压母線
SI	45 秒	±2.0 秒	4B ディーゼル発電機空気圧縮機	4B ディーゼル発電機コントロールセンタ
SI	70 秒	±2.0 秒	4C 空調用冷凍機	3-4D1 非常用低压母線
SP	75 秒	±2.0 秒	4D 海水ポンプ	4-4D 非常用高压母線
SI	80 秒	±2.0 秒	4B 中間補機棟空調ファン	4D2 原子炉コントロールセンタ
SI	80 秒	±2.0 秒	4B 安全補機室冷却ファン	4D2 原子炉コントロールセンタ
SI	80 秒	±2.0 秒	4B 安全補機室空気浄化ファン	4D4 原子炉コントロールセンタ
SI	80 秒	±2.0 秒	4号安全補機室空気浄化フィルタユニット B 電気加熱コイル	4D4 原子炉コントロールセンタ
SI	80 秒	±2.0 秒	4D 空調用冷凍機	3-4D2 非常用低压母線

表 2.2.1-5 全停シーケンスによる動作機器とタイマ設定 (トレン A)

信号	タイマ 設定値	許容誤差	動作機器	給電元
BO	0 秒	±1.0 秒	4A 中央制御室循環ファン	4C4 原子炉コントロールセンタ
BO	0 秒	±1.0 秒	4A 中央制御室空調ファン	4C4 原子炉コントロールセンタ
BO	0 秒	±1.0 秒	4B 充てんポンプ	4・4C 非常用高圧母線
BO	5 秒	±2.0 秒	4A 充てんポンプ	4・4C 非常用高圧母線
BO	5 秒	±2.0 秒	4A 制御用空気圧縮機	3・4C2 非常用低圧母線
BO	12 秒	±2.0 秒	4A 電動補助給水ポンプ	4・4C 非常用高圧母線
BO	12 秒	±2.0 秒	4A 安全補機開閉器室空調ファン	3・4C2 非常用低圧母線
BO	12 秒	±2.0 秒	4A 蓄電池室(安全系)排気ファン	4C2 原子炉コントロールセンタ
BO	17 秒	±2.0 秒	4A 空調用冷水ポンプ	4C1 原子炉コントロールセンタ
BO	17 秒	±2.0 秒	4B 空調用冷水ポンプ	4C3 原子炉コントロールセンタ
BO	17 秒	±2.0 秒	4A 海水ポンプ	4・4C 非常用高圧母線
BO	22 秒	±2.0 秒	4B 海水ポンプ	4・4C 非常用高圧母線
BO	27 秒	±2.0 秒	4A 原子炉補機冷却水ポンプ	4・4C 非常用高圧母線
BO	32 秒	±2.0 秒	4B 原子炉補機冷却水ポンプ	4・4C 非常用高圧母線
BO	45 秒	±2.0 秒	4A ディーゼル発電機空気圧縮機	4A ディーゼル発電機コントロールセンタ
BO	60 秒	±2.0 秒	4A 原子炉容器室冷却ファン	4C4 原子炉コントロールセンタ
BO	70 秒	±2.0 秒	4A 空調用冷凍機	3・4C1 非常用低圧母線
BO	70 秒	±2.0 秒	4A 制御棒駆動装置冷却ファン	3・4C2 非常用低圧母線
BO	80 秒	±2.0 秒	4A 格納容器再循環ファン	3・4C1 非常用低圧母線
BO	80 秒	±2.0 秒	4A 蒸気発生器室給気ファン	4C2 原子炉コントロールセンタ
BO	80 秒	±2.0 秒	4C 蒸気発生器室給気ファン	4C2 原子炉コントロールセンタ
BO	80 秒	±2.0 秒	4E 蒸気発生器室給気ファン	4C4 原子炉コントロールセンタ
BO	80 秒	±2.0 秒	4G 蒸気発生器室給気ファン	4C4 原子炉コントロールセンタ
BO	80 秒	±2.0 秒	4A 加圧器室給気ファン	4C2 原子炉コントロールセンタ
BO	80 秒	±2.0 秒	4A ドーム部給気ファン	4C2 原子炉コントロールセンタ
BO	80 秒	±2.0 秒	4A 中間補機棟空調ファン	4C2 原子炉コントロールセンタ
BO	80 秒	±2.0 秒	4A 安全補機室冷却ファン	4C2 原子炉コントロールセンタ
BO	80 秒	±2.0 秒	4A 蓄電池室(非安全系)排気ファン	4C4 原子炉コントロールセンタ
BO	90 秒	±2.0 秒	4B 空調用冷凍機	3・4C2 非常用低圧母線
BO	90 秒	±2.0 秒	4B 格納容器再循環ファン	3・4C2 非常用低圧母線
BO	100 秒	±2.0 秒	4A 軸受冷却水ポンプ	4・4C 非常用高圧母線

表 2.2.1-6 全停シーケンスによる動作機器とタイマ設定 (トレン B)

信号	タイマ 設定値	許容誤差	動作機器	給電元
BO	0 秒	±1.0 秒	4B 充てんポンプ	4-4C 非常用高压母線
BO	5 秒	±2.0 秒	4C 充てんポンプ	4-4D 非常用高压母線
BO	5 秒	±2.0 秒	4B 制御用空気圧縮機	3-4D2 非常用低压母線
BO	12 秒	±2.0 秒	4B 電動補助給水ポンプ	4-4D 非常用高压母線
BO	12 秒	±2.0 秒	4B 安全補機開閉器室空調ファン	3-4D2 非常用低压母線
BO	12 秒	±2.0 秒	4B 中央制御室循環ファン	4D4 原子炉コントロールセンタ
BO	12 秒	±2.0 秒	4B 中央制御室空調ファン	4D4 原子炉コントロールセンタ
BO	12 秒	±2.0 秒	4B 蓄電池室(安全系)排気ファン	4D2 原子炉コントロールセンタ
BO	17 秒	±2.0 秒	4C 海水ポンプ	4-4D 非常用高压母線
BO	17 秒	±2.0 秒	4C 空調用冷水ポンプ	4D1 原子炉コントロールセンタ
BO	17 秒	±2.0 秒	4D 空調用冷水ポンプ	4D3 原子炉コントロールセンタ
BO	22 秒	±2.0 秒	4D 海水ポンプ	4-4D 非常用高压母線
BO	27 秒	±2.0 秒	4C 原子炉補機冷却水ポンプ	4-4D 非常用高压母線
BO	32 秒	±2.0 秒	4D 原子炉補機冷却水ポンプ	4-4D 非常用高压母線
BO	45 秒	±2.0 秒	4B ディーゼル発電機空気圧縮機	4B ディーゼル発電機コントロールセンタ
BO	60 秒	±2.0 秒	4B 原子炉容器室冷却ファン	4D4 原子炉コントロールセンタ
BO	70 秒	±2.0 秒	4C 空調用冷凍機	3-4D1 非常用低压母線
BO	70 秒	±2.0 秒	4B 制御棒駆動装置冷却ファン	3-4D2 非常用低压母線
BO	80 秒	±2.0 秒	4C 格納容器再循環ファン	3-4D1 非常用低压母線
BO	80 秒	±2.0 秒	4B 蒸気発生器室給気ファン	4D2 原子炉コントロールセンタ
BO	80 秒	±2.0 秒	4D 蒸気発生器室給気ファン	4D2 原子炉コントロールセンタ
BO	80 秒	±2.0 秒	4F 蒸気発生器室給気ファン	4D4 原子炉コントロールセンタ
BO	80 秒	±2.0 秒	4H 蒸気発生器室給気ファン	4D4 原子炉コントロールセンタ
BO	80 秒	±2.0 秒	4B 加圧器室給気ファン	4D2 原子炉コントロールセンタ
BO	80 秒	±2.0 秒	4B ドーム部給気ファン	4D2 原子炉コントロールセンタ
BO	80 秒	±2.0 秒	4B 中間補機棟空調ファン	4D2 原子炉コントロールセンタ
BO	80 秒	±2.0 秒	4B 安全補機室冷却ファン	4D2 原子炉コントロールセンタ
BO	80 秒	±2.0 秒	4B 蓄電池室(非安全系)排気ファン	4D4 原子炉コントロールセンタ
BO	90 秒	±2.0 秒	4D 空調用冷凍機	3-4D2 非常用低压母線
BO	90 秒	±2.0 秒	4D 格納容器再循環ファン	3-4D2 非常用低压母線
BO	100 秒	±2.0 秒	4B 軸受冷却水ポンプ	4-4D 非常用高压母線

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、非常用電源系統は『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「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。

なお、2.2.1 2) に示される他の系統設備の直接関連系に分類される設備の安全重要度は表 3.1-1 に示す。

上記要求を踏まえ、非常用電源系統はそれぞれ独立 2 系統で構成され、構成する機器の単一故障を想定した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、非常用電源系統は、原子炉施設間で共用しない設計とするとともに、重大事故等発生時以外は接続先の系統を相互に分離された状態とすることにより他の設備に悪影響を及ぼさ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の要求のうち、2.2.1 章、2.2.2.1 章以外で設計上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 一般事項編に明記される。

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

非常用電源系統は、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す通り、JEAG4601に基づく耐震設計としている。3章に示す非常用電源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

非常用電源系統は、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、非常用電源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) 非常用電源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

非常用電源系統は、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、火山及び外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

非常用電源系統は、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) 非常用電源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) これら非常用電源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。
- iii) 非常用電源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) 非常用電源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) これら非常用電源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。なお、配管については、積灰しない構造として取り扱う。
- iii) 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、非常用電源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) 非常用電源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) 非常用電源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、火災時の輻射熱の影響を直接受けないこと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

非常用電源系統は、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

非常用電源系統は、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

非常用電源系統は、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

非常用電源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

非常用電源系統は、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に設計している。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

非常用電源系統は、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、一次冷却材管には、L B B を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップ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) 保安電源設備

保安電源設備について、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に、高エネルギーのアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止するため必要な措置を講じた設計とする。

9) 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

非常用電源系統は、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。

①-1 非常用電源系統の電気事故隔離機能

非常用電源系統での短絡等の電気故障発生時には、他の安全機能への影響を限定するため、これを検知し、遮断器により故障箇所を隔離できる必要がある。

②発電用火力設備に関する技術基準の準用

非常用電源系統は、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、「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」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

非常用電源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
4A、4Bディーゼル発電機	容量: 7,100kW	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)非常用交流電源系統からの電源供給 B)非常用交流電源系統からの電源供給開始時間 C)非常用交流電源系統に対する必要燃料保有量	出力:約7,100kW(1台当たり)	参考資料に示す。	模擬信号によりディーゼル発電機が起動し、12秒以内にディーゼル発電機の電圧が確立すること。(定期事業者検査時)
燃料油サービスタンク	—	—	—	—	—	—	参考資料に示す。	燃料油サービスタンク貯油量:950ℓ以上
燃料油貯油そう	—	—	—	—	—	基数:2 容量:約165Kℓ(1基当たり)	参考資料に示す。	燃料油貯油そう等の油量(保有油量): 310kℓ以上※1 ※1:燃料油貯油そう108kℓ以上及び燃料油貯蔵タンク147kℓ以上をいう。
燃料油貯蔵タンク	—	—	—	—	—	基数:2 容量:約200Kℓ(1基当たり)	参考資料に示す。	燃料油貯油そう等の油量(保有油量): 310kℓ以上※2 ※2:燃料油貯油そう132kℓ以上及び燃料油貯蔵タンク178kℓ以上をいう。

1.3-733

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。

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
4-4C、4-4D 非常用高圧母線	容量: 1,200A	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)非常用交流電源系統からの電源供給 B)非常用交流電源系統からの電源供給開始時間	—	—	当直課長は、モード1,2,3,4,5,6及び使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間において、1週間に1回、所要の非常用高圧母線に電力供給可能な外部電源3回線以上の電圧を確立していること、及び1回線以上は他の回線に対して独立性を有していることを確認する。 当直課長は、モード5,6及び照射済燃料移動中において、1週間に1回、所要の設備の維持に必要な非常用高圧母線が受電されていることを確認する。
4号所変受電遮断器	—	—	—	—	—	—	—	—
予変受電遮断器	—	—	—	—	—	—	—	—
DG遮断器	—	—	—	—	—	—	—	—
負荷遮断器	—	—	—	—	—	—	—	—
3-4C1、3-4C2、3-4D1、3-4D2 非常用低圧母線	容量: 3,000A	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)非常用交流電源系統からの電源供給 B)非常用交流電源系統からの電源供給開始時間	—	—	当直課長は、モード5,6及び照射済燃料移動中において、1週間に1回、所要の設備の維持に必要な非常用低圧母線が受電されていることを確認する。
4C1、4C2、4D1、4D2動力変圧器	—	—	—	—	—	—	—	—
負荷遮断器	—	—	—	—	—	—	—	—

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。

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
4C1、4C2、4D1、4D2 原子炉コントロールセンタ	容量: 800A	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)非常用交流電源系統からの電源供給 B)非常用交流電源系統からの電源供給開始時間	—	—	—
負荷遮断器	—	—	—	—	—	—	—	—
負荷コンタクタ	—	—	—	—	—	—	—	—
4A、4Bディーゼル発電機コントロールセンタ	容量: 400A	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)非常用交流電源系統からの電源供給 B)非常用交流電源系統からの電源供給開始時間	—	—	—
負荷遮断器	—	—	—	—	—	—	—	—
負荷コンタクタ	—	—	—	—	—	—	—	—
4号加圧器後備ヒータグループ (1~4)コントロールセンタ	—	MS-2	—/—	S	2)他系統設備への電源供給 A)異常状態の緩和機能の直接関連系	—	—	—
負荷遮断器 負荷コンタクタ	—	—	—	—	—	—	—	—
4A、4B蓄電池	容量: 約1,600A・h/組 ×2組	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 D)非常用直流電源系統からの電源供給	容量:約1,600A・h/組×2組	参考資料に示す。	当直課長は、モード1,2,3,4,5及び6において、1週間に1回、浮動充電時の蓄電池端子電圧が126.4kV以上であることを確認する。 2系統(蓄電池(安全防護系用)及び充電器)が動作可能であること。 所要の設備の維持に必要な非常用直流母線に接続する系統(蓄電池(安全防護系用)及び充電器)が動作可能であること。

1.3-735

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。

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
4A、4B充電器	容量: 350A、300A	MS-3	—/—	C(S)	1)安全上特に重要な関連機能 A)非常用交流電源系統からの電源供給 D)非常用直流電源系統からの電源供給 充電器の機能の安全重要度はMS-3であるが、長期の非常用交流電源からの直流給電機能も考慮してリストに挙げている。	—	—	2系統(蓄電池(安全防護系用)及び充電器)が動作可能であること。 所要の設備の維持に必要な非常用直流母線に接続する系統(蓄電池(安全防護系用)及び充電器)が動作可能であること。
4A、4Bドロップ盤	—	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 D)非常用直流電源系統からの電源供給	—	—	—
4A、4B 直流 コントロールセンタ	約600A(1個当たり) ×2個	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 D)非常用直流電源系統からの電源供給	約600A(1個当たり)×2個	—	—
4A、4Bリレー室直流分電盤(トレンA、B)	—	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 D)非常用直流電源系統からの電源供給	—	—	—
4号電磁弁分電盤(トレンA、B) AB5-1~5	—	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 D)非常用直流電源系統からの電源供給	—	—	—
4A、4Bタービン動補助給水ポンプ盤	—	MS-1	—/—	S	2)他系統設備への電源供給 B)原子炉停止後の除熱をする機能の直接関連系	—	—	—
4A、4B、4C、4D計装電源盤	—	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)非常用交流電源系統からの電源供給 D)非常用直流電源系統からの電源供給	—	—	—
4A、4B、4C、4D計装電源切換盤	—	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)非常用交流電源系統からの電源供給 D)非常用直流電源系統からの電源供給	—	—	—
4A1、4A2、4B1、4B2、4C1、 4C2、4D1、4D2、計装分電盤	—	MS-1	—/—	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)非常用交流電源系統からの電源供給 D)非常用直流電源系統からの電源供給	—	—	—
4A1、4B1、4C1、4D1現場計装分電盤	—	MS-1	—/—	S	2)他系統設備への電源供給 C)地震計への電源供給	—	—	—
4A、4B、4C、4D計装後備分電盤	—	MS-1	—/—	S	—	—	—	—

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。

設計基準文書 一般事項編
耐震

玄海原子力発電所 4号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）一般編のうち、玄海4号機の耐震設計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. 防護設計の概要

設置許可基準規則、技術基準規則、ガイドに基づき、耐震評価設備（部位）、地震応答解析、設計用地震動又は地震力、荷重の種類及び荷重の組合せ並びに許容限界等を定めて耐震評価を実施し防護設計を実施する。

1.3. 各章の構成

2章においては、耐震設計に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件の考え方を踏まえ、耐震設計に関する各設備について、要求される機能が実機において確保されていることを確認するための判定事項等を整理する。

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
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則	防護設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則を抽出して記載する
2.2	防護設計要件	2.1 で抽出した規則条文を準拠するための設計要件を記載する。
2.2.1	耐震設計の基本方針	耐震設計の基本方針について記載する。
2.2.2	耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備の分類	耐震設計に係わる施設の分類の定義について記載する。
2.2.3	設計用地震力	各設備の設計に用いる地震力の算定方法について記載する。
2.2.4	機能維持の基本方針	耐震設計の機能維持について方針を記載する。
2.2.5	構造計画と配置計画	地震の影響が低減されるよう構造の観点と配置の観点から方針を記載する。
2.2.6	地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針	設備が設置される場所について地震による周辺斜面の崩壊に対して影響がない場所に設置することを記載する。
2.2.7	ダクティリティに関する考慮	材料の選定等に留意し、ダクティリティを高めることを記載する。
2.2.8	機器・配管系の支持方針について	機器・配管系の支持構造物の設計方針について記載する。
2.2.9	耐震計算の基本方針	耐震計算の基本方針を記載する。
3	設備の概略仕様	

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則

耐震設計は、以下に示す設置許可基準規則及び技術基準規則に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 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
- 第三十八条 重大事故等対処施設の地盤
- 第三十九条 地震による損傷の防止
- 第四十条 津波による損傷の防止
- 第四十一条 火災による損傷の防止
- 第四十三条 重大事故等対処設備

[技術基準規則]

- 第四条 設計基準対象施設の地盤
- 第五条 地震による損傷の防止
- 第六条 津波による損傷の防止
- 第十一条 火災による損傷の防止
- 第十二条 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止
- 第四十九条 重大事故等対処施設の地盤
- 第五十条 地震による損傷の防止
- 第五十一条 津波による損傷の防止
- 第五十二条 火災による損傷の防止
- 第五十四条 重大事故等対処設備

2.2. 防護設計要件

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設は設置許可基準規則第三条及び第四条、第三十八条、第三十九条、技術基準規則第四条及び第五条、第四十九条、第五十条に従い、耐震設計が適合しなければならない。また、設置許可基準規則第八条及び第四十一条、技術基準規則第十一条及び第五十二条に係る火災防護設備、設置許可基準規則第九条、技術基準規則第十二条に係る溢水防護に係る設備、設置許可基準規則第四十三条、技術基準規則第五十四条に係る可搬型重大事故等対処設備等において、基準地震動 S_s に対して機能を保持しなければならない。

具体的には、設置許可基準規則、技術基準規則、ガイドに基づき、耐震評価設備（部位）、地震応答解析、設計用地震動又は地震力、荷重の種類及び荷重の組合せ並びに許容限界等を定めて耐震評価を実施し防護設計を実施する。

<関連する基準・ガイド等>

- 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド
- 耐震設計に係る工認審査ガイド
- 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド

2.2.1. 耐震設計の基本方針

設計基準対象施設については地震により安全機能が損なわれるおそれがないこと、重大事故等対処施設については地震により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。

火災防護設備、溢水防護に係る設備、可搬型重大事故等対処設備等においては、基準地震動 S_s に対して機能を保持する設計とする。

2.2.2. 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備の分類

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設を以下のとおり分類する。

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、Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類する。

重大事故等対処施設については、施設の各設備が有する重大事故等時に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、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、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備及び可搬型重大事故等対処設備に耐震設計上の区分を分類する。

また、Sクラス施設（耐震重要施設）、常設耐震重要重大事故防止設備及び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（特定重大事故等対処施設を除く。）（以下「上位クラス施設」という。）は、下位クラス施設の波及的影響によって、それぞれその安全機能及び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。

ここで、下位クラス施設とは、上位クラス施設以外の発電所内にある施設（資機材等含む。）をいう。

2.2.3. 設計用地震力

施設の耐震設計に用いる地震力を静的地震力及び動的地震力について算定し、その耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分に応じて2.2.4.機能維持の基本方針に従い設計用地震力を算定する。

2.2.4. 機能維持の基本方針

耐震設計における安全機能維持は、設計基準対象施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分に応じた地震動に対して、施設の構造強度の確保を基本とする。

また、耐震安全性が応力の許容限界のみで律することができない施設等、構造強度に加えて、各施設の特性に応じた動的機能、電氣的機能、気密性、止水性、遮蔽性、支持機能及び通水機能の維持を必要とする施設については、その機能が維持できる設計とする。

なお、気密性、止水性、遮蔽性、支持機能及び通水機能の維持については、構造強度を確保することを基本とする。必要に応じて評価項目を追加することで、機能維持設計を行う。

2.2.5. 構造計画と配置計画

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の構造計画及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。

建物・構築物は、原則として剛構造とし、重要な建物・構築物は、地震力に対し十分な支持性能を有する地盤に支持させる。

機器・配管系は、応答性状を適切に評価し、適用する地震力に対して構造強度を有する設計とする。配置に自由度のあるものは、耐震上の観点からできる限り重心位置を低くし、かつ、安定性のよい据え付け状態になるよう、「2.2.8 機器・配管系の支持方針について」に示す方針に従い配置する。

また、建物・構築物の建屋間相対変位を考慮しても、建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性を確保する設計とする。

下位クラス施設は、上位クラス施設に対して隔離をとり配置するか、上位クラスの施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して耐震性を保持するか若しくは、下位クラス施設の波及的影響を想定しても上位クラス施設の有する機能を保持する設計とする。

2.2.6. 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針

耐震重要施設及び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（特定重大事故等対処施設を除く。）については、基準地震動 S_s による地震力により周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所に設置する。

2.2.7. ダクティリティに関する考慮

発電用原子炉施設は、構造安全性を一層高めるために、材料の選定等に留意し、その構造体のダクティリティを高めるよう設計する。

2.2.8. 機器・配管系の支持方針について

機器・配管系の耐震設計を行う場合、基本設計条件（耐震重要度、設計温度・圧力、動的・静的機器等）、プラントサイト固有の環境条件（地震、風、雪、気温等）、形状、設置場所等を考慮して各々に適した支持条件（拘束方向、支持反力、相対変位等）を決め、支持構造物を選定する必要がある。また、現地施工性や機器等の運転操作・保守点検の際に支障とならないこと等についても配慮し設計する。

2.2.9. 耐震計算の基本方針

既工事計画で実績があり、かつ、最新の知見に照らしても妥当な手法及び条件を用いることを基本とする。一方、最新の知見を適用する場合は、その妥当性と適用可能性を確認した上で適用する。

動的地震力の水平方向及び鉛直方向の組合せについては、施設の構造特性から水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響の可能性のある施設を評価対象として抽出し、3 次元応答性状の影響も考慮した上で、耐震性に及ぼす影響を評価する。

3. 設備の概略仕様

2章で記載した耐震に係る設計要件を達成するために必要となる防護対象設備の耐震計算書については各防護対象設備が記載される設計基準文書 一般事項編および設計基準文書 系統編を参照のこと。

なお、改造工事等を実施する際には防護設計要件を確認する必要がある。

設計基準文書 一般事項編
津波防護

玄海原子力発電所 4号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）一般編のうち、玄海 4 号機の耐津波設計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. 耐津波設計の概要

設置許可基準規則、技術基準規則、ガイドに基づき、遡上への影響要因及び浸水経路等を考慮して、設計時にそれぞれの施設に対して入力津波を設定するとともに津波防護対象設備に対する入力津波の影響を評価し、影響に応じた津波防護設計を実施する。

1.3. 各章の構成

2章においては、耐津波設計に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件の考え方を踏まえ、耐津波設計に関する各設備について、要求される機能が実機において確保されていることを確認するための判定事項等を整理する。

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
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則	耐津波設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則を抽出して記載する。
2.2	耐津波設計要件	2.1 で抽出した規則条文を準拠するための設計要件を記載する。
2.2.1	耐津波設計の基本方針	耐津波設計の基本方針について記載する。
2.2.2	津波防護対象設備	津波防護対象設備の定義について記載する。
2.2.3	入力津波の設定	入力津波の設定方法について記載する。
2.2.4	入力津波による津波防護対象設備への影響評価	入力津波による津波防護対象設備への影響評価について記載する。
2.2.5	津波防護に関する施設の設計方針	津波防護に関する施設の設計方針を記載する。
2.2.6	荷重の組合せ及び許容限界	耐津波設計における荷重の組合せ及び許容限界を記載する。
3	設備の概略仕様	

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則

耐津波設計は、以下に示す設置許可基準規則及び技術基準規則に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第五条 津波による損傷の防止
- 第四十条 津波による損傷の防止

[技術基準規則]

- 第六条 津波による損傷の防止
- 第五十一条 津波による損傷の防止

2.2. 耐津波設計要件

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設は設置許可基準規則第五条及び第四十条、技術基準規則第六条及び第五十一条に従い、耐津波設計が適合しなければならない。

具体的には、設置許可基準規則、技術基準規則、ガイドに基づき、遡上への影響要因及び浸水経路等を考慮して、設計時にそれぞれの施設に対して入力津波を設定するとともに津波防護対象設備に対する入力津波の影響を評価し、影響に応じた津波防護設計を実施する。

<関連する基準・ガイド等>

- 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド
- 耐津波設計に係る工認審査ガイド

2.2.1. 耐津波設計の基本方針

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設が、基準津波により、その安全性又は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よう、遡上への影響要因及び浸水経路等を考慮して、設計時にそれぞれの施設に対して入力津波を設定するとともに津波防護対象設備に対する入力津波の影響を評価し、影響に応じた津波防護対策を講じる設計とする。

なお、基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地震に伴う津波、地震以外を要因とする津波及びこれらの組合せによる津波を想定し、不確実さを考慮した上で設置許可を受けたものを用いる。

また、敷地への津波の流入を防止するなどの処置として、大津波警報が発令された場合における手順を定めて管理する。

2.2.2. 津波防護対象設備

津波より防護すべき設備は、重要度分類のクラス1及びクラス2に属する設備並びに重大事故等対処施設及び可搬型重大事故等対処設備とする。また、津波が地震の随件事象であることを踏まえ耐震Sクラスの施設も津波防護対象設備とする。

2.2.3. 入力津波の設定

入力津波の設定においては、敷地及び敷地周辺における地形、施設・設備及び人工構造物の位置等を把握し、遡上解析モデルを適切に設定した上で、遡上解析により、基準津波による敷地周辺の遡上・浸水域を評価する。

評価結果に基づき、各施設・設備の設計又は評価に用いる入力津波として、敷地への遡上に伴う入力津波と取水路・放水路等の経路からの流入に伴う入力津波を設定する。

また、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・構築物の耐震設計において基準地震動との組合せで考慮する津波高さを設定する。

2.2.4. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価

敷地の特性（敷地の地形、敷地及び敷地周辺の津波の遡上、浸水状況等）に応じた津波防護を達成するため、以下(1)～(4)の津波防護の観点から入力津波の影響の有無を評価することにより、津波防護対策が必要となる箇所を特定し、必要な津波防護対策を実施する設計とする。

また、入力津波の変更等が津波防護対策に影響を与えないことを確認することとし、保安規定に定期的な評価及び改善に関する手順を定めて管理する。

(1)敷地への浸水防止

(2)漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止

(3)津波による溢水の重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止

(4)水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するための必要な機能への影響防止

2.2.5. 津波防護に関する施設の設計方針

浸水防止設備及び津波監視設備については、「2.2.3 入力津波の設定」で設定している繰返しの襲来を想定した入力津波に対して、津波防護対象設備の要求される機能を損なうおそれがないよう以下の機能を満足する設計とする。

a.浸水防止設備（水密扉、止水処置を施したハッチ・開口部など）

浸水防止設備は、浸水想定範囲等における浸水時及び冠水後の波圧等に対する耐性を評価し、津波の流入による浸水及び漏水を防止する設計とする。

浸水防止設備は、試験等により閉止部等の止水性を確認した設備を設置する設計とする。

b.津波監視設備（取水ピット水位計、津波監視カメラなど）

津波監視設備は、津波の襲来状況を監視できる設計とする。また、波力及び漂流物の影響を受けにくい高い位置に設置する。

2.2.6. 荷重の組合せ及び許容限界

浸水防止設備及び津波監視設備の耐津波設計における構造強度による機能維持は、以下に示す入力津波による荷重と津波以外の荷重の組合せを適切に考慮して構造強度評価を行い、その結果がそれぞれ定める許容限界内にあることを確認することにより行う。

a. 荷重及び荷重の組合せ

- (a) 浸水防止設備及び津波監視設備の設計における荷重の組合せとしては、常時作用する荷重、津波荷重、余震荷重、漂流物による衝突荷重及び自然条件として積雪荷重を適切に考慮する。また、津波荷重と風荷重の組合せについては、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については、組合せを考慮する。
- (b) 浸水防止設備のうち建屋内に設置されているものについては、津波荷重のうち波圧、漂流物による衝突荷重及び自然条件による荷重は考慮しないこととする。
- (c) 浸水防止設備及び津波監視設備のうち、積雪荷重の受圧面積が小さいもの、配置上又は形状上積雪が生じにくいもの及び重量のある構造物であり積雪荷重が占める割合がわずかであるものについては積雪荷重を考慮しないこととする。

b. 許容限界

浸水防止設備及び津波監視設備は、地震後、津波後の再使用性や津波の繰返し作用を想定し、施設・設備を構成する材料が概ね弾性状態にとどまることを基本とする。

3. 設備の概略仕様

2章で整理した津波防護に係る設計要件を達成するために必要となる津波防護に関する施設の概略仕様を表 3.1 に示す。

表3.1 津波防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
4AB, 4CD海水ポンプエリア水密扉	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (a. 浸水防止設備（水密扉、止水処置を施したハッチ・開口部など）)	MS-3	—	—	S* C-2
4C原子炉周辺建屋水密扉	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (a. 浸水防止設備（水密扉、止水処置を施したハッチ・開口部など）)	MS-3	—	—	S* C-2
4D, 4E原子炉周辺建屋水密扉	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (a. 浸水防止設備（水密扉、止水処置を施したハッチ・開口部など）)	MS-3	—	—	S* C-2
4AB, 4CD海水ポンプエリア水密扉	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (a. 浸水防止設備（水密扉、止水処置を施したハッチ・開口部など）)	MS-3	—	—	S* C-2
取水ピット搬入口蓋（3, 4号機共用）	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (a. 浸水防止設備（水密扉、止水処置を施したハッチ・開口部など）)	MS-3	—	—	S* C-2
3B原子炉補助建屋水密扉（3号機設備、3, 4号機共用）	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (a. 浸水防止設備（水密扉、止水処置を施したハッチ・開口部など）)	MS-3	—	—	S* C-2
3E, 3F原子炉補助建屋水密扉（3号機設備、3, 4号機共用）	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (a. 浸水防止設備（水密扉、止水処置を施したハッチ・開口部など）)	MS-3	—	—	S* C-2
3G原子炉補助建屋水密扉（3号機設備、3, 4号機共用）	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (a. 浸水防止設備（水密扉、止水処置を施したハッチ・開口部など）)	MS-3	—	—	S* C-2

表3.1 津波防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
3S, 4S海水ポンプエリア水密扉 (3号機設備、3, 4号機共用)	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (a. 浸水防止設備 (水密扉、止水処置を施したハッチ・開口部など))	MS-3	—	—	S* C-2
海水ポンプエリア防護壁 (3号機設備、3, 4号機共用)	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (a. 浸水防止設備 (水密扉、止水処置を施したハッチ・開口部など))	MS-3	—	—	S* C-2
床ドレンライン逆止弁 (3号機設備、3, 4号機共用、3号機に設置)	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (a. 浸水防止設備 (水密扉、止水処置を施したハッチ・開口部など))	MS-3	—	—	S*
床ドレンライン逆止弁	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (a. 浸水防止設備 (水密扉、止水処置を施したハッチ・開口部など))	MS-3	—	—	S*
貫通部止水処置 (3号機設備、3, 4号機共用、3号機に設置)	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (a. 浸水防止設備 (水密扉、止水処置を施したハッチ・開口部など))	MS-3	—	—	S*
貫通部止水処置 (4号機設備)	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (a. 浸水防止設備 (水密扉、止水処置を施したハッチ・開口部など))	MS-3	—	—	S*
貫通部止水処置 (3, 4号機共用、4号機に設置)	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (a. 浸水防止設備 (水密扉、止水処置を施したハッチ・開口部など))	MS-3	—	—	S*
津波監視カメラ (監視含む) (3号機設備、3, 4号機共用、3号機に設置)	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (b. 津波監視設備 (取水ピット水位計、津波監視カメラなど))	MS-3	—	—	S*
津波監視カメラ (3, 4号機共用、4号機に設置)	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (b. 津波監視設備 (取水ピット水位計、津波監視カメラなど))	MS-3	—	—	S*

表3.1 津波防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
取水ビット水位計（監視含む）	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (b. 津波監視設備（取水ビット水位計、津波監視カメラなど）)	MS-3	—	—	S*
津波防護対象設備	2.2.2津波防護対象設備	—	— (設備による)	—	— (設備による)

設計基準文書 一般事項編
竜巻防護

玄海原子力発電所 4号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）一般事項編のうち、玄海4号機の竜巻防護設計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. 防護設計の概要

設置許可基準規則、技術基準規則、ガイドに基づき、竜巻より防護すべき施設は、竜巻に対して、原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能（以下「安全機能」という。）を損なわないよう、竜巻に対する対策を行い、建屋による防護、構造健全性の維持、代替設備の確保等によって、安全機能を損なうことのない設計とする。また、竜巻より防護すべき施設が設計竜巻による波及的影響によって、その安全機能を損なうことのない設計とする。

1.3. 各章の構成

2章においては、竜巻防護設計に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件の考え方を踏まえ、竜巻防護設計に関する各設備について、要求される機能が実機において確保されていることを確認するための判定事項等を整理する。

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
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則	防護設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則を抽出して記載する。
2.2	防護設計要件	2.1で抽出した規則条文を準拠するための設計要件を記載する。
2.2.1	竜巻評価条件の概要	竜巻防護設計に係り、設定する項目を記載する。
2.2.2	竜巻影響評価	竜巻影響評価の確認事項を記載する。
3	施設の概略仕様	

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則

竜巻防護設計は、以下に示す設置許可基準規則及び技術基準規則に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第四十三条 重大事故等対処設備

[技術基準規則]

- 第七条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第五十四条 重大事故等対処設備

2.2. 防護設計要件

設置許可基準規則第六条及び四十三条、技術基準規則第七条及び五十四条に従い、発電用原子炉施設内における外部からの衝撃による損傷の防止として、設計基準対象施設が想定される自然現象（本書では竜巻）によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。

具体的には、設置許可基準規則、技術基準規則及び以下のガイドに基づき、設計竜巻を想定し、防護設計を実施する。

<関連する基準・ガイド等>

- 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド

2.2.1. 竜巻評価条件の概要

竜巻防護設計に当たっては、次の基準竜巻、設計竜巻及び設計荷重を適切に設定する。

- 竜巻検討地域の設定
- 基準竜巻の最大風速の設定
- 設計竜巻の最大風速の設定
- 設計竜巻から防護する施設の選定
- 設計飛来物の設定
- 荷重の組合せと許容限界

2.2.1.1. 竜巻検討地域の設定

発電所が立地する地域と、気象条件の類似性の観点及び局所的な地域性の観点で検討を行い、竜巻検討地域を設定する。

2.2.1.2. 基準竜巻の最大風速の設定

基準竜巻の最大風速は、過去に発生した竜巻による最大風速(V_{B1})及び竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(V_{B2})のうち、大きな風速を設定する。

2.2.1.3. 設計竜巻の最大風速の設定

発電所が立地する地域の特性として、周辺の地形や竜巻の移動方向を考慮して、基準竜巻の最大風速の割り増しを検討し、設計竜巻の最大風速を設定する。

2.2.1.4. 設計竜巻の特性値の設定

設計竜巻の特性値は、設計竜巻の最大風速(V_D)より米国 NRC の基準類を参考として、ランキン渦モデルを仮定して設定する。

2.2.1.5. 竜巻より防護すべき施設

竜巻から防護する施設としては、安全施設が竜巻の影響を受ける場合においても、発電用原子炉施設の安全性を確保するために、「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」で規定されているクラス 1、クラス 2 及びクラス 3 に該当する構築物、系統及び機器とする。竜巻から防護する施設のうちクラス 1、クラス 2 に該当する構築物、系統及び機器を竜巻における防護対象施設（以下「竜巻防護施設」という。）として竜巻による影響を評価し設計する。また、竜巻防護施設を内包する施設についても同様に竜巻による影響を評価し設計する。クラス 3 に属する施設は、損傷する場合を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間に修復すること等の対応が可能な設計とすることにより、安全機能が維持されることから、竜巻による影響を評価する対象から除外する。

また、重大事故等対処設備についても対象とする。

2.2.1.6. 竜巻の影響を考慮する施設の選定の基本方針

竜巻の影響を考慮する施設は、その設置場所、構造等を考慮して選定する。屋外に設置している防護対象施設、重大事故等対処設備及び防護措置として設置する防護対策施設は、竜巻による荷重が作用するおそれがあるため、竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

屋内に設置している防護対象施設及び重大事故等対処設備は、建屋にて防護されることから、屋内の防護対象施設及び重大事故等対処設備の代わりに竜巻より防護すべき施設を内包する施設を竜巻の影響を考慮する施設として選定する。但し、外気と繋がっている屋内の防護対象施設及び建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の防護対象施設については、竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設として、発電所構内の施設のうち、機械的影響を及ぼす可能性がある施設、機能的影響を及ぼす可能性がある施設を抽出し、竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

重大事故等対処設備に波及的影響を及ぼす可能性がある施設として、屋外の重大事故等対処設備の保管場所において、機械的影響を及ぼす可能性がある施設を抽出し、竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

また、竜巻随伴事象として火災、溢水、外部電源喪失も考慮し、竜巻の影響を考慮する施設を選定する。

2.2.1.7. 竜巻防護のための固縛対象物及び固定対象物の選定の基本方針

防護対象施設に対して竜巻による影響を防止する観点から、竜巻による飛来物として想定すべき重大事故等対処設備、資機材等について調査し、その結果に基づき防護対象施設、防護対策施設及び防護対象施設を内包する施設（以下「防護対象施設等」という。）からの距離に応じて飛来物対策区域と横滑り対策区域を設定し、その区域内に保管する重大事故等対処設備、資機材等については、竜巻の風圧力による荷重に対し、浮き上がり又は横滑りにより防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性があるものを固縛又は固定する。

屋外の重大事故等対処設備のうち浮き上がり又は横滑りにより飛散しない設計とするものに関しては、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、また、他の設備又は重大事故等に対処するために必要な機能に悪影響を及ぼさないように基本的には建屋内収納を行い、建屋内収納を行わないものについては、固縛又は固定を行う。重大事故等対処設備に対して竜巻による影響を防止する観点から、竜巻による飛来物として想定すべき重大事故等対処設備、資機材等について、重大事故等に対処するために必要な機能を損なう、また、他の設備又は重大事故等に対処するために必要な機能に悪影響を及ぼすおそれがあるものを固縛又は固定する。

2.2.1.8. 竜巻の影響を考慮する施設の選定

選定の基本方針を踏まえ、以下のとおり竜巻の影響を考慮する施設を選定する。

(1) 防護対象施設

竜巻から防護すべき施設である防護対象施設を以下のとおり選定する。

a. 屋外の防護対象施設

防護対象施設のうち、屋外に設置している施設を、竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

b. 外気と繋がっている屋内の防護対象施設

屋内に設置している防護対象施設のうち、外気と繋がる防護対象施設については、竜巻の気圧差による荷重が作用するおそれがあるため、竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

c. 建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の防護対象施設

屋内に設置している防護対象施設のうち、建屋による飛来物の防護が期待できない防護対象施設については、竜巻による飛来物の衝撃荷重が作用するおそれがあるため、竜巻の影響を考慮する施設として選定する。なお、建屋による防護が期待できない防護対象施設は、損傷する可能性がある屋内の防護対象施設及び損傷する可能性のある開口部付近の防護対象施設を竜巻の影響を考慮する施設とする。

(a) 損傷する可能性のある屋内の防護対象施設

建屋のうち飛来物の衝突により損傷し、飛来物が建屋内の防護対象施設に衝突する可能性がある施設を選定する。

(b) 損傷する可能性がある開口部付近の防護対象施設

建屋の入口扉及び建屋開口部が飛来物の衝突により損傷し、飛来物が建屋内の防護対象施設に衝突する可能性がある施設を選定する。

(2) 重大事故等対処設備

屋外に設置又は保管する重大事故等対処設備は、竜巻の影響を受けることから、重大事故等対処設備を竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

(3) 防護対策施設

竜巻より防護すべき施設の損傷防止のために防護措置として設置する施設、竜巻より防護すべき施設を防護する扉等の構築物及び防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設の機能維持のために防護措置として設置する施設を、竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

(4) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設

屋内に設置している竜巻より防護すべき施設は、建屋等にて防護されることから、竜巻より防護すべき施設の代わりに竜巻より防護すべき施設を内包する施設を、竜巻の影響を考慮する施設として選定する。なお、アニュラス区画構造物は原子炉周辺建屋の一部であるため、アニュラス区画構造物は原子炉周辺建屋として選定する。

(5) 防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性のある施設

防護対象施設の機能に、機械的影響、機能的影響の観点から、波及的影響を及ぼす可能性がある施設を抽出する。

a. 機械的影響を及ぼす可能性がある施設

防護対象施設に機械的影響を及ぼす可能性がある施設として、防護対象施設を内包する施設に隣接し、防護対象施設を内包する施設との接触により防護対象施設に損傷を及ぼす可能性がある防護対象施設を内包しない建屋及び倒壊により防護対象施設に損傷を及ぼす可能性がある施設を竜巻の影響を考慮する施設として抽出する。倒壊により防護対象施設に損傷を及ぼす可能性がある施設としては、施設高さが低い施設は倒壊しても防護対象施設に影響を与えないため、当該施設の高さと、防護対象施設までの最短距離を比較することにより以下のとおり選定する。また、竜巻の風圧力により飛来物となる可能性がある屋外の重大事故等対処設備、資機材等のその他の施設についても機械的影響を及ぼす可能性がある施設として選定する。

(a) 防護対象施設を内包する施設に隣接し防護対象施設を内包する施設との接触により防護対象施設に損傷を及ぼす可能性がある施設

原子炉周辺建屋及び原子炉補助建屋に隣接し防護対象施設を内包する施設との接触により防護対象施設に損傷を及ぼす可能性がある施設を選定する。

(b) 倒壊により防護対象施設に損傷を及ぼす可能性がある施設

当該施設の高さが防護対象施設までの最短距離以上である施設を選定する。

(c) その他の施設

その他、竜巻の風圧力により機械的影響を及ぼす可能性がある施設を選定する。

b. 機能的影響を及ぼす可能性がある施設

防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設のうち、機能的影響を及ぼす可能性がある施設として、建屋等による防護が期待できない防護対象施設の附属設備及び防護対象施設を内包する区画の換気空調設備を、竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

(a) 建屋等による防護が期待できない防護対象施設の附属設備

建屋等による防護が期待できず、竜巻の影響を受ける可能性があり防護対象施設の附属設備である施設を選定する。

(b) 建屋等による防護が期待できない防護対象施設を内包する区画の換気空調設備

建屋等による防護が期待できず、外気と繋がっており、竜巻の影響を受ける可能性がある施設のうち、屋内の防護対象施設として選定している範囲の換気空調設備を除く施設を選定する。

(6) 屋外の重大事故等対処設備に波及的影響を及ぼす可能性がある施設

発電所敷地の屋外に保管する資機材等のうち、屋外の重大事故等対処設備の保管場所に保管するものを選定する。

(7) 竜巻随伴事象を考慮する施設

火災を考慮する施設として油を内包する屋外の燃料タンクや海水ポンプを選定し、溢水を考慮する施設として屋外の水タンク等を選定し、外部電源喪失事象を考慮する施設として送電線を選定する。

2.2.1.9. 設計飛来物の設定

プラントウォークダウンによる敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、発電所構内の資機材、車両等の設置状況を踏まえ、竜巻防護施設等に衝突する可能性のある飛来物を抽出する。飛来物の発生防止対策については、プラントウォークダウンにより抽出した飛来物や持ち込まれる資機材、車両等の寸法、質量及び形状から飛来の有無を判断し、運動エネルギー及び貫通力を考慮して、衝突時に建屋等又は竜巻防護対策施設に与えるエネルギーが設計飛来物によるものより大きく、竜巻防護施設を防護ができない可能性があるものは固縛、固定、竜巻防護施設、竜巻防護施設を内包する施設及び竜巻防護対策施設からの離隔、建屋内収納又は撤去の対策を実施し、確実に飛来物とならない運用とする。

2.2.1.10. 荷重の組合せと許容限界

竜巻の影響を考慮する施設の竜巻防護設計における構造強度評価は、設計竜巻荷重（風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物による衝撃荷重を組み合わせた荷重）とそれ以外の荷重の組合せを適切に考慮して、施設の構造強度評価を実施し、その結果がそれぞれ定める許容限界内にあることを確認する。

許容限界は、設計竜巻による荷重を考慮した施設ごとの構造強度設計上の性能目標及び評価方針を踏まえて、評価項目ごとに設定する。許容限界の詳細は、評価対象部位の損傷モードを踏まえ評価項目を選定し、評価項目ごとに許容限界を定める。

2.2.2. 竜巻影響評価

竜巻の影響を考慮する施設は、構造強度設計上の性能目標を達成するため、分類した施設ごとに、竜巻に対する強度評価を実施する。

それぞれ「衝突評価」、「構造強度評価」及び「動的機能維持評価」の方針に分類し、評価対象施設はこれらの評価を実施する。

2.2.2.1. 衝突評価

衝突評価は、竜巻による飛来物による衝撃荷重に対する直接的な影響の評価として、評価対象施設が、貫通、貫入及びひずみ等の変形が生じた場合においても、当該施設の機能を保持可能な変形に留めることを確認する評価とする。評価対象施設の構造及び当該施設の機能を考慮し、飛来物の衝突により想定される損傷モードを分類し、それぞれの評価方針を設定する。

2.2.2.2. 構造強度評価

構造強度評価は、竜巻の風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物による衝撃荷重により生じる応力等に対し、評価対象施設及びその支持構造物が、当該施設の機能を保持可能な構造強度を有することを確認する。構造強度評価は、構造強度により閉止性及び開閉機能を確保することの評価を含む。構造強度評価は、評価対象施設の構造を考慮し、評価方針を設定する。

2.2.2.3. 動的機能維持評価

動的機能維持評価は、竜巻の風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物による衝撃荷重に対し、竜巻時及び竜巻通過後において、評価対象施設のうちポンプ等の動的機器が、当該施設の動的機能を保持可能なことを確認する。

3. 施設の概略仕様

2章にて整理した竜巻防護に係る設計要件を満足するために必要となる竜巻防護に関する施設の概略仕様を表 3.1 に示す。

なお、表 3.1 に示す施設について、改造工事等を実施する際は防護設計要件を満足することを確認する必要がある。

表3.1 竜巻防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
海水ポンプ	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (1) 防護対象施設 a. 屋外の防護対象施設)	対象外	—	—	—
海水ストレーナ	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (1) 防護対象施設 a. 屋外の防護対象施設)	対象外	—	—	—
配管・弁（海水ポンプ回り）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (1) 防護対象施設 a. 屋外の防護対象施設)	対象外	—	—	—
排気筒	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (1) 防護対象施設 b. 外気と繋がっている屋内の防護対象施設)	対象外	—	—	—
換気空調設備（アニュラス空気浄化系、安全補機室空気浄化系、中央制御室空調系（「3号機設備、3,4号機共用」、「4号機設備、3,4号機共用」）、格納容器排気系、安全補機閉閉器室空調系、ディーゼル発電機室換気系、中間補機棟空調系及び試料採取室排気系（3号機設備、3,4号機共用）の外気と繋がるダクト及び外気との境界となるダンパ・バタフライ弁）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (1) 防護対象施設 b. 外気と繋がっている屋内の防護対象施設)	対象外	—	—	—
燃料集合体	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (1) 防護対象施設 c. 建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の防護対象施設 (a) 損傷する可能性のある屋内の防護対象施設)	対象外	—	—	—
使用済燃料ピット（4号機設備、設計基準対象施設としてのみ1,2,4号機共用）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (1) 防護対象施設 c. 建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の防護対象施設 (a) 損傷する可能性のある屋内の防護対象施設)	対象外	—	—	—

表3.1 竜巻防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
ディーゼル発電機（重大事故等時のみ3,4号機共用）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (1) 防護対象施設 c. 建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の防護対象施設 (b) 損傷する可能性がある開口部付近の防護対象施設)	対象外	—	—	—
ディーゼル発電機（3号機設備、重大事故等時のみ3,4号機共用）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (1) 防護対象施設 c. 建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の防護対象施設 (b) 損傷する可能性がある開口部付近の防護対象施設)	対象外	—	—	—
換気空調設備（中央制御室空調系（3号機設備、3,4号機共用）及びディーゼル発電機室換気系の塔屋内設備）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (1) 防護対象施設 c. 建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の防護対象施設 (b) 損傷する可能性がある開口部付近の防護対象施設)	対象外	—	—	—
竜巻防護ネット（海水ポンプエリア）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C
4AB, 4CD海水ポンプエリア水密扉	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	—
3S, 4S海水ポンプエリア水密扉（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	—

表3.1 竜巻防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
ディーゼル発電機室水密扉	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C
中央制御室排気塔入口扉（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C
ディーゼル発電機室給気塔入口扉	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C
蓄電池室（安全系）排気塔入口扉	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C
タンクローリ車庫入口扉（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C
タンクローリ車庫（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C
第1重大事故等対処設備保管庫入口扉（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C
第1重大事故等対処設備保管庫入口扉（タンクローリ保管エリア）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C

表3.1 竜巻防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
第1重大事故等対処設備保管庫（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C
第2重大事故等対処設備保管庫入口扉（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C
第2重大事故等対処設備保管庫（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C
第3重大事故等対処設備保管庫入口扉（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C

表3.1 竜巻防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
第3重大事故等対処設備保管庫（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C
中央制御室排気塔防護鋼板（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C
ディーゼル発電機室給気塔防護鋼板	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C
蓄電池室（安全系）排気塔防護鋼板	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C
タンクローリー車庫防護鋼板（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3) 防護対策施設)	MS-3	—	—	C
原子炉格納容器	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (4) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設)	MS-3（竜巻からの防護機能）	—	—	—
原子炉周辺建屋	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (4) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設)	MS-3（竜巻からの防護機能）	—	—	—
原子炉補助建屋（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (4) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設)	MS-3（竜巻からの防護機能）	—	—	—

表3.1 竜巻防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
燃料油貯油そう基礎	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (4) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設)	MS-3 (竜巻からの防護機能)	—	—	—
燃料油貯蔵タンク基礎	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (4) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設)	MS-3 (竜巻からの防護機能)	—	—	—
タービン建屋	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (5) 防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性のある施設 a. 機械的影響を及ぼす可能性のある施設 (a) 防護対象施設を内包する施設に隣接し防護対象施設を内包する施設との接触により防護対象施設に損傷を及ぼす可能性のある施設)	MS-3 (竜巻からの防護機能)	—	—	—
廃棄物処理建屋	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (5) 防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性のある施設 a. 機械的影響を及ぼす可能性のある施設 (a) 防護対象施設を内包する施設に隣接し防護対象施設を内包する施設との接触により防護対象施設に損傷を及ぼす可能性のある施設)	MS-3 (竜巻からの防護機能)	—	—	—
橋型クレーン	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (5) 防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性のある施設 a. 機械的影響を及ぼす可能性のある施設 (b) 倒壊により防護対象施設に損傷を及ぼす可能性のある施設)	対象外	—	—	—
ディーゼル発電機吸気・排気消音器	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (5) 防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性のある施設 b. 機能的影響を及ぼす可能性のある施設 (a) 防護対象施設の屋外の附属設備	対象外	—	—	—

表3.1 竜巻防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
主蒸気逃がし弁消音器	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (5) 防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性のある施設 b. 機能的影響を及ぼす可能性のある施設 (a) 防護対象施設の屋外の附属設備	対象外	—	—	—
主蒸気安全弁排気管	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (5) 防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性のある施設 b. 機能的影響を及ぼす可能性のある施設 (a) 防護対象施設の屋外の附属設備	対象外	—	—	—
タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (5) 防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性のある施設 b. 機能的影響を及ぼす可能性のある施設 (a) 防護対象施設の屋外の附属設備	対象外	—	—	—
燃料油貯油そうべント管	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (5) 防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性のある施設 b. 機能的影響を及ぼす可能性のある施設 (a) 防護対象施設の屋外の附属設備	対象外	—	—	—
燃料油貯蔵タンクベント管	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (5) 防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性のある施設 b. 機能的影響を及ぼす可能性のある施設 (a) 防護対象施設の屋外の附属設備	対象外	—	—	—

表3.1 竜巻防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
タンクローリ（3号機設備、3,4号機共用、3号機に保管）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (7) 竜巻随件事象を考慮する施設)	対象外		—	
換気空調設備（蓄電池室（安全系）排気系の外気と繋がるダクト及び外気との境界となるダンパ）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (5) 防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性のある施設 b. 機能的影響を及ぼす可能性がある施設 (b) 防護対象施設を内包する区画の換気空調設備)	対象外	—	—	—
屋外の燃料タンク（火災）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (7) 竜巻随件事象を考慮する施設)	対象外	—	—	—
屋外の水タンク（溢水）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (7) 竜巻随件事象を考慮する施設)	対象外	—	—	—
送電線（外部電源喪失）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (7) 竜巻随件事象を考慮する施設)	対象外	—	—	—
固定治具（3号機設備、3,4号機共用、3号機に保管）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 竜巻防護のための固縛対象物及び固定対象物の選定の基本方針)	クラス外	—	—	—
固縛装置（たるみ巻取装置含む）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に保管）	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.6 竜巻防護のための固縛対象物の選定の基本方針)	クラス外	—	—	—
屋内の重大事故等対処設備	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (2) 重大事故等対処設備)	—	—	— (設備による)	—

表3.1 竜巻防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
屋外の重大事故等対処設備	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.8 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (2) 重大事故等対処設備)	-	-	- (設備による)	-

設計基準文書 一般事項編
火山防護

玄海原子力発電所 4号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）一般事項編のうち、玄海4号機の火山防護設計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. 防護設計の概要

設置許可基準規則、技術基準規則、ガイドに基づき、安全施設は、火山事象に対して、原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能（以下「安全機能」という。）を損なうことのない設計とする。このため、設置許可で評価し抽出された発電所に影響を及ぼし得る火山事象である降下火砕物による直接的影響及び間接的影響について評価を行うとともに、降下火砕物により安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

1.3. 各章の構成

2章においては、火山防護設計に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件の考え方を踏まえ、火山防護設計に関する各設備について、要求される機能が実機において確保されていることを確認するための判定事項等を整理する。

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
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則	防護設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則を抽出して記載する。
2.2	防護設計要件	2.1で抽出した規則条文を準拠するための設計要件を記載する。
2.2.1	火山評価条件の概要	火山防護設計に係り、設定する項目を記載する。
2.2.2	火山影響評価	火山影響評価の確認事項を記載する。
3	施設の概略仕様	

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則

火山防護設計は、以下に示す設置許可基準規則及び技術基準規則に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第四十三条 重大事故等対処設備

[技術基準規則]

- 第七条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第五十四条 重大事故等対処設備

2.2. 防護設計要件

設置許可基準規則第六条及び四十三条、技術基準規則第七条及び五十四条に従い、発電用原子炉施設内における外部からの衝撃による損傷の防止として、設計基準対象施設が想定される自然現象（本書では火山）によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。

具体的には、設置許可基準規則、技術基準規則及び以下のガイドに基づき、想定される火山事象に対する防護設計を実施する。

<関連する基準・ガイド等>

- 原子力発電所の火山影響評価ガイド

2.2.1. 火山評価条件の概要

敷地に影響を及ぼす可能性がある火山について、その活動性及び影響範囲を把握するため、文献調査、地形・地質調査及び地球物理学的調査を実施する。

将来の活動可能性が否定できない火山について、運用期間中の噴火規模を考慮し、敷地において考慮する火山事象を評価する。

火山事象に対して発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能を損なわないよう、安全機能を損なわない設計とする。

- 文献調査
- 地形・地質調査
- 地球物理学的調査
- 敷地に影響を及ぼす可能性がある火山の抽出
- 将来の活動性評価
- 運用期間中の活動性評価
- 敷地において考慮する火山事象
- 降下火砕物の設計条件
- 火山活動から防護する施設
- 選定の基本方針
- 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定
- 設計方針
- 降下火砕物の直接的影響に対する設計
- 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針
- 荷重の組合せと許容限界

2.2.1.1. 文献調査

敷地を中心とする半径 **160km** の範囲（以下「地理的領域」という。）において、第四紀火山の位置、活動年代、噴出物の分布等を把握する。

2.2.1.2. 地形・地質調査

地形調査では、主に国土地理院で撮影された空中写真並びに同院発行の地形図を使用して、空中写真判読等を実施し、敷地を中心とする半径 **30km** の範囲及びその周辺地域において、第四紀火山の可能性のある地形を抽出する。

地質調査では、地盤調査結果に加え、第四紀火山の噴出物を対象に地表踏査等を実施し、敷地を中心とする半径 **30km** の範囲及びその周辺地域において、第四紀火山の活動年代、噴出物の分布等を把握する。

2.2.1.3. 地球物理学的調査

地球物理学的調査では、地震活動、地殻変動等に関する検討を実施し、マグマ溜まりの規模、位置等を把握する。

2.2.1.4. 敷地に影響を及ぼす可能性がある火山の抽出

文献調査及び地形・地質調査により、地理的領域において、第四紀火山の噴出物の分布等を把握し、敷地に影響を及ぼす可能性がある火山を抽出する。

2.2.1.5. 将来の活動性評価

敷地に影響を及ぼす可能性がある火山について、完新世における活動の有無及び履歴より、将来の活動性を評価し、将来の活動可能性が否定できない火山を抽出する。

2.2.1.6. 運用期間中の活動性評価

将来の活動可能性が否定できない火山のうち、過去に破局的噴火を発生させたものについては、活動履歴、火山直下の地下構造等から現在のマグマ溜まりが破局的噴火直前の状態にあるかを検討し、運用期間中の噴火規模を評価する。

なお、その他の将来の活動可能性が否定できない火山については、運用期間中の噴火規模として、各火山の既往最大規模を考慮する。

2.2.1.7. 敷地において考慮する火山事象

将来の活動可能性が否定できない火山について、運用期間中の噴火規模を考慮し、以下の中から敷地において考慮する火山事象を評価する。

なお、過去に破局的噴火を発生させたカルデラについては、運用期間中の破局的噴火の可能性が十分低いものの、自然現象における不確かさ及び敷地への影響を考慮した上で、火山活動のモニタリングを実施する。

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と想定される火山事象を以下より抽出する。

- ・ 降下火砕物
- ・ 火砕物密度流
- ・ 溶岩流
- ・ 岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊
- ・ 火山土石流、火山泥流及び洪水
- ・ 火山から発生する飛来物
- ・ 火山ガス
- ・ 新しい火口の開口
- ・ 津波
- ・ その他の火山事象

(大気現象、地殻変動及び静振、火山性地震とこれに関連する事象、熱水系及び地下水の異常)

2.2.1.8. 降下火砕物の設計条件

各種文献の調査結果により、降下火砕物の特徴を考慮する。降下火砕物の設計条件は文献調査結果、地質調査結果等から、層厚、密度、粒径を設定する。

2.2.1.9. 火山活動から防護する施設

降下火砕物の影響から防護する施設は、発電用原子炉施設の安全性を確保するため、「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」で規定されているクラス1、クラス2及びクラス3に該当する構築物、系統及び機器とする。

なお、クラス3に属する施設は、降下火砕物による影響を受ける場合を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること又は安全上支障のない期間に除灰、修復等の対応を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ことから、降下火砕物より防護すべき施設は、重要度分類のクラス1及びクラス2に属する施設並びに重大事故等対処設備とする。

2.2.1.10. 選定の基本方針

降下火砕物の影響を考慮する施設は、その設置場所、構造等により以下のとおり選定する。

降下火砕物より防護すべき施設のうち、防護対象施設に係る降下火砕物の影響を考慮する施設は以下により選定する。

屋外に設置している防護対象施設のうち、降下火砕物が堆積するものについては、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

屋内に設置している防護対象施設は、建屋にて防護されており直接降下火砕物とは接触しないため、防護対象施設の代わりに防護対象施設を内包する建屋を降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。但し、降下火砕物を取り込むおそれがある屋内の防護対象施設については、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

降下火砕物の影響による機能的な波及的影響を考慮し、防護対象施設が、降下火砕物の影響を受けたクラス3に属する施設により機能的な波及的影響を受けるおそれがある場合は、その防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス3に属する施設を降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

また、降下火砕物より防護すべき施設のうち、重大事故等対処設備に係る降下火砕物の影響を考慮する施設は以下により選定する。

屋外に設置している重大事故等対処設備は、直接降下火砕物と接触するため、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

屋内に設置している重大事故等対処設備は、建屋にて防護されることから、重大事故等対処設備の代わりに重大事故等対処設備を内包する建屋を降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

さらに、降下火砕物より防護すべき施設に対する降下火砕物の間接的影響を考慮し、降下火砕物の影響を考慮する施設を選定する。

2.2.1.11. 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定

2.2.1.10 に示す選定方針を踏まえて、以下のとおり降下火砕物の影響を考慮する施設を選定する。

(1) 屋外に設置している防護対象施設

屋外に設置している防護対象施設のうち、降下火砕物が堆積するものを、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

(2) 降下火砕物を含む海水の流路となる防護対象施設

屋内に設置している防護対象施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設については、直接降下火砕物と接触するおそれがあるため、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

(3) 降下火砕物を含む空気の流路となる防護対象施設

屋内に設置している防護対象施設のうち、降下火砕物を含む空気の流路となる施設については、直接降下火砕物と接触するおそれがあるため、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

(4) 屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する防護対象施設

屋内に設置している防護対象施設のうち、屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設については、降下火砕物と接触するおそれがあるため、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

(5) 防護対象施設に機能的な波及的影響を及ぼす可能性があるクラス 3 に属する施設

防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス 3 に属する施設を、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

(6) 屋外に設置している重大事故等対処設備

屋外に設置している重大事故等対処設備は、直接降下火砕物と接触するため、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

(7) 降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋

屋内に設置している降下火砕物より防護すべき施設は、建屋にて防護されており直接降下火砕物とは接触しないため、降下火砕物より防護すべき施設の代わりに降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋を降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

(8) 間接的影響を考慮する施設

想定する降下火砕物に対し、原子炉及び使用済燃料ピットの安全性に間接的に影響を与える可能性がある設備を、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

2.2.1.12. 設計方針

降下火砕物の特徴及び降下火砕物の影響から防護する施設の構造や設置状況等を考慮して、降下火砕物が直接及ぼす影響（以下「直接的影響」という。）とそれ以外の影響（以下「間接的影響」という。）を選定し、安全機能を損なわない設計とする。

2.2.1.13. 降下火砕物の直接的影響に対する設計

降下火砕物の特徴、設計対象施設の構造や設置状況等を考慮して、直接的な影響因子を次の(1)～(7)のとおり選定し、想定される各影響因子に対して、影響を受ける各設計対象施設が安全機能を損なわないような設計とする。

(1) 荷重

「荷重」について考慮すべき影響因子は、建屋及び屋外設備の上に堆積し静的な負荷を与える「構造物への静的負荷」、並びに建屋及び屋外設備に対し降灰時に衝撃を与える「粒子の衝突」である。

(2) 閉塞

「閉塞」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物を含む海水が流路の狭隘部等を閉塞させる「水循環系の閉塞」及び降下火砕物を含む空気が機器の狭隘部や換気系の流路を閉塞させる「換気系、電気系及び計装制御系の機械的影響（閉塞）」である。

(3) 磨耗

「磨耗」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物を含む海水が流路に接触することにより配管等を磨耗させる「水循環系の内部における磨耗」及び降下火砕物を含む空気が動的機器の摺動部に侵入し磨耗させる「換気系、電気系及び計装制御系の機械的影響（磨耗）」である。

(4) 腐食

「腐食」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物に付着した腐食性ガスにより建屋及び屋外施設の外面を腐食させる「構造物への化学的影響（腐食）」、換気系、電気系及び計装制御系において降下火砕物を含む空気の流路等を腐食させる「換気系、電気系及び計装制御系に対する化学的影響（腐食）」、及び海水に溶出した腐食性成分により海水管等を腐食させる「水循環系の化学的影響（腐食）」である。

(5) 大気汚染

「大気汚染」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物により汚染された発電所周辺の大気が運転員の常駐する中央制御室内に侵入することによる居住性の劣化、並びに降下火砕物の除去及び屋外設備の点検等の屋外における作業環境を劣化させる「発電所周辺の大気汚染」である。

(6) 水質汚染

「水質汚染」については、給水等に使用する発電所周辺の海水に降下火砕物が混入することによる汚染が考えられるが、発電所では給水処理設備により水処理した給水を使用しており、降下火砕物の影響を受けた海水を直接給水として使用しないこと、また水質管理を行っていることから、安全施設の安全機能には影響しない。

(7) 絶縁低下

「絶縁低下」について考慮すべき影響因子は、湿った降下火砕物が、電気系及び計装制御系絶縁部に導電性を生じさせることによる「盤の絶縁低下」である。

2.2.1.14. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

降下火砕物によって発電所に間接的な影響を及ぼす因子は、湿った降下火砕物が送電線の碍子、特高開閉所の充電露出部等に付着し絶縁低下を生じさせることによる広範囲にわたる送電網の損傷に伴う「外部電源喪失」、及び降下火砕物が道路に堆積することによる交通の途絶に伴う「アクセス制限」である。

これらの降下火砕物による間接的影響によって安全機能を損なわない設計とする。

2.2.1.15. 荷重の組合せと許容限界

降下火砕物による荷重、積雪荷重及び風荷重については、それらの組合せを考慮し、自然現象の荷重として扱う。自然現象の荷重は短期荷重として扱う。

対象施設の荷重の組合せについては、自然現象の荷重及び常時作用する荷重を組み合わせる。但し、対象施設のうち動的機器は、運転時の状態で作用する荷重を考慮する。また、運転時の状態で内圧荷重が作用する機器も、運転時の状態で作用する荷重を考慮する。なお、常時作用する荷重、積雪荷重、風荷重及び運転時の状態で作用する荷重については、組み合わせることで降下火砕物による荷重の抗力となる場合には、保守的に組み合わせないことを基本とする。上記を踏まえ、対象施設の強度評価における荷重の組合せの設定については、施設の設置状況及び構造等を考慮し設定する。

許容限界は、構造物への荷重を考慮する施設ごとの構造強度設計上の性能目標及び構造物への荷重を考慮する施設ごとの評価方針を踏まえて評価対象部位ごとに設定する。対象施設ごとの許容限界の詳細は、各計算書で評価対象部位の損傷モードを踏まえ評価項目を選定し定める。

2.2.2. 火山影響評価

強度評価は、評価対象施設を対象として、降下火砕物による荷重と組み合わせべき他の荷重による組み合わせ荷重又は応力等が許容限界内にあることを確認する。

3. 施設の概略仕様

2章にて整理した火山防護に係る設計要件を満足するために必要となる火山防護に関する施設の概略仕様を表 3.1 に示す。

なお、表 3.1 に示す施設について、改造工事等を実施する際は防護設計要件を満足することを確認する必要がある。

表3.1 火山防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
原子炉格納容器	<p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (7) 降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (1) 荷重 (4) 腐食)</p>	MS-3 (火山からの防護機能)	—	—	—
原子炉周辺建屋	<p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (7) 降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (1) 荷重 (4) 腐食)</p>	MS-3 (火山からの防護機能)	—	—	—
原子炉補助建屋 (3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置)	<p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (7) 降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (1) 荷重 (4) 腐食)</p>	MS-3 (火山からの防護機能)	—	—	—
第1重大事故等対処設備保管庫 (3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置)	<p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (7) 降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (1) 荷重 (4) 腐食)</p>	—	—	—	—
第2重大事故等対処設備保管庫 (3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置)	<p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (7) 降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (1) 荷重 (4) 腐食)</p>	—	—	—	—

表3.1 火山防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
第3重大事故等対処設備保管庫（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	<p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (7) 降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (1) 荷重 (4) 腐食)</p>	—	—	—	—
海水ポンプ	<p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (1) 屋外に設置している防護対象施設)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (1) 荷重 (2) 閉塞 (3) 磨耗 (4) 腐食)</p>	対象外	—	—	—
海水ストレーナ	<p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (1) 屋外に設置している防護対象施設)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (1) 荷重 (2) 閉塞 (3) 磨耗 (4) 腐食)</p>	対象外	—	—	—
取水設備	<p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (5) 防護対象施設に機能的な波及的影響を及ぼす可能性があるクラス3に属する施設)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (2) 閉塞 (3) 磨耗 (4) 腐食)</p>	対象外	—	—	—

表3.1 火山防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
原子炉補機冷却水冷却器	<p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (2) 降下火砕物を含む海水の流路となる防護対象施設)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (2) 閉塞 (3) 磨耗 (4) 腐食)</p>	対象外	—	—	—
空調用冷凍機	<p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (2) 降下火砕物を含む海水の流路となる防護対象施設)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (2) 閉塞 (3) 磨耗 (4) 腐食)</p>	対象外	—	—	—
主蒸気逃がし弁消音器	<p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (3) 降下火砕物を含む空気の流路となる防護対象施設)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (2) 閉塞)</p>	対象外	—	—	—
主蒸気安全弁排気管	<p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (3) 降下火砕物を含む空気の流路となる防護対象施設)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (2) 閉塞)</p>	対象外	—	—	—

表3.1 火山防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
タービン動補給水ポンプ蒸気大気放出管	<p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (3) 降下火砕物を含む空気の流路となる防護対象施設)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (2) 閉塞)</p>	対象外	-	-	-
ディーゼル発電機機関・吸気・排気消音器・冷却器	<p>・機関：2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (3) 降下火砕物を含む空気の流路となる防護対象施設)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (2) 閉塞 (3) 磨耗 (4) 腐食)</p> <p>・吸気・排気消音器：2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (3) 降下火砕物を含む空気の流路となる防護対象施設)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (2) 閉塞 (4) 腐食)</p> <p>・冷却器：2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (2) 降下火砕物を含む海水の流路となる防護対象施設)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (2) 閉塞 (3) 磨耗 (4) 腐食)</p>	対象外	-	-	-
排気筒	<p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (3) 降下火砕物を含む空気の流路となる防護対象施設)</p> <p>2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (2) 閉塞 (4) 腐食)</p>	対象外	-	-	-

表3.1 火山防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
換気空調設備（給気系外気取入口）（中央制御室、主蒸気主給水管室、安全補機閉閉器室、補助建屋、ディーゼル発電機室、格納容器、中間補機棟、試料採取室（3号機設備、3、4号機共用）、燃料取扱棟（3号機））	<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室給気系外気取入口、安全補機閉閉器室給気系外気取入口、ディーゼル発電機室給気系外気取入口、中間補機棟給気系外気取入口： <ul style="list-style-type: none"> 2.2.1 火山評価条件の概要 <ul style="list-style-type: none"> (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (3) 降下火砕物を含む空気の流路となる防護対象施設 2.2.1 火山評価条件の概要 <ul style="list-style-type: none"> (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (2) 閉塞 ・主蒸気主給水管室給気系外気取入口、補助建屋給気系外気取入口、格納容器給気系外気取入口、試料採取室給気系外気取入口、燃料取扱棟給気系外気取入口：2.2.1 火山評価条件の概要 <ul style="list-style-type: none"> (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (5) 防護対象施設に機能的な波及的影響を及ぼす可能性があるクラス3に属する施設 2.2.1 火山評価条件の概要 <ul style="list-style-type: none"> (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (2) 閉塞 ・中央制御室換気空調系外気取入口 <ul style="list-style-type: none"> 2.2.1 火山評価条件の概要 <ul style="list-style-type: none"> (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (5) 大気汚染 	対象外	—	—	—
制御用空気圧縮機	<ul style="list-style-type: none"> 2.2.1 火山評価条件の概要 <ul style="list-style-type: none"> (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (4) 屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する防護対象施設 2.2.1 火山評価条件の概要 <ul style="list-style-type: none"> (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (3) 磨耗 	対象外	—	—	—
計測制御系統施設（原子炉安全保護計装盤）	<ul style="list-style-type: none"> 2.2.1 火山評価条件の概要 <ul style="list-style-type: none"> (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (4) 屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する防護対象施設 2.2.1 火山評価条件の概要 <ul style="list-style-type: none"> (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (7) 絶縁低下 	対象外	—	—	—

表3.1 火山防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
タンクローリ（3号機設備、3,4号機共用、3号機に保管）	2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (8) 間接的影響を考慮する施設 2.2.1.14. 間接的影響に対する設計方針)	対象外	—	—	—
燃料油貯油そう（重大事故等時のみ3,4号機共用）	2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (8) 間接的影響を考慮する施設 2.2.1.14. 間接的影響に対する設計方針)	対象外	—	—	—
燃料油貯油そう（3号機設備、重大事故等時のみ3,4号機共用）	2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (8) 間接的影響を考慮する施設 2.2.1.14. 間接的影響に対する設計方針)	対象外	—	—	—
燃料油貯蔵タンク（重大事故等時のみ3,4号機共用）	2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (8) 間接的影響を考慮する施設 2.2.1.14. 間接的影響に対する設計方針)	対象外	—	—	—
燃料油貯蔵タンク（3号機設備、重大事故等時のみ3,4号機共用）	2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (8) 間接的影響を考慮する施設 2.2.1.14. 間接的影響に対する設計方針)	対象外	—	—	—
屋内の重大事故等対処設備	2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.10 選定の基本方針)	—	—	— (設備による)	—
屋外の重大事故等対処設備	2.2.1 火山評価条件の概要 (2.2.1.11 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 (6) 屋外に設置している重大事故等対処設備)	—	—	— (設備による)	—

設計基準文書 一般事項編
外部火災防護

玄海原子力発電所 4号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）一般事項編のうち、玄海4号機の外部火災防護設計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. 防護設計の概要

原子力規制委員会が定める「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）第六条及び「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」（以下、技術基準規則）第七条に従い、発電用原子炉施設内における外部からの衝撃による損傷の防止として、安全施設が想定される自然現象及び人為事象（本書では外部火災）によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置他適切な措置を講じなければならない。

また、設置許可基準規則第四十三条及び技術基準規則第五十四条に従い、重大事故等対処設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じなければならない。

具体的には、設置許可基準規則、技術基準規則、ガイドに基づき、外部火災の影響を考慮する施設を選定し、火災源ごとに危険距離等を算出し、離隔距離と比較する方法、建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を算出し、許容温度と比較する方法等にて外部火災の影響を評価し、防護設計を実施する。

1.3. 各章の構成

2章においては、外部火災防護設計に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件を満足するために必要となる外部火災防護に関する設備の概略仕様を表 3.1 に示す。

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 の対象一般事項を明確にする。	
	1.2	防護設計の概要	当該防護設計について概略記載する。	
	1.3	各章の構成	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及び技術基準規則	防護設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則を抽出して記載する。	
	2.2	防護設計要件	2.1 で抽出した規則条文を準拠するための設計要件を記載する。	
		2.2.1	外部火災防護の基本方針	外部火災防護の基本方針を記載する。
		2.2.2	外部火災の影響を考慮する施設の選定	外部火災の影響を考慮する施設の選定について記載する。
		2.2.3	外部火災防護における評価の基本方針	2.2.2 にて選定した施設について外部火災防護における評価の基本方針を記載する。
		2.2.4	二次的影響（ばい煙等）	二次的影響（ばい煙等）に係る確認事項を記載する。
2.2.5	有毒ガスの影響	有毒ガスの影響に係る確認事項を記載する。		
3	設備の概略仕様			

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則

外部火災防護設計は、以下に示す設置許可基準規則及び技術基準規則に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第四十三条 重大事故等対処設備

[技術基準規則]

- 第七条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第五十四条 重大事故等対処設備

2.2. 防護設計要件

設置許可基準規則第六条及び技術基準規則第七条に従い、発電用原子炉施設内における外部からの衝撃による損傷の防止として、安全施設が想定される自然現象及び人為事象（本書では外部火災）によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置他適切な措置を講じなければならない。

また、設置許可基準規則第四十三条及び技術基準規則第五十四条に従い、重大事故等対処設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じなければならない。

具体的には、設置許可基準規則、技術基準規則、ガイドに基づき、外部火災の影響を考慮する施設を選定し、火災源ごとに危険距離等を算出し、離隔距離と比較する方法、建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を算出し、許容温度と比較する方法等にて外部火災の影響を評価し、防護設計を実施する。

<関連する基準・ガイド等>

- 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド

2.2.1. 外部火災防護の基本方針

発電用原子炉施設の外部火災防護設計は、防護対象施設について外部火災により安全機能を損なうおそれがないこと及び安全性を損なうおそれがある場合は防護措置その他の適切な措置を講じなければならないこと、重大事故等対処設備については外部火災により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、技術基準規則に適合するように設計する。外部火災防護の基本方針について以下に示す。

2.2.1.1. 外部火災より防護すべき施設

外部火災より防護すべき施設は、重要度分類のクラス 1、クラス 2 に属する施設並びに重大事故等対処設備とする。

2.2.1.2. 外部火災より防護すべき施設の設計方針

(1) 防護対象施設の設計方針

森林火災については、防護対象施設を内包する建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所、以下同様）の表面温度が許容温度となる危険距離及び屋外の防護対象施設の温度が許容温度となる危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。

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、防護対象施設を内包する建屋の表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を算出し、許容温度を満足する設計とする。

発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災と航空機墜落による火災が同時に発生した場合の重畳火災については、防護対象施設を内包する建屋の表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を算出し、許容温度を満足する設計とする。

(2) 重大事故等対処設備の設計方針

屋内の重大事故等対処設備についてはこれらを内包する建屋にて防護し、屋外の重大事故等対処設備については必要な機能を損なうおそれがないよう、位置的分散を図る。

2.2.1.3. 防護対象施設の評価方針

屋内に設置している防護対象施設は、建屋にて防護することから建屋にて評価を行い、屋外の防護対象施設は、当該施設を評価する。

外部火災影響評価は、火災源ごとに危険距離等を算出し離隔距離と比較する方法と、建屋表面温度を算出し許容温度と比較する方法を用いる。

2.2.2. 外部火災の影響を考慮する施設の選定

外部火災の影響を考慮する施設としては、施設の設置場所、構造等を考慮して選定する。外部火災の影響を考慮する施設の選定に係る設計要件について以下に示す。

2.2.2.1. 防護対象施設の選定

屋内に設置してある防護対象施設は、建屋にて防護することから、防護対象施設の代わりに防護対象施設を内包する建屋等を外部火災の影響を考慮する施設として選定する。屋外の防護対象施設は、外部火災の影響により安全性を損なうおそれがあるため、外部火災の影響を考慮する施設として選定する。防護対象施設以外の施設について、屋内に設置されている施設は、建屋等により防護することとし、屋外の防護対象施設は、防火帯の内側に設置すること又は消火活動等により防護する。

2.2.2.2. 二次的影響（ばい煙）を考慮する施設の選定

防護対象施設が二次的影響（ばい煙）により安全性を損なうおそれがないよう、二次的影響（ばい煙）を考慮する施設は以下により選定する。

換気空調設備は二次的影響（ばい煙）により人体に影響を及ぼすおそれがあるため、二次的影響（ばい煙）を考慮する設備として選定する。

外気を設備内に取り込む機器は二次的影響（ばい煙）により機器の故障が発生するおそれがあるため、二次的影響（ばい煙）を考慮する機器として選定する。

室内の空気を取り込む安全保護系の計装ラック及び制御用空気圧縮機は二次的影響（ばい煙）により機器の故障が発生するおそれがあるため、二次的影響（ばい煙）を考慮する機器として選定する。

ばい煙を含む外気又は、室内空気を機器内に取り込む機構を有しない設備又は、取り込んだ場合でも、その影響が非常に小さいと考えられる設備（ポンプ、モータ、弁、盤内に換気ファンを有しない制御盤、計器等）については、対象外とする。

2.2.2.3. 有毒ガスの影響を考慮する施設の選定

外部火災起因を含む有毒ガスの影響を考慮する施設については、人体に影響を及ぼすおそれがある換気空調設備を選定する。

2.2.3. 外部火災防護における評価の基本方針

2.2.2 で選定した施設について、それぞれの火災源ごとに危険距離等を算出し、その危険距離等を上回る離隔距離が確保されていること、又は算出した建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度が許容温度を満足することを確認する。外部火災防護における評価の基本方針について以下に示す。

2.2.3.1. 評価の基本方針

(1) 森林火災

設置（変更）許可を受けた防火帯の外縁（火災側）における火災輻射強度を用いて、防護対象施設を内包する建屋の表面温度がコンクリート許容温度となる危険距離及び屋外の防護対象施設の温度が許容温度となる危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離が確保されていることを確認する。

(2) 発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災

発電所敷地内に設置する危険物タンク等の貯蔵量等を勘案して、火災源ごとに防護対象施設を内包する建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を算出し、許容温度を満足することを確認する。

(3) 航空機墜落による火災

対象航空機の燃料積載量等を勘案して、対象航空機ごとに防護対象施設を内包する建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を算出し、許容温度を満足することを確認する。

(4) 敷地内の危険物タンク等の火災と航空機墜落による火災の重畳火災

敷地内の危険物タンク等の火災と航空機墜落による火災の評価条件により算出した輻射強度及び燃焼継続時間等により、防護対象施設の受熱面に対し、最も厳しい条件となる火災源と防護対象施設を選定し、防護対象施設を内包する建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を算出し、許容温度を満足することを確認する。

(5) 発電所港湾内に入港する船舶の火災

発電所港湾内に入港する船舶の燃料貯蔵量等を勘案して、防護対象施設を内包する建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を算出し、許容温度を満足することを確認する。

(6) 近隣の産業施設の火災・爆発

石油コンビナート施設や危険物貯蔵施設（ガソリンスタンド、石油類貯蔵所）の位置を特定し、発電所周辺の地形の状況を確認し、発電所周辺の丘陵状の台地が火災・爆発に対する障壁となることを確認する。

2.2.3.2. 許容温度

防護対象施設が外部火災に対して十分な健全性を有することを確認する。

2.2.4. 二次的影響（ばい煙等）

ばい煙等による外部火災防護施設への影響について評価を行い、必要な場合は対策を実施することで防護対象施設の安全機能を損なうことのない設計とする。

2.2.5. 有毒ガスの影響

有毒ガスの発生に伴う居住空間への影響については、外気取入遮断時の室内に滞在する人員の環境劣化防止のため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価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。

3. 設備の概略仕様

2章に記載した外部火災防護に係る設計要件を達成するために必要となる外部火災防護に関する設備の概略仕様を表 3.1 に示す。

なお、表 3.1 に示す設備について、改造工事等を実施する際は防護設計要件を満足することを確認する必要がある。

表3.1 外部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称		設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
外部火災全般	防護対象施設 (原子炉格納容器、原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋、燃料取替用水タンク建屋、屋外施設(海水ポンプ)) 燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンク(地下タンク貯蔵所のため除外)	2.2.2 外部火災の影響を考慮する施設の選定 (2.2.2.1 防護対象施設の選定)	対象外	— (施設による)	—	— (施設による)
森林火災への対応	防火帯幅の設定 防護対象施設の熱影響評価 危険距離の評価	2.2.3 外部火災防護における評価の基本方針 (2.2.3.1 評価の基本方針 (1) 森林火災)	評価結果(対象外)		—	
石油コンビナート施設の火災への対応	危険距離の評価	2.2.3 外部火災防護における評価の基本方針(2.2.3.1 評価の基本方針 (6) 近隣の産業施設の火災・爆発)	評価結果(対象外)		—	
石油コンビナート施設の爆発への対応	危険限界距離の評価	2.2.3 外部火災防護における評価の基本方針(2.2.3.1 評価の基本方針 (6) 近隣の産業施設の火災・爆発)	評価結果(対象外)		—	
発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災への対応	タンク容量の管理	2.2.3 外部火災防護における評価の基本方針(2.2.3.1 評価の基本方針 (2) 発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災)	運用(対象外)		—	

設計基準文書 一般事項編
内部火災防護

玄海原子力発電所 4号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）一般事項編のうち、玄海4号機の内部火災防護設計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. 防護設計の概要

「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）、「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」（以下、技術基準規則）、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（以下、審査基準）に基づき、火災発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減に係る火災防護対策を講じる設計とする。

1.3. 各章の構成

2章においては、内部火災防護設計に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件を満足するために必要となる内部火災防護に関する設備の概略仕様を表 3.1 に示す。

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 の対象一般事項を明確にする。
	1.2	防護設計の概要 当該防護設計について概略記載する。
	1.3	各章の構成 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及び技術基準規則 内部火災防護設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則を抽出して記載する。
	2.2	防護設計要件 内部火災防護の設計要件を記載する。
	2.2.1	火災防護の基本事項 火災防護を行う機器等の選定及び火災区域及び火災区画の設定に係る設計要件を記載する。
	2.2.2	火災発生防止 火災発生防止に係る設計要件を記載する。
	2.2.3	火災の感知及び消火 火災の感知及び消火に係る設計要件を記載する。
	2.2.4	火災の影響軽減対策 火災の影響軽減対策に係る設計要件を記載する。
2.2.5	原子炉の安全確保について 原子炉の安全確保についての評価に係る確認事項を記載する。	
3	設備の概略仕様	

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則

内部火災防護設計は、以下に示す設置許可基準規則及び技術基準規則に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第 8 条 火災による損傷の防止
- 第 41 条 火災による損傷の防止

[技術基準規則]

- 第 11 条 火災による損傷の防止
- 第 52 条 火災による損傷の防止

2.2. 防護設計要件

設置許可基準規則第 8 条及び技術基準規則第 11 条に従い、設計基準対象施設は、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。

また、設置許可基準規則第 41 条及び技術基準規則第 52 条に従い、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、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

具体的には、審査基準に適合するよう、火災防護対策を講じる設計とする。

<関連する基準・ガイド等>

- 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準
- 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド

2.2.1. 火災防護の基本事項

火災防護を行う機器等の選定及び火災区域及び火災区画の設定に係る設計要件について以下に示す。

2.2.1.1. 火災防護を行う機器等の選定

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、以下の安全機能を有する構造物、系統及び機器を火災防護上重要な機器等とした上で、火災防護を行う機器等として選定する。

- 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を有する構造物、系統及び機器
- 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構造物、系統及び機器

上記に加え、重大事故等対処施設である常設重大事故等対処設備及び当該設備に使用するケーブルを、火災防護を行う機器等として選定する。

2.2.1.2. 火災区域及び火災区画の設定

2.2.1.1 で選定した火災防護を行う機器等の配置、系統分離の状況及び壁の設置状況を考慮して火災区域及び火災区画を設定する。

2.2.2. 火災発生防止

2.2.1.2 に示した火災防護を行う機器等が設置される火災区域及び火災区画に対し、以下に示す火災発生防止対策を講じる設計とする。

2.2.2.1. 発電用原子炉施設の火災発生防止について

以下に示す火災発生防止対策を講じる設計とする。

(1) 発火性又は引火性物質に対する火災の発生防止対策

発火性又は引火性物質に対する火災の発生防止対策は、発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域に対して、漏えいの防止及び拡大の防止、配置上の考慮、換気、防爆、貯蔵のそれぞれを考慮した火災の発生防止対策を講じる。

発火性又は引火性物質は、火災区域又は火災区画にある消防法で危険物として定められる潤滑油及び燃料油並びに高圧ガス保安法で高圧ガスとして定められる水素を選定する。

(2) 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉の対策

火災区域は、可燃性蒸気又は微粉が発生するおそれがないよう管理を行うため、可燃性の蒸気又は微粉を高所に排出するための設備、電気及び計装品の防爆型の採用並びに静電気を除去する装置の設置、可燃性の蒸気又は微粉の対策は不要である。

(3) 発火源への対策

火災区域は、火花が発生する設備や高温の設備等、発火源となる設備を設置しない設計とし、設置を行う場合は、火災の発生防止対策を行う設計とする。

(4) 過電流による過熱防止対策

発電用原子炉施設内の電気系統は、送電線への落雷の影響や、地絡、短絡に起因する過電流による過熱や焼損を防止するために、保護継電器、遮断器により、故障回路を早期に遮断する設計とする。

(5) 放射線分解等により発生する水素の蓄積防止対策

発電用原子炉施設は、放射線分解、充電時の蓄電池及び重大事故時に発生する水素の蓄積防止対策を行う設計とする。

(6) 放射性廃棄物の処理及び貯蔵設備の火災の発生防止対策

放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備を設置する火災区域には、崩壊熱による火災発生の考慮が必要な放射性物質を貯蔵しない設計とする。

(7) 電気室の目的外使用の禁止

電気室である安全補機閉器室は、電源供給のみに使用し、電源供給に火災影響を与えるような可燃性の資機材等を保管しないよう管理する。

2.2.2.2. 不燃性材料又は難燃性材料の使用について

火災の発生を防止するため、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、以下に示すとおり、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とする。

(1) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

a. 主要な構造材

火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち、機器、配管、ダクト、トレイ、電線管、盤の筐体及びこれらの支持構造物の主要な構造材は、火災の発生防止及び当該設備の構造強度の確保を考慮し、不燃性材料を使用する設計とする。

b. 保温材

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用する保温材は、不燃性材料を使用する設計とする。

c. 建屋内装材

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する建屋の内装材は、不燃性材料を使用する設計とし、中央制御室等の床材は、防災物品を使用する設計とする。

d. 火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用するケーブル

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用するケーブルには、燃焼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。

e. 換気設備のフィルタ

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち、換気空調設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き、難燃性フィルタを使用する設計とする。

f. 変圧器及び遮断器に対する絶縁油

火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち、建屋内に設置する変圧器及び遮断器は、可燃性物質である絶縁油を内包していない変圧器及び遮断器を使用する設計とする。

(2) 不燃性材料又は難燃性材料を使用できない場合の代替材料の使用

不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合で代替材料を使用する場合は、以下の a. 項及び b. 項に示す設計とする。

a. 保温材

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用する保温材の材料について、不燃性材料が使用できない場合は、代替材料を使用する設計とする。

b. 建屋内装材

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する建屋の内装材として不燃性材料が使用できない場合は、代替材料を使用する設計とし、中央制御室等の床材として防災物品が使用できない場合は、代替材料を使用する設計とする。

(3) 不燃性材料又は難燃性材料でないものの使用

不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合で代替材料の使用が技術上困難な場合は、以下の①及び②を設計の基本方針とする。

①火災防護上重要な機器等の機能を確保するために必要な代替材料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火災防護上重要な機器等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。

②重大事故等対処施設の機能を確保するために必要な代替材料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。

2.2.2.3. 落雷、地震等の自然現象による火災発生の防止について

発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器においては、落雷、地震、重大事故等対処施設においては、落雷及び地震に加えて、森林火災及び竜巻（風（台風）含む。）に対して、これら現象によって火災が発生しないように、以下のとおり火災防護対策を講じる。

(1) 落雷による火災の発生防止

発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器は、落雷による火災発生を防止するため、地盤面から高さ 20m を超える建築物には、建築基準法に基づき「JIS A 4201 建築物等の避雷設備（避雷針）」に準拠した避雷設備を設置する設計とする。

高さ 20m 以下の建築物である代替緊急時対策所については、避雷設備を設置する設計とする。送電線については、2.2.2.1 に示すとおり、故障回路を早期に遮断する設計とする。

(2) 地震による火災の発生防止

火災防護上重要な機器等は、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、耐震クラスに応じた耐震設計とする。

また、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、施設の区分に応じた耐震設計とする。

(3) 森林火災による火災の発生防止

屋外の重大事故等対処施設は、外部火災防護に関する基本方針に基づき評価し、設置した防火帯による防護により、火災発生防止を講じる設計とする。

また、防火帯の外側に設置するモニタリングステーション及びモニタリングポストについては、火災区域及び火災区域周辺の除草等の管理を行うとともに、森林火災発生時には、移動式消火設備（3号機設備、3,4号機共用、3号機に保管）で放水を行うことなどで延焼による火災の発生防止を講じる設計とする。

モニタリングステーション及びモニタリングポストに火災が発生した場合においても、重大事故等に対処する機能を喪失しないよう可搬型モニタリングポストを用いた代替測定が可能な設計とする。

(4) 竜巻（風（台風）含む。）による火災の発生防止

屋外の重大事故等対処施設は、竜巻防護に関する基本方針に基づき設計する竜巻防護対策施設の設置や固縛、大容量空冷式発電機の燃料油が漏えいした場合の拡大防止対策等により、火災の発生防止を講じる設計とする。

また、大容量空冷式発電機に火災が発生した場合においても、重大事故等に対処する機能を喪失しないよう、代替する機能を有するディーゼル発電機及び所内電気設備と位置的分散を講じる設計とする。

2.2.3. 火災の感知及び消火

2.2.1.2 に示した火災防護上重要な機器等及び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設計とする。

2.2.3.1. 火災感知設備について

火災感知設備は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期の火災の感知を行う設計とし、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を保持する設計とする。火災感知設備の機能設計上の性能目標と構造強度上の性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示す。

(1) 要求機能

火災感知設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し早期の火災の感知を行うことが要求される。

火災感知設備は、地震等の自然現象によっても火災感知の機能が保持されることが要求され、地震については、火災区域又は火災区画の火災に対し、地震時及び地震後においても、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設への火災の影響を限定し、火災を早期に感知する機能を損なわないことが要求される。

(2) 性能目標

a. 機能設計上の性能目標

火災感知設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期に火災を感知する機能を保持することを機能設計上の性能目標とする。

火災感知設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、地震時及び地震後においても電源を確保するとともに、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて火災の影響を限定し、火災を早期に感知する機能を保持することを機能設計上の性能目標とする。

b. 構造強度上の性能目標

火災感知設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期に火災を感知する機能を保持することを構造強度上の性能目標とする。

火災区域又は火災区画に設置する火災感知設備は、火災起因の荷重は発生しないため、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じた地震力に対し、耐震性を有する原子炉補助建屋等にボルト等で固定し、主要な構造部材が火災を早期に感知する機能を保持可能な構造強度を有する設計とし、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じた地震力に対し、電気的機能を保持することを構造強度上の性能目標とする。

(3) 機能設計

上記(2)の性能目標を達成するための機能設計の方針を設定する。

(4) 構造強度設計

火災感知設備が構造強度上の性能目標を達成するよう、機能設計で設定した火災感知設備の機能を踏まえ、耐震設計の方針を設定する。

2.2.3.2. 消火設備について

消火設備は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期の消火を行う設計とし、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を保持する設計とする。消火設備の機能設計上の性能目標と構造強度上の性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示す。

(1) 要求機能

消火設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、早期の消火を行うことが要求される。

消火設備は、地震等の自然現象によっても、消火の機能が保持されることが要求され、地震については、火災区域又は火災区画の火災に対し、地震時及び地震後においても、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設への火災の影響を限定し、火災を早期に消火する機能を損なわないことが要求される。

(2) 性能目標

a. 機能設計上の性能目標

消火設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期に消火する機能を保持することを機能設計上の性能目標とする。

消火設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、地震時及び地震後においても電源を確保するとともに、煙の充満及び放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて火災を早期に消火する機能を保持することを機能設計上の性能目標とする。

b. 構造強度上の性能目標

消火設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期に消火する機能を保持することを構造強度上の性能目標とする。

火災区域又は火災区画に設置する消火設備は、火災起因の荷重は発生しないため、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じた地震力に対し、耐震性を有する原子炉補助建屋等にボルト等で固定し、主要な構造部材が火災を早期に消火する機能を保持可能な構造強度を有する設計とし、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じた地震力に対し、電氣的及び動的機能を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

クラス 3 機器である消火設備のうち、使用条件における系統圧力を考慮して選定した消火設備は、技術基準規則第 17 条第 1 項第 3 号及び第 10 号に適合するよう適切な材料を使用し、十分な構造及び強度を有する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。技術基準規則に基づく強度評価を後述の(5)に示す。

(3) 機能設計

上記(2)の性能目標を達成するための機能設計の方針を設定する。

(4) 構造強度設計

消火設備が、構造強度上の性能目標を達成するよう、機能設計で設定した消火設備の機能を踏まえ、耐震設計の方針を設定する。

(5) 消火設備に対する技術基準規則に基づく強度評価について

クラス 3 機器である消火設備は、技術基準規則により、クラスに応じた強度を確保することが要求されている。

このため、消火設備のうち、主配管及びステンレス鋼板が内張りされたコンクリート・ピットである貯蔵槽は、技術基準規則第 17 条に基づき強度評価を行う。

消火設備のうち、完成品としてそれぞれ高圧ガス保安法及び消防法の規制を受けるハロン消火設備及び二酸化炭素自動消火設備の容器（ボンベ）並びに消火器は、技術基準規則第 17 条に規定されるクラス 3 容器の材料、構造及び強度の規定と、高圧ガス保安法及び消防法の材料、構造及び強度の規定が同等の水準であることを確認している。

原子炉補機冷却水サージタンクエリアを消火するために設置するハロン消火設備の管は、JSME のクラス 3 管の規定に準じた強度を有する設計とすること、同エリアを消火するために設置するハロン消火設備の消火剤ボンベは、クラス 3 容器の消火設備用ボンベと同様に高圧ガス保安法に適合するものを使用する設計とすることとし、これらの強度評価については、その基本方針と強度評価結果を行う。

(6) 消火設備に対する技術基準規則に基づく逃がし弁の容量計算について

設計基準対象施設である消火設備には、技術基準規則第 20 条及び「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」の安全弁等の規定に基づき、逃がし弁を設置する設計とする。

2.2.4. 火災の影響軽減対策

2.2.1.2 に示した火災防護上重要な機器等の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画内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に対し、以下に示す火災の影響軽減のための対策を講じる設計とする。

2.2.4.1. 火災の影響軽減の対策が必要な火災区域（区画）の分離

火災の影響軽減の対策が必要な原子炉の安全停止に必要な機器等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、系統及び機器が設置される火災区域については、3 時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁（貫通部シール、防火扉、防火ダンパを含む。）により他の火災区域又は火災区画と分離する。

但し、燃料取扱設備エリアのうち、東側及び西側外壁部の一部は、他の火災区域と隣接せず、当該外壁部の周囲に可燃物を配置しない運用とすることで、3 時間以上の耐火能力を確保しない設計とする。

火災区域の目皿は、煙等流入防止装置の設置によって、他の火災区域又は火災区画からの煙の流入を防止する設計とする。

2.2.4.2. 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離について

発電用原子炉施設内の火災においても、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、火災防護対象機器等を選定し、それらについて互いの系列間を隔壁等により系統分離する設計とする。

(1) 火災防護対象機器等の選定

原子炉の安全停止に必要な機能を達成するための系統から、安全系の機器を優先し、水源や注入ポンプの組合せを考慮して特定した、成功パスを構成する機器を火災防護対象機器として選定する。また、選定した火災防護対象機器を駆動若しくは計測制御するケーブル（電気盤や制御盤を含む。）を火災防護対象ケーブルとし、火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを火災防護対象機器等とする。

(2) 相互の系統分離の考え方

火災防護対象機器等におけるその相互の系統分離を行う際には、原子炉の安全停止に必要な全機能に対して、成功パスが少なくとも 1 つ成立するよう分離する。

(3) 火災防護対象機器等に対する系統分離対策の基本方針

玄海原子力発電所第4号機における系統分離対策は、火災防護対象機器等が設置される火災区域（区画）に対して、上記(2)に示す考え方にに基づき、以下のa.項からc.項に示すいずれかの方法で実施することを基本方針とする。

- a. 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離
- b. 互いに相違する系列間の水平距離を6m以上確保し、火災感知設備及び自動消火設備を設置して分離
- c. 互いに相違する系列間を1時間の耐火能力を有する隔壁等で分離し、火災感知設備及び自動消火設備を設置して分離

(4) 火災防護対象機器等に対する具体的な系統分離対策

上記(3)に示す系統分離対策についての具体的な対策を実施する設計とする。

(5) 中央制御盤の系統分離対策

中央制御盤の火災防護対象機器等は、運転員の操作性及び視認性向上を目的として近接して設置することから、上記(3)に示す互いに相違する系列の水平距離を6m以上確保することや互いに相違する系列を1時間の耐火能力を有する耐火隔壁等で分離することが困難である。また、中央制御盤に火災が発生した場合は、常駐する運転員による早期の消火活動を行うこととし、自動消火設備を設置しない。

このため、中央制御盤の火災防護対象機器等に対し、上記(3)に示す対策と同等の系統分離対策を実施する設計とする。

(6) 原子炉格納容器内の火災の影響軽減対策

原子炉格納容器内の火災防護対象ケーブルは、ケーブルトレイが原子炉格納容器内で密集して設置されていることから、上記(3)に示す互いに相違する系列の水平距離を6m以上確保することが困難であり、また1時間耐火性能を有している耐火ボードや耐火シート等は1次冷却材漏えい事故等が発生した場合に、デブリ発生の要因となり再循環サンプの閉塞対策に影響を及ぼすことから、上記(3)に示す互いに相違する系列を1時間の耐火能力を有する耐火隔壁で分離することが困難である。

また、原子炉格納容器内の自由体積が約7.4万m³あり原子炉格納容器内全体に消火剤を充満させるまで時間を要するため自動消火設備の適用が困難であることから、原子炉格納容器全域を水滴で覆うことのできる格納容器スプレー設備による手動消火を行う設計とする。

このため、原子炉格納容器内の火災防護対象ケーブルに対し、上記(3)に示す対策と同等の系統分離対策を実施する設計とする。

2.2.4.3. 換気設備に対する火災の影響軽減対策

- (1) 火災防護上重要な機器等を設置する火災区域に関連する換気設備には、他の火災区域又は火災区画への火、熱又は煙の影響が及ばないように、防火ダンパを設置する設計とする。
- (2) 換気設備は、環境への放射性物質の放出を防ぐために、排気筒に繋がるダンパを閉止し隔離できる設計とする。
- (3) 換気設備のフィルタは、2.2.2.2 に示すとおり、チャコールフィルタを除き、難燃性のものを使用する設計とする。

2.2.4.4. 煙に対する火災の影響軽減対策

- (1) 中央制御室
運転員が常駐する中央制御室の火災発生時の煙を排気するために、建築基準法に準拠した容量の排煙設備（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）を設置する。
- (2) フロアケーブルダクト
電気ケーブルが密集するフロアケーブルダクトは、全域ハロン消火設備による手動消火により火災発生時の煙の発生が抑制されることから、煙の排気は不要である。
- (3) ディーゼル発電機燃料油貯油そう、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンク
引火性液体が密集するディーゼル発電機燃料油貯油そう、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクは、屋外に設置するため、煙が大気へ放出されることから、排煙設備は設置不要である。

2.2.4.5. 油タンクに対する火災の影響軽減対策

火災区域又は火災区画に設置する油タンクは、油タンク内で発生するガスを換気空調設備による排気又はベント管により屋外へ排気する。

2.2.5. 原子炉の安全確保について

審査基準では、火災の影響軽減として系統分離対策を要求するとともに、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、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、原子炉の安全停止が可能である設計であることを要求し、原子炉の安全停止が可能であることを火災影響評価によって確認することを要求している。

「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」（以下、評価ガイド）には、内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響を

考慮し、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき安全解析を行うとの記載がある。

以上を踏まえ、火災に対する原子炉の安全停止対策としての設計及び、火災影響評価について以下に示す。

2.2.5.1. 火災に対する原子炉の安全停止対策

玄海原子力発電所 4号機の火災に対する原子炉の安全停止対策としての設計を以下に示す。

(1) 火災区域又は火災区画に設置される全機器の動的機能喪失を想定した設計

発電用原子炉施設内の火災区域又は火災区画に火災が発生し、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、当該火災区域又は火災区画に設置される全機器の動的機能喪失を想定しても、2.2.4に示す火災の影響軽減のための系統分離対策によって、原子炉の安全停止に必要な成功パスを少なくとも1つ確保することで、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、原子炉を安全に停止できる設計とする。

(2) 設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計

内部火災により、安全保護系及び原子炉停止系の作動を要求される設計基準事故及び運転時の異常な過渡変化が発生する場合には、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づく解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を想定しても、中央制御盤内の火災における現場操作及び制御盤間の離隔距離の確保によって、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を収束するために必要な機能が失われないよう設計する。

2.2.5.2. 火災の影響評価

(1) 火災区域又は火災区画に設置される全機器の動的機能喪失を想定した設計に対する評価

評価ガイドを参照し、火災の影響軽減における系統分離対策により、発電用原子炉施設内の火災区域又は火災区画で火災が発生し当該火災区域又は火災区画に設置される全機器の動的機能喪失を想定しても、原子炉の安全停止に係わる安全機能が確保されることを火災影響評価にて確認する。

火災影響評価は、火災区域（区画）内の火災荷重の増加等により、火災荷重から求める等価時間が、火災区域（区画）を構成する壁、防火扉、防火ダンパ、貫通部シールの耐火時間より大きくなる場合や、設備改造により火災防護対象機器等を設置する火災区域（区画）が変更となる場合には、再評価を実施する。

3. 設備の概略仕様

2章に記載した内部火災防護に係る設計要件を達成するために必要となる火災防護に関する設備の概略仕様を表 3.1 に示す。

なお、表 3.1 に示す設備について、改造工事等を実施する際は防護設計要件を満足することを確認する必要がある。

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
原子炉補助建屋	2.2.1 火災防護の基本事項 (2.2.1.2. 火災区域及び火災区画の設定)	MS-3	—	—	C
原子炉周辺建屋	2.2.1 火災防護の基本事項 (2.2.1.2. 火災区域及び火災区画の設定)	MS-3	—	—	C
原子炉格納容器	2.2.1 火災防護の基本事項 (2.2.1.2. 火災区域及び火災区画の設定)	MS-3	—	—	C
取水ピット	2.2.1 火災防護の基本事項 (2.2.1.2. 火災区域及び火災区画の設定)	MS-3	—	—	C
燃料油貯油そう	2.2.1 火災防護の基本事項 (2.2.1.2. 火災区域及び火災区画の設定)	MS-3	—	—	C
燃料油貯蔵タンク	2.2.1 火災防護の基本事項 (2.2.1.2. 火災区域及び火災区画の設定)	MS-3	—	—	C
雑固体溶融処理建屋（1, 2, 3, 4号機共用）	2.2.1 火災防護の基本事項 (2.2.1.2. 火災区域及び火災区画の設定)	MS-3	—	—	C
原子炉補助建屋（3号機設備、3, 4号機共用）	2.2.1 火災防護の基本事項 (2.2.1.2. 火災区域及び火災区画の設定)	MS-3	—	—	C
燃料取替用水タンク建屋（3号機設備、3, 4号機共用）	2.2.1 火災防護の基本事項 (2.2.1.2. 火災区域及び火災区画の設定)	MS-3	—	—	C

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
海水管トレンチ（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.1 火災防護の基本事項 (2.2.1.2. 火災区域及び火災区画の設定)	MS-3	—	—	C
モニタリングステーション、モニタリングポスト（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.1 火災防護の基本事項 (2.2.1.2. 火災区域及び火災区画の設定)	—	—	—	C
廃棄物処理建屋（3号機設備、1,2,3,4号機共用）	2.2.1 火災防護の基本事項 (2.2.1.2. 火災区域及び火災区画の設定)	MS-3	—	—	C
固体廃棄物貯蔵庫（3号機設備、1,2,3,4号機共用）	2.2.1 火災防護の基本事項 (2.2.1.2. 火災区域及び火災区画の設定)	MS-3	—	—	C
代替緊急時対策所（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.1 火災防護の基本事項 (2.2.1.2. 火災区域及び火災区画の設定)	—	—	—	C
固体廃棄物貯蔵庫（1号機設備、1,2,3,4号機共用）	2.2.1 火災防護の基本事項 (2.2.1.2. 火災区域及び火災区画の設定)	MS-3	—	—	C
雑固体焼却炉建屋（2号機設備、1,2,3,4号機共用）	2.2.1 火災防護の基本事項 (2.2.1.2. 火災区域及び火災区画の設定)	MS-3	—	—	C
電動消火ポンプ（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.3. 火災の感知及び消火 (2.2.3.2. 消火設備について)	MS-3	Non	—	C
ディーゼル消火ポンプ（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.3. 火災の感知及び消火 (2.2.3.2. 消火設備について)	MS-3	Non 火力技術基準	—	C

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
格納容器スプレイポンプ	2.2.3. 火災の感知及び消火 (2.2.3.2. 消火設備について)	MS-3 (火災に関する機能)	Non	—	C-2
ハロンポンベ (原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋用)	2.2.3. 火災の感知及び消火 (2.2.3.2. 消火設備について)	MS-3	クラス3 —	—	C-2 —
ハロンポンベ (フロアケーブルダクト用、雑固体溶融処理建屋用) (3,4号機共用)	2.2.3. 火災の感知及び消火 (2.2.3.2. 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C C-2
二酸化炭素ポンベ (ディーゼル発電機室用)	2.2.3. 火災の感知及び消火 (2.2.3.2. 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2
A, B原水タンク (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3. 火災の感知及び消火 (2.2.3.2. 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
4-1固体廃棄物貯蔵庫泡消火用泡原液槽 (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3. 火災の感知及び消火 (2.2.3.2. 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
1,2-1固体廃棄物貯蔵庫泡消火用泡原液槽 (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3. 火災の感知及び消火 (2.2.3.2. 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
ハロンポンベ (原子炉補助建屋用、フロアケーブルダクト用、廃棄物処理建屋、雑固体焼却炉建屋用、代替緊急時対策所用、モニタリングステーション、モニタリングポスト用) (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3. 火災の感知及び消火 (2.2.3.2. 消火設備について)	MS-3	クラス3 —	—	C C-2 —
燃料取替用水ピット	2.2.3. 火災の感知及び消火 (2.2.3.2. 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
V-FS-519 (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3. 火災の感知及び消火 (2.2.3.2. 消火設備について)	MS-3	-	-	C
V-FS-583 (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3. 火災の感知及び消火 (2.2.3.2. 消火設備について)	MS-3	-	-	C
オイルパン、ドレンリム、堰、油回収装置（建屋に応じた区域・区画で記載）	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.1 発電用原子炉施設の火災発生防止について (1) 発火性又は引火性物質に対する火災の発生防止対策)	設計方針（対象外）	-	-	C
機器の溶接構造・シール構造	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.1 発電用原子炉施設の火災発生防止について (1) 発火性又は引火性物質に対する火災の発生防止対策)	設計方針（対象外）	-	-	C
・換気設備（火災区域の空調機器又は自然換気）	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.1 発電用原子炉施設の火災発生防止について (1) 発火性又は引火性物質に対する火災の発生防止対策)	換気設備は、更なる安全確保のための関連系（MS-3）	-	-	C
・火花対策（金属製の本体内への収納） ・加熱防止（高温配管への保温材）	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.1 発電用原子炉施設の火災発生防止について (3) 発火源への対策)	設計方針（対象外）	-	-	C
水素ガス検知器	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.1 発電用原子炉施設の火災発生防止について (5) 放射線分解等により発生する水素の蓄積防止対策)	MS-3	-	-	C
保護継電器、遮断器他	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.1 発電用原子炉施設の火災発生防止について (4) 過電流による過熱防止対策)	クラス外	-	-	C

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
機器の主要な構成材料は不燃材料（ステンレス鋼、炭素鋼又はコンクリート等）の使用	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について (1) 不燃性材料又は難燃性材料の使用 a. 主要な構造材)	設計方針（対象外）	—	—	C
難燃性ケーブル	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について (1) 不燃性材料又は難燃性材料の使用 d. 火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用するケーブル)	設計方針（対象外）	—	—	C
電線管敷設（核計装用ケーブル）（代替材料の使用が技術上困難対策）	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について (3) 不燃性材料又は難燃性材料でないものの使用)	設計方針（対象外）	—	—	C
電線管敷設（放射線監視設備用ケーブル）（代替材料の使用が技術上困難対策）	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について (3) 不燃性材料又は難燃性材料でないものの使用)	—	—	—	C
難燃テープ（通信連絡設備用専用ケーブル）（代替材料の使用が技術上困難）	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について (3) 不燃性材料又は難燃性材料でないものの使用)	—	—	—	C
難燃性フィルタ（換気系）（チャコールフィルタ除く）	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について (1) 不燃性材料又は難燃性材料の使用 e. 換気空調設備のフィルタ)	設計方針（対象外）	—	—	C
保温材（けい酸カルシウム、ロックウール、セラミックファイバー及び金属保温等）	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について (1) 不燃性材料又は難燃性材料の使用 b. 保温材)	設計方針（対象外）	—	—	C
建屋内装材（不燃材及び同等材等）（同等材等は試験等で確認）	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について (1) 不燃性材料又は難燃性材料の使用 c. 建屋内装材)	設計方針（対象外）	—	—	C

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
避雷設備	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.3 落雷、地震等の自然現象による火災発生の防止について (1) 落雷による火災の発生防止)	クラス外	—	—	C
防火帯	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.3 落雷、地震等の自然現象による火災発生の防止について (3) 森林火災による火災の発生防止)	—	—	—	—
竜巻防護対策施設	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.3 落雷、地震等の自然現象による火災発生の防止について (4) 竜巻（風（台風）含む。）による火災の発生防止)	—	— (設備による)	—	— (設備による)
大容量空冷式発電機固縛	2.2.2 火災発生防止 (2.2.2.3 落雷、地震等の自然現象による火災発生の防止について (4) 竜巻（風（台風）含む。）による火災の発生防止)	—	—	—	—
煙感知器（防爆型含む）（一部3号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.1 火災感知設備について)	MS-3	—	—	C-2
煙感知器（防爆型含む）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.1 火災感知設備について)	MS-3	—	—	C C-2
煙感知器（防爆型含む）（3号機設備、3,4号機共用、1号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.1 火災感知設備について)	MS-3	—	—	C
熱感知器（防爆型含む）（一部3号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.1 火災感知設備について)	MS-3	—	—	C-2
熱感知器（防爆型含む）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.1 火災感知設備について)	MS-3	—	—	C C-2

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
熱感知器（防爆型含む）（3号機設備、3,4号機共用、1号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.1 火災感知設備について)	MS-3	—	—	C
煙感知器及び熱感知器（WD/B用）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.1 火災感知設備について)	MS-3	—	—	C
煙感知器及び熱感知器（WM/B用）（3,4号機共用、4号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.1 火災感知設備について)	MS-3	—	—	C
煙感知器及び熱感知器（WI/B用）（3号機設備、3,4号機共用、2号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.1 火災感知設備について)	MS-3	—	—	C
光ファイバケーブル熱感知器（3号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.1 火災感知設備について)	—	—	—	C
光ファイバケーブル熱感知器（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.1 火災感知設備について)	MS-3	—	—	C
炎感知器（赤外線）（防爆型含む）（4号機設備）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.1 火災感知設備について)	MS-3	—	—	C-2
炎感知器（赤外線）（防爆型含む）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.1 火災感知設備について)	MS-3	—	—	C-2
火災報知盤（蓄電池内蔵）（3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.1 火災感知設備について)	MS-3	—	—	C-2
火災報知盤（蓄電池内蔵）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.1 火災感知設備について)	MS-3	—	—	C-2
全域ハロン自動消火設備（警報装置含む）（蓄電池含む）（4号機設備、一部3号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	—	—	C-2
全域ハロン自動消火設備（警報装置含む）（蓄電池含む）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	—	—	C-2
全域ハロン自動消火設備（警報装置含む）（蓄電池含む）（3号機設備、3,4号機共用、1号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	—	—	C

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
全域ハロン消火設備（警報装置含む）（蓄電池含む）（4号機設備、一部3号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	—	—	C-2
全域ハロン消火設備（警報装置含む）（蓄電池含む）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	—	—	C-2
全域ハロン消火設備（WD/B用）（警報装置含む）（蓄電池含む）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	—	—	C
全域ハロン消火設備（WM/B用）（警報装置含む）（蓄電池含む）（3,4号機共用、4号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	—	—	C
全域ハロン消火設備（WI/B用）（警報装置含む）（蓄電池含む）（3号機設備、3,4号機共用、2号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	—	—	C
二酸化炭素自動消火設備（D/G）（警報装置含む）（蓄電池含む）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	—	—	C-2
水噴霧消火設備（警報装置含む）（蓄電池含む）（3,4号機共用、4号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	—	—	C
水噴霧消火設備（警報装置含む）（蓄電池含む）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	—	—	C
泡消火設備（警報装置含む）（蓄電池含む）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	—	—	C
泡消火設備（警報装置含む）（蓄電池含む）（3号機設備、3,4号機共用、1号機に設置）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	—	—	C
選択弁・容器弁等	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	Non	—	C C-2
移動式消火設備（化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に保管）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	—	—	C
消火用照明器具（電池内蔵式）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	—	—	C

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
消火器（二酸化炭素、粉末消火器）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
消火栓	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	—	—	C
消火用水供給系と飲料水系統との隔離弁	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	—	—	C
3時間以上の耐火能力を有する隔壁等（耐火能力を確認した耐火壁）	2.2.4 火災の影響軽減対策 (2.2.4.1 火災の影響軽減の対策が必要な火災区域(区画)の分離)	MS-3	—	—	C
貫通部シール	2.2.4 火災の影響軽減対策 (2.2.4.1 火災の影響軽減の対策が必要な火災区域(区画)の分離)	MS-3	—	—	C
防火扉	2.2.4 火災の影響軽減対策 (2.2.4.1 火災の影響軽減の対策が必要な火災区域(区画)の分離)	MS-3	—	—	C
防火ダンパ	2.2.4 火災の影響軽減対策 (2.2.4.1 火災の影響軽減の対策が必要な火災区域(区画)の分離)	MS-3	—	—	C
煙等流入防止装置	2.2.4 火災の影響軽減対策 (2.2.4.1 火災の影響軽減の対策が必要な火災区域(区画)の分離)	MS-3	—	—	C
鉄板+発泡性耐火被覆（1時間の耐火性能を有する）	2.2.4 火災の影響軽減対策 (2.2.4.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離について (4) 火災防護対象機器等に対する具体的な系統分離対策	MS-3	—	—	C
鉄板+断熱材（1時間の耐火性能を有する）	2.2.4 火災の影響軽減対策 (2.2.4.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離について (4) 火災防護対象機器等に対する具体的な系統分離対策	MS-3	—	—	C
高感度煙感知器（中央制御室盤内）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.1 火災感知設備について)	MS-3	—	—	C-2

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
サーモグラフィカメラ（中央制御室盤内）（3号機設備、3、4号機共用、3号機に保管）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.1 火災感知設備について)	MS-3	—	—	C
・原子炉格納容器内の火災の影響軽減対策（油回収タンクの回収及び可燃物管理含む） ・鉄製の蓋（火災防護対象ケーブルが敷設されるケーブルトレイ）	2.2.4 火災の影響軽減対策 (2.2.4.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離について (6) 原子炉格納容器内の火災の影響軽減対策)	MS-3	—	—	C
排煙設備（中央制御室）（3号機設備、3、4号機共用、3号機に設置）	2.2.4 火災の影響軽減対策 (2.2.4.4 煙に対する火災の影響軽減対策)	MS-3	—	—	C
可搬式の排風機	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2. 消火設備について)	MS-3	—	—	C
格納容器スプレイ冷却器	2.2.4 火災の影響軽減対策 (2.2.4.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離について (6) 原子炉格納容器内の火災の影響軽減対策)	MS-3	クラス3	—	C-2
弁 V-FS-152～弁 4V-FS-502	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁 4V-FS-502～格納容器貫通部（貫通部番号310）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス2	—	S
格納容器貫通部（貫通部番号310）～弁 4V-FS-503	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス2	—	S
弁 4V-FS-503～格納容器内第1分岐点	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
雑固体溶融処理建屋供給ライン分岐点～雑固体溶融処理建屋内第1分岐点（3,4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
雑固体溶融処理建屋水噴霧供給ライン分岐点～弁 4V-FS-545A, 545B, 545C, 545D, 545E, 545F, 545G, 545H, 545I, 545J, 545K, 545L, 545M, 545N, 545P（3,4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁 4V-FS-545A, 545B, 545C, 545D, 545E, 545F, 545G, 545H, 545I, 545J, 545K, 545L, 545M, 545N, 545P～雑固体溶融処理建屋（水噴霧）（3,4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
ハロンポンベ(4JA2F02)～A充てんポンプ室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2
ハロンポンベ(4JA2F01)～A安全補機室及びバルブエリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2
ハロンポンベ(4JA3F06)～弁 4V-HF-021, 022, 023	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-021, 022～B安全補機室及びバルブエリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-023～A安全補機室及びバルブエリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
ハロンボンベ(4NA3M04)～弁 4V-HF-060, 061, 062, 063, 064	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-060～4B中央制御室外原子炉停止盤室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-061～4A中央制御室外原子炉停止盤室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-062～4原子炉コントロールセンタ室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-063, 064～4A, B中央制御室外原子炉停止盤室前通路エリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
ハロンボンベ(4JA4F08)～弁 4V-HF-004, 005, 006	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-004～Bバッテリー室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-005, 006～4B安全補機開閉器室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
ハロンボンベ(4JA5F10)～4Bリレー室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
ハロンボンベ（フロアケーブルダクト用）～弁 4V-HF-109, 110, 111（3, 4号機共用）	2. 2. 3 火災の感知及び消火 (2. 2. 3. 2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-109～4Bリレー室（分岐管を含む）	2. 2. 3 火災の感知及び消火 (2. 2. 3. 2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-110～中央制御室（分岐管を含む）（3, 4号機共用）	2. 2. 3 火災の感知及び消火 (2. 2. 3. 2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-111～4Aリレー室（分岐管を含む）	2. 2. 3 火災の感知及び消火 (2. 2. 3. 2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
ハロンボンベ(4NR1F01)～ほう酸タンクエリア	2. 2. 3 火災の感知及び消火 (2. 2. 3. 2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
ハロンボンベ(4JR2F03)～弁 4V-HF-016, 017, 018, 019, 020	2. 2. 3 火災の感知及び消火 (2. 2. 3. 2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-016～ほう酸ポンプエリア	2. 2. 3 火災の感知及び消火 (2. 2. 3. 2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
弁 4V-HF-017, 018～B安全補機室及びバルブエリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-019～C充てんポンプ室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-020～B充てんポンプ室～B充てんポンプ前通路エリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
ハロンポンプ(4NR2F02)～弁 4V-HF-024, 025, 026, 027, 028, 029, 030, 031, 032, 033, 034, 035	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-024, 025～中間補機棟空調ユニット及び通路エリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-026, 027～N継電器室廻り通路エリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-028, 029～CRDM制御盤室～M-Gセット室廻り通路エリア～B計装電源盤室～トレイエリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
原子炉トリップ遮断器盤室供給ライン分岐点～原子炉トリップ遮断器盤室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
弁 4V-HF-030, 031～A計装電源盤室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-032～よう素除去薬品タンクエリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-033～計装電源盤室(N)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-034～使用済燃料ピットポンプ及び通路エリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-035～A充てんポンプ廻り通路エリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
ハロンボンベ(4NR3F03)～弁 4V-HF-036, 037, 038, 039, 040, 041, 042, 043	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-036, 037～非放射性配管貫通部室及び通路エリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-038, 039～非放射性配管貫通部室及び通路エリア～B アニュラス空気浄化フィルタユニット室～Aアニュラス空気浄化 フィルタユニット室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
弁 4V-HF-040, 041～脱塩塔及び通路エリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-042, 043～脱塩塔及び通路エリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
ハロンポンベ(4JR3F04)～弁 4V-HF-007, 008, 009, 010, 011, 012, 013	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-007～C, D蓄電池室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-008, 009～原子炉補機冷却水ポンプエリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-010～C, D空調用冷凍機・冷水ポンプエリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-011～A電動補助給水ポンプ室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-012～タービン動補助給水ポンプ室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-013～A制御用空気圧縮機室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
ハロンポンベ(4JR3F05)～弁 4V-HF-014, 015	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-014～B制御用空気圧縮機室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-015～B電動補助給水ポンプ室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
ハロンポンベ(4JR3F07)～A, B空調用冷凍機・冷水ポンプエリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
ハロンポンベ(4NR4F05)～A及びB再循環隔離弁室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
ハロンポンベ(4NR4F06)～弁 4V-HF-044, 045, 046, 047, 048, 049	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
弁 4V-HF-044, 045～体積制御タンク及び通路エリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-046, 047～電線管貫通部室及び通路エリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-048, 049～定検時作業エリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
ハロンボンベ(4NR4F07)～電線管貫通部室及び通路エリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
ハロンボンベ(4NR5F09)～Aディーゼル発電機制御盤室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
ハロンボンベ(4NR5F08)～Bディーゼル発電機制御盤室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
ハロンボンベ(4JR5F09)～4Aリレー室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
ハロンボンベ(4NR5M10)～弁 4V-HF-050, 051, 052, 053, 054, 055, 056, 057, 058, 059	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
弁 4V-HF-050, 051～主蒸気・主給水管室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-052, 053～ブローダウンタンク廻り通路エリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-054～ブローダウンタンクエリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-055～補助建屋排気フィルタユニットエリア～安全補機室空気浄化フィルタユニットエリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-056, 057～N継電器室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-058, 059～安全補機開閉器室空調ユニットエリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
ハロンポンパ(4JR5M11)～弁 4V-HF-001, 002, 003	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-HF-001～Aバッテリー室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
弁 4V-HF-002, 003～A安全補機開閉器室～電気予備室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
ハロンボンベ(4NR6F11)～原子炉補機冷却水サージタンクエリア	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	—	—	—
ハロンボンベ(WMB1)～弁4V-HF-113, 114, 115, 116 (3, 4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁4V-HF-113～制御室他 (3, 4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁4V-HF-114～電気室 (3, 4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁4V-HF-115～排ガス処理室 (3, 4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁4V-HF-116～溶融炉室 (3, 4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
二酸化炭素ボンベ (ディーゼル発電機室用) ～弁 4V-CF-501A, B	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
弁 4V-CF-501A～Aディーゼル発電機室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
弁 4V-CF-501B～Bディーゼル発電機室	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	クラス3	—	C-2
A, B原水タンク～電動消火ポンプ及びディーゼル消火ポンプ(3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	Non	—	C
電動消火ポンプ及びディーゼル消火ポンプ～消火ポンプ出口ヘッダ～弁 V-FS-152 (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
3,4号機連絡ライン分岐点～廃棄物処理建屋供給ライン分岐点(3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
廃棄物処理建屋供給ライン分岐点～廃棄物処理建屋内第1分岐点(3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
消火ポンプ出口ヘッダ分岐点～3-固体廃棄物貯蔵庫内第1分岐点(3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
4-固体廃棄物貯蔵庫供給ライン分岐点～4-固体廃棄物貯蔵庫内第1分岐点(3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
4ー固体廃棄物貯蔵庫泡消火供給ライン分岐点～4ー固体廃棄物貯蔵庫泡消火用混合器出口ヘッダ（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
4ー固体廃棄物貯蔵庫泡消火用泡原液槽～4ー固体廃棄物貯蔵庫泡消火用混合器（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
4ー固体廃棄物貯蔵庫泡消火用混合器出口ヘッダ分岐点～4ー固体廃棄物貯蔵庫内1階泡消火供給ライン第1分岐点（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
4ー固体廃棄物貯蔵庫泡消火用混合器出口ヘッダ分岐点～4ー固体廃棄物貯蔵庫内2階泡消火供給ライン第1分岐点（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
廃棄物処理建屋水噴霧供給ライン分岐点～弁 3V-FS-545A, 545B, 545C, 545D, 545E, 545F, 545G, 545H, 545I, 545J, 545K, 545L, 545M, 545N（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁 3V-FS-545A, 545B, 545C, 545D, 545E, 545F, 545G, 545H, 545I, 545J, 545K, 545L, 545M, 545N～廃棄物処理建屋（水噴霧）（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
消火ポンプ出口ヘッダ分岐点～1ー固体廃棄物貯蔵庫（北側）（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
1ー固体廃棄物貯蔵庫（東側）供給ライン分岐点～1ー固体廃棄物貯蔵庫（東側）（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
1ー固体廃棄物貯蔵庫（西側）供給ライン分岐点～1ー固体廃棄物貯蔵庫（西側）（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
2-1固体廃棄物貯蔵庫（東側）供給ライン分岐点～2-1固体廃棄物貯蔵庫（東側）（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
2-1固体廃棄物貯蔵庫（西側）供給ライン分岐点～2-1固体廃棄物貯蔵庫（西側）（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
雑固体焼却炉建屋供給ライン分岐点～雑固体焼却炉建屋内第1分岐点（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
1、2-1固体廃棄物貯蔵庫泡消火供給ライン分岐点～1、2-1固体廃棄物貯蔵庫泡消火用混合器出口ヘッダ（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
1、2-1固体廃棄物貯蔵庫泡消火用泡原液槽～1、2-1固体廃棄物貯蔵庫泡消火用混合器（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
1、2-1固体廃棄物貯蔵庫泡消火用混合器出口ヘッダ分岐点～1-1固体廃棄物貯蔵庫内泡消火供給ライン第1分岐点（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
1、2-1固体廃棄物貯蔵庫泡消火用混合器出口ヘッダ分岐点～2-1固体廃棄物貯蔵庫内泡消火供給ライン第1分岐点（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
燃料取替用水タンク建屋供給ライン分岐点～弁 3V-FS-541 (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
ハロンボンベ(34NA2F01)～弁 3V-HF-048, 049, 050, 051, 052, 053, 054 (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2
弁 3V-HF-049, 050～マスク試験室エリア (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2
ハロンボンベ(34NA3F02)～弁 3V-HF-065, 066, 067, 068 (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2
弁 3V-HF-068～リネン室エリア (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2
ハロンボンベ(34NA3M03)～弁 3V-HF-055, 056, 057, 058, 059, 060, 061, 062, 063, 064 (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2
弁 3V-HF-063～放射線管理室エリア (分岐管を含む) (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2
ハロンボンベ(34NA5F12)～中央制御室非常用循環フィルタユニットエリア (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	—	—	—

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
ハロンボンベ(34NA5F11)～中央制御室非常用循環フィルタユニットエリア (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	—	—	—
ハロンボンベ(34NA5M04)～弁 3V-HF-069, 070, 071, 072, 073, 074, 075, 076, 077, 078, 079, 080, 081, 082, 083, 084, 085, 086 (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2
弁 3V-HF-069～空調設備エリア (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2
弁 3V-HF-072～プラントデータ管理室 (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2
弁 3V-HF-075, 076～出入管理室給気ユニットエリア (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2
弁 3V-HF-081～空調設備エリア (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2
ハロンボンベ (フロアケーブルダクト用) ～弁 3V-HF-139, 140, 141, 142 (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2
弁 3V-HF-141～中央制御室 (分岐管を含む) (3号機設備、3,4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C-2

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
ハロンボンベ(WDB1)～焼却炉廻り（分岐管を含む）（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
ハロンボンベ(WDB2)～弁 3V-HF-144, 145, 146（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁 3V-HF-144～焼却炉廻り（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁 3V-HF-145～制御室（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁 3V-HF-146～電気室（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
ハロンボンベ（代替緊急時対策所用）～代替緊急時対策所（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	—	—	—
ハロンボンベ（モニタリングステーションPS-1用）～モニタリングステーション（PS-1）（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	—	—	—
ハロンボンベ（モニタリングポストPC-1用）～モニタリングポスト（PC-1）（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	—	—	—

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
ハロンボンベ(モニタリングポストPC-2用)～モニタリングポスト(PC-2)(3号機設備、3、4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	—	—	—	—
ハロンボンベ(WIB1)～弁 2V-HF-001, 002, 003, 004, 005 (3号機設備、3、4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁 2V-HF-001～通路中・スチームドレンタンク室(3号機設備、3、4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁 2V-HF-002～空気圧縮機室(3号機設備、3、4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁 2V-HF-003～廃油タンク室(3号機設備、3、4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁 2V-HF-004～通路南(3号機設備、3、4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁 2V-HF-005～倉庫(3号機設備、3、4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
ハロンボンベ(WIB2)～弁 2V-HF-006, 007, 008, 009 (3号機設備、3、4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁 2V-HF-006～焼却炉室他(3号機設備、3、4号機共用)	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
弁 2V-HF-007～冷却ファン室他（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁 2V-HF-008～モニタ室（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
弁 2V-HF-009～制御室・電気室（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
ハロンボンベ(WIB3)～焼却炉室他（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3	クラス3	—	C
燃料取替用水ピット～燃料取替用水ピット出口充てんポンプ 入口ライン分岐点	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3（火災に関する 機能）	Non	—	C-2
燃料取替用水ピット出口充てんポンプ入口ライン分岐点～燃 料取替用水ピット出口A高圧注入ポンプ入口ライン分岐点	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3（火災に関する 機能）	Non	—	C-2
燃料取替用水ピット出口A高圧注入ポンプ入口ライン分岐点及 び燃料取替用水ピット出口B格納容器スプレイポンプ入口ライ ン分岐点～弁 4V-CP-001A, B	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3（火災に関する 機能）	Non	—	C-2
弁 4V-CP-001A, B～格納容器スプレイポンプ	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3（火災に関する 機能）	クラス3	—	C-2
格納容器スプレイポンプ～格納容器スプレイ冷却器	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3（火災に関する 機能）	クラス3	—	C-2

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
格納容器スプレイ冷却器～格納容器貫通部（貫通部番号420, 429）	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3（火災に関する機能）	クラス2 クラス3	—	S C-2
格納容器貫通部（貫通部番号420, 429）～スプレイリング～スプレイノズル	2.2.3 火災の感知及び消火 (2.2.3.2 消火設備について)	MS-3（火災に関する機能）	クラス2 クラス3	—	S C-2

設計基準文書 一般事項編
内部溢水防護

玄海原子力発電所 4号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）一般事項編のうち、玄海4号機の内部溢水防護設計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. 防護設計の概要

設置許可基準規則、技術基準規則、ガイドに基づき、地震等の発生要因別に溢水源を想定し、溢水影響（没水、被水、蒸気）に対して溢水防護対象設備が機能喪失しないよう、溢水伝播を防止する堰や蒸気漏えい時の早期検知・隔離設備等を設ける設計とする。

1.3. 各章の構成

2章においては、内部洪水防護設計に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件を満足するために必要となる洪水防護に関する設備の概略仕様を表 3.1 に示す。

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
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則	防護設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則を抽出して記載する。
2.2	防護設計要件	2.1 で抽出した規則条文に準拠するための設計要件を記載する。
2.2.1	洪水防護対象設備	洪水防護対象設備の選定要件を記載する。
2.2.2	洪水源	洪水源の想定要件を記載する。
2.2.3	洪水影響評価	洪水影響評価の確認事項を記載する。
2.2.4	洪水伝播を防止する設備	洪水伝播を防止する設備を記載する。
2.2.5	排水を期待する設備	排水を期待する設備を記載する。
2.2.6	蒸気影響を緩和する設備	蒸気影響を緩和する設備を記載する。
3	設備の概略仕様	

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則

溢水防護設計は、以下に示す設置許可基準規則及び技術基準規則に基づき設計する。

【設置許可基準規則】

- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第四十三条 重大事故等対処設備

【技術基準規則】

- 第十二条 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止
- 第五十四条 重大事故等対処設備

2.2. 防護設計要件

設置許可基準規則第九条及び四十三条、技術基準規則第十二条及び五十四条に従い、発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止として、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設が、同施設内における溢水の発生によりその要求される機能を損なうおそれがある場合は、防護対策その他の適切な処置を実施しなければならない。

具体的には、設置許可基準規則、技術基準規則に基づき、溢水源や溢水影響等を想定し、溢水防護設計を実施する。

<関連する基準・ガイド等>

- 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド

2.2.1. 溢水防護対象設備

防護すべき設備として原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドを踏まえ、以下のとおり防護対象設備を設定する。溢水防護対象設備に関わる改造工事等を実施する際は溢水防護要件を満足することを確認する必要がある。

- 原子炉の停止、高温停止、低温停止、放射性物質の閉じ込め機能及びその維持を達成するための重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備

- ・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適切に維持するために必要な設備

また、重大事故等対処設備についても溢水から防護すべき設備として設定する。

2.2.2. 溢水源

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、津波、竜巻及び降水の自然現象による溢水等の影響も考慮する。溢水源に関わる改造工事等を実施する際は溢水防護要件を満足することを確認する必要がある。

- (1) 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
- (2) 発電所内で生じる異常事態（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
- (3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

2.2.3. 溢水影響評価

各種溢水源からの溢水防護対象設備等への影響評価として以下に示す確認を実施する。溢水影響評価の条件（滞留面積等）に関わる改造工事等を実施する際は溢水防護要件を満足することを確認する必要がある。

2.2.3.1. 没水影響に対する影響確認

想定される溢水源に基づいて評価した評価区画における溢水水位が、防護対象設備の設置位置（機能喪失高さ）を超えないことを確認する。

2.2.3.2. 被水影響に対する影響確認

防護対象設備の周囲に溢水源となる機器の有無や、天井面の開口有無を確認し、適切な防護処置（保護構造であることの確認等）が実施されていることを確認する。

2.2.3.3. 蒸気影響に対する影響確認

防護対象設備の周囲に溢水源となる機器の有無を確認し、適切な防護処置（蒸気影響により想定される環境温度と、防護対象設備の耐環境仕様の確認や、早期漏えい検知/隔離設備の設置等）が実施されていることを確認する。

2.2.3.4. 放射性物質を含む液体が管理区域外へ漏えいしないことの確認

放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体が管理区域外へ漏えいすることがないことを確認する。

2.2.4. 溢水伝播を防止する設備

溢水評価区画の設定、溢水経路の設定及び溢水評価において期待する浸水防護施設に関する設備を以下に示す。各設備に関わる改造工事等を実施する際は溢水防護要件を満足することを確認する必要がある。

2.2.4.1. 水密扉・蓋

想定される溢水水位による静水圧、又は基準地震動 S_s によるスロッシングの動水圧に対し、溢水伝ばを防止する機能を維持する設計とする。また、耐震 C クラスであるが、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対して、溢水伝ばを防止する機能を維持する設計とする。

2.2.4.2. 防護壁

発生を想定する溢水水位を上回る高さを有し、溢水水位による静水圧に対し、溢水伝ばを防止する機能を維持する設計とする。また、耐震 C クラスであるが、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対して、溢水伝ばを防止する機能を維持する設計とする。

2.2.4.3. 水密区画壁

発生を想定する溢水水位を上回る高さを有し、溢水水位による静水圧に対し、溢水伝ばを防止する機能を維持する設計とする。また、耐震 C クラスであるが、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対して、溢水伝ばを防止する機能を維持する設計とする。

2.2.4.4. 建屋堰・管理区域外伝ば防止堰

発生を想定する溢水水位を上回る高さを有し、溢水水位による静水圧に対し、溢水伝ばを防止する機能を維持する設計とする。また、耐震 C クラスであるが、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対して、溢水伝ばを防止する機能を維持する設計とする。

2.2.4.5. 湧水サンプポンプ及び吐出ライン

防護すべき設備が設置される建屋周囲の湧水サンプに集水される地下水を処理し、地下水が溢水評価区画へ伝ばしない機能を保持する設計とする。

湧水サンプポンプ及び吐出ラインは、耐震 C クラスであるが、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、地下水の伝ばを防止する機能を保持する設計とする。

2.2.4.6. 床ドレンライン逆止弁

想定される溢水水位による静水圧に対し、溢水伝ばを防止する機能を維持する設計とする。
また、耐震Cクラスであるが、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対して、溢水伝ばを防止する機能を維持する設計とする。

2.2.4.7. 貫通部止水処置

想定される溢水水位による静水圧に対し、溢水伝ばを防止する機能を維持する設計とする。
また、耐震Cクラスであるが、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対して、溢水伝ばを防止する機能を維持する設計とする。

2.2.5. 排水を期待する設備

2.2.5.1. 床ドレンライン逆止弁

海水ポンプエリアの床開口部に設置している床ドレンライン逆止弁は、海水ポンプエリア内で発生を想定する溢水を溢水評価区画外へ排水させる設計とする。

床ドレンライン逆止弁は、耐震Cクラスであるが、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対して、閉塞せず排水機能を損なうおそれがない設計とする。

2.2.6. 蒸気影響を緩和する設備

2.2.6.1. 蒸気漏えい早期検知システム

配管の想定破損による漏えい蒸気の影響を緩和するために、蒸気漏えいを早期自動検知し要求される時間内に自動又は中央制御室からの手動操作により遠隔隔離するための対策設備として、蒸気漏えい早期検知システム（温度検出器、蒸気遮断弁、検知制御盤及び検知監視盤）を設置し、蒸気影響を緩和する設計とする。

2.2.6.2. ターミナルエンド部防護カバー

漏えい蒸気による環境条件を、蒸気曝露試験又は机上評価によって設備の健全性が確認されている条件を満たす設計とするために、ターミナルエンド部防護カバーと配管とのすき間寸法を設定し蒸気影響を緩和する。

ターミナルエンド部防護カバーは、配管の想定破損時において、蒸気噴出荷重に対し、蒸気影響を緩和する機能を維持する設計とする。

3. 設備の概略仕様

2章にて整理した洪水防護に係る設計要件を満足するために必要となる洪水防護に関する設備の概略仕様を表 3.1 に示す。

なお、表 3.1 に示す設備について、改造工事等を実施する際は防護設計要件を満足することを確認する必要がある。

表3.1 内部溢水防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
4A, 4E原子炉周辺建屋堰	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
4B, 4C原子炉周辺建屋堰	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
4D原子炉周辺建屋堰	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
4F原子炉周辺建屋堰	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
4G原子炉周辺建屋堰	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
4H原子炉周辺建屋堰	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
4I, 4J原子炉周辺建屋堰	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
4K原子炉周辺建屋堰	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2

表3.1 内部溢水防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
4L原子炉周辺建屋堰	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
4M原子炉周辺建屋堰	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
4N原子炉周辺建屋堰	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
4O原子炉周辺建屋堰	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
4A, 4B, 4C原子炉周辺建屋管理区域外伝ば防止堰	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	PS-3	—	—	C-2
4D原子炉周辺建屋管理区域外伝ば防止堰	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	PS-3	—	—	C-2
4E原子炉周辺建屋管理区域外伝ば防止堰	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	PS-3	—	—	C-2
4F原子炉周辺建屋管理区域外伝ば防止堰	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	PS-3	—	—	C-2

表3.1 内部溢水防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
4G原子炉周辺建屋管理区域外伝ば防止堰	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	PS-3	—	—	C-2
4H原子炉周辺建屋管理区域外伝ば防止堰	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	PS-3	—	—	C-2
4I原子炉周辺建屋管理区域外伝ば防止堰	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	PS-3	—	—	C-2
4A原子炉周辺建屋水密扉	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.1水密扉・蓋)	MS-3	—	—	C-2
4B原子炉周辺建屋水密扉	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.1水密扉・蓋)	MS-3	—	—	C-2
4C原子炉周辺建屋水密扉	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.1水密扉・蓋)	MS-3	—	—	S* C-2
4D, 4E原子炉周辺建屋水密扉	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.1水密扉・蓋)	MS-3	—	—	S* C-2
4AB, 4CD海水ポンプエリア水密扉	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.1水密扉・蓋)	MS-3	—	—	S* C-2

表3.1 内部溢水防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
取水ピット搬入口蓋（3,4号機共用）	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.1水密扉・蓋)	MS-3	—	—	S* C-2
3A原子炉補助建屋堰（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
3B, 3C原子炉補助建屋堰（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
3E, 3F原子炉補助建屋堰（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
3G原子炉補助建屋堰（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
3H, 3J, 3K, 3L, 3M原子炉補助建屋堰（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
3I原子炉補助建屋堰（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
3A, 3B原子炉補助建屋管理区域外伝ば防止堰（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	PS-3	—	—	C-2
3C原子炉補助建屋管理区域外伝ば防止堰（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	PS-3	—	—	C-2

表3.1 内部溢水防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
3G, 3H, 3 I 原子炉補助建屋管理区域外伝ば防止堰（3号機設備、3、4号機共用）	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	PS-3	—	—	C-2
3J, 3K原子炉補助建屋管理区域外伝ば防止堰（3号機設備、3、4号機共用）	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	PS-3	—	—	C-2
3L原子炉補助建屋管理区域外伝ば防止堰（3号機設備、3、4号機共用）	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	PS-3	—	—	C-2
3A原子炉補助建屋水密扉（3号機設備、3、4号機共用）	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 1水密扉・蓋)	MS-3	—	—	C-2
3B原子炉補助建屋水密扉（3号機設備、3、4号機共用）	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 1水密扉・蓋)	MS-3	—	—	S* C-2
3C原子炉補助建屋水密扉（3号機設備、3、4号機共用）	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 1水密扉・蓋)	MS-3	—	—	C-2
3D原子炉補助建屋水密扉（3号機設備、3、4号機共用）	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 1水密扉・蓋)	MS-3	—	—	C-2

表3.1 内部溢水防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
3E, 3F原子炉補助建屋水密扉（3号機設備、3, 4号機共用）	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 1水密扉・蓋)	—	—	—	S* C-2
3G原子炉補助建屋水密扉（3号機設備、3, 4号機共用）	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 2水密扉・蓋)	MS-3	—	—	S* C-2
3S, 4S海水ポンプエリア水密扉（3号機設備、3, 4号機共用）	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 2水密扉・蓋)	MS-3	—	—	S* C-2
海水ポンプエリア防護壁（3号機設備、3, 4号機共用）	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 2防護壁)	MS-3	—	—	S* C-2
3D原子炉補助建屋堰（3号機設備、3, 4号機共用）	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	MS-3	—	—	C-2
3D, 3E, 3F原子炉補助建屋管理区域外伝ば防止堰（3号機設備、3, 4号機共用）	2. 2. 4溢水伝播を防止する設備 (2. 2. 4. 4建屋堰・管理区域外伝ば防止堰)	PS-3	—	—	C-2
防護すべき設備（耐環境仕様、保護構造含む）	2. 2. 1溢水防護対象設備	—	— (設備による)	—	— (設備による)
水密区画壁（3号機設備、3, 4号機共用、3号機に設置）	2. 2. 1溢水防護対象設備	MS-3	—	—	C-2

表3.1 内部溢水防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
床ドレンライン逆止弁	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.6床ドレンライン逆止弁)	MS-3	—	—	C-2
床ドレンライン逆止弁（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.6床ドレンライン逆止弁)	MS-3	—	—	C-2
湧水サンプポンプ及び吐出ライン（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.5湧水サンプポンプ及び吐出ライン)	MS-3	クラス3	—	C-2
温度検出器（蒸気漏えい早期検知システム）（4号機設備）	2.2.6蒸気影響を緩和する設備 (2.2.6.1蒸気漏えい早期検知システム)	MS-3	—	—	C
温度検出器（蒸気漏えい早期検知システム）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.6蒸気影響を緩和する設備 (2.2.6.1蒸気漏えい早期検知システム)	MS-3	—	—	C
蒸気遮断弁（蒸気漏えい早期検知システム）（3,4号機共用、4号機に設置）	2.2.6蒸気影響を緩和する設備 (2.2.6.1蒸気漏えい早期検知システム)	MS-3	—	—	C
蒸気遮断弁（蒸気漏えい早期検知システム）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.6蒸気影響を緩和する設備 (2.2.6.1蒸気漏えい早期検知システム)	MS-3	—	—	C
検知制御盤（蒸気漏えい早期検知システム）（3,4号機共用、4号機に設置）	2.2.6蒸気影響を緩和する設備 (2.2.6.1蒸気漏えい早期検知システム)	MS-3	—	—	C

表3.1 内部溢水防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
検知制御盤（蒸気漏えい早期検知システム）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.6蒸気影響を緩和する設備 (2.2.6.1蒸気漏えい早期検知システム)	MS-3	—	—	C
検知監視盤（蒸気漏えい早期検知システム）（3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.6蒸気影響を緩和する設備 (2.2.6.1蒸気漏えい早期検知システム)	—	—	—	C
検知監視盤（蒸気漏えい早期検知システム）（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.6蒸気影響を緩和する設備 (2.2.6.1蒸気漏えい早期検知システム)	—	—	—	C
ターミナルエンド部防護カバー（4号機設備）	2.2.6蒸気影響を緩和する設備 (2.2.6.2ターミナルエンド部防護カバー)	MS-3	—	—	C
ターミナルエンド部防護カバー（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.6蒸気影響を緩和する設備 (2.2.6.2ターミナルエンド部防護カバー)	MS-3	—	—	C
貫通部止水処置（4号機設備）	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.7貫通部止水処置)	MS-3	—	—	C-2
貫通部止水処置（3,4号機共用、4号機に設置）	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.7貫通部止水処置)	MS-3	—	—	C-2
貫通部止水処置（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置）	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.7貫通部止水処置)	MS-3	—	—	C-2

設計基準文書 一般事項編
飛散物防護

玄海原子力発電所 4号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）一般事項編のうち、玄海4号機の飛散物防護設計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. 防護設計の概要

設置許可基準規則、技術基準規則、ガイドに基づき、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損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことのないよう、回転機器の飛散防止策、タービンミサイル・配管破損時の影響を防止する対策設備を設ける設計とする。

1.3. 各章の構成

2章においては、飛散物防護設計に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件の考え方を踏まえ、飛散物防護設計に関する各設備について、要求される機能が実機において確保されていることを確認するための判定事項等を整理する。

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
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則	防護設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則を抽出して記載する。
2.2	防護設計要件	2.1 で抽出した規則条文に準拠するための設計要件を記載する。
2.2.1	回転機器飛散物評価	回転機器飛散物評価の方針を記載する。
2.2.2	タービンミサイル評価	タービンミサイル評価の方針を記載する。
2.2.3	配管破損防護評価	配管破損防護評価の方針を記載する。
3	設備の概略仕様	

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則

飛散物防護設計は、以下に示す設置許可基準規則及び技術基準規則に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第十二条 安全施設 5項
- 第四十三条 重大事故等対処設備

[技術基準規則]

- 第十五条 設計基準対象施設の機能 4項
- 第五十四条 重大事故等対処設備

2.2. 防護設計要件

設置許可基準規則第十二条 5項及び四十三条、技術基準規則第十五条 4項及び五十四条に従い、発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護として、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損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。

具体的には、設置許可基準規則、技術基準規則、ガイドに基づき、飛散源を想定し、飛散物防護設計を実施する。

<関連する基準・ガイド等>

- 原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」
- 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998

2.2.1. 回転機器飛散物評価

各飛散源に対して飛散防止対策を実施することで、飛散物とならない設計とする。

誘導電動機を駆動源とする機器は、供給側の電源周波数が一定であることより、負荷（インペラ側の水等）が喪失しても、電流が変動するのみで回転速度は一定を維持し、オーバースピードとならないため、設計上考慮する必要はない。

ディーゼル機関を駆動源とする機器には、各々調速装置及び保護装置として非常調速装置を設ける設計とする。調速装置は、通常運転時の定格回転速度を一定に制御する機能及び事故時等の回転速度上昇を抑制する機能を有しており、事故時等において回転速度が定格回転速度以上に上昇しても、調速装置の機能により非常調速装置が作動する回転速度未満に制御できるように設計する。非常調速装置は、万一、調速装置が機能することなく異常な過回転が生じた場合においても、「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」及び「発電用火力設備の技術基準の解釈」に適合する定格回転速度の 1.16 倍を超えない範囲で作動し機器を自動停止させることにより、本設定値以上のオーバースピードとならない設計とし、オーバースピードに起因する機器の損壊を防止する。

ガスタービンを駆動源とする大容量空冷式発電機には、各々調速装置及び保護装置として非常調速装置を設ける設計とする。調速装置は、通常運転時の定格回転速度を一定に制御する機能及び事故時等の回転速度上昇を抑制する機能を有しており、事故時等において回転速度が定格回転速度以上に上昇しても、調速装置の機能により非常調速装置が作動する回転速度未満に制御できるように設計する。非常調速装置は、万一、調速装置が機能することなく異常な過回転が生じた場合においても、「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」及び「発電用火力設備の技術基準の解釈」に適合する定格回転速度の 1.11 倍を超えない範囲で作動し機器を自動停止させることにより、本設定値以上のオーバースピードとならない設計とし、オーバースピードに起因する機器の損壊を防止する。非常調速装置を設けることによりタービンミサイルが発生するような事故は極めて起こりにくいと考えられる。しかしながら、ガスタービンについては定格回転速度が約 $22,000\text{min}^{-1}$ と非常に高速であることを踏まえ、仮想的にインペラ及びタービンディスクが損壊することを想定し、昭和 52 年 7 月 20 日付け原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」に基づき影響を評価する。

2.2.2. タービンミサイル評価

万タービンの破損を想定した場合でも、タービン羽根、T-G 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。具体的には、タービン発電機の異常振動防止、過速度防止装置の多重化、品質保証活動等により破損事故の発生確率を小さくするとともに、仮想的にタービンミサイルの発生を想定し、防護対象設備となる原子炉冷却材圧力バウンダリ、使用済み燃料ピットに対し、到達する確率が 10^{-7} 年以下となるよう配置上の考慮・対策を行う。

2.2.3. 配管破損防護評価

高温高圧の流体を内包する1次冷却材管、主蒸気管、主給水管については、その破断が安全上重要な施設の機能維持に影響を与えるおそれがあるため、材料選定、強度設計、品質管理に十分な考慮を払う。さらに、これに加えて安全性を高めるために、上記配管については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、安全施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、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プレストレイントを設ける。なお、一次冷却材管については、LBBが適用されるため、破断想定のためは必要はなく、ホイッププレストレイントは不要である。

3. 設備の概略仕様及び確認事項

2章にて整理した飛散物防護に係る設計要件を満足するために期待する飛散物影響を防止する施設の概略仕様を表3.1に以下に示す。

なお、表3.1に示す設備について、改造工事等を実施する際は防護設計要件を満足することを確認する必要がある。

表3.1 飛来物防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
使用済燃料ピット補給用水中ポンプ（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—		SAクラス3	
No. 1, No. 2, No. 3, No. 4, No. 5, No. 6可搬型ディーゼル注入ポンプ（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—		SAクラス3	
取水用水中ポンプ（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—		SAクラス3	
No. 3, No. 4移動式大容量ポンプ車（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—		SAクラス3	
4V-RH-002A, B	2.2.3 配管破損防護評価	—	クラス1	—	S
常設電動注入ポンプ	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—	—	SAクラス2	—

表3.1 飛来物防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—		SAクラス3	
No. 1, No. 2移動式大容量ポンプ車（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—		SAクラス3	
可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—		SAクラス3	
3原子炉冷却系統施設 6 余熱除去設備(7)主配管 弁 4PCV-420,430～弁 4V-RH-002A, B	2.2.3 配管破損防護評価	—	クラス1	SAクラス2	S
代替緊急時対策所空気浄化ファン（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—		—	
大容量空冷式発電機ガスタービン	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—	—	火力技術基準	—

表3.1 飛来物防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
中容量発電機車内燃機関（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—		火力技術基準	
高圧発電機車内燃機関（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—		火力技術基準	
直流電源用発電機内燃機関（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—		火力技術基準	
代替緊急時対策所用発電機内燃機関（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—		火力技術基準	
水中ポンプ用発電機内燃機関（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—		火力技術基準	
使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機内燃機関）（3号機設備、3、4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—		火力技術基準	

表3.1 飛来物防護に関する設備の概略仕様（玄海4号）

機器名称	設計要件(種類)	安全重要度	機器クラス(DB)	機器クラス(SA)	耐震重要度
大容量空冷式発電機用給油ポンプ	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—	—	火力技術基準	—
ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ（重大事故等時のみ3,4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—	火力技術基準	火力技術基準	S
ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ（3号機設備、重大事故等時のみ3,4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—	—	火力技術基準	—
電動消火ポンプ（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—	Non	—	C
ディーゼル消火ポンプ（3号機設備、3,4号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—	Non 火力技術基準	—	C

設計基準文書 土木建築編
建物／土木構築物

玄海原子力発電所 4号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）土木建築編のうち、玄海 4 号機の建物／土木構築物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. 建物／土木構築物の概要

本書では、設計及び工事計画認可申請において評価対象となる建物／土木構築物を対象とする。

対象設備のうち安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「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」、「安全上特に重要な関連機能」、「当該系の支持機能」を有する設備を表 3.1 に示す。（2.2.2.1 参照）

1.3. 章構成と記載事項

2章においては、建物／土木構築物の設計に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される安全機能に関する設計要件を満足するために必要となる建物／土木構築物の概略仕様を表 3.1 に示す。

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の対象システムを明確にする。	
	1.2	建物／土木構築物の概要	建物／土木構築物の主たる機能、安全重要度、並びに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	建物／土木構築物の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則(技術基準規則を含む)等を抽出して記載する。	
	2.2	建物／土木構築物の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則(技術基準規則を含む)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	建物／土木構築物の安全機能に関する設計要件	当該建物／土木構築物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	建物／土木構築物の信頼性に関する設計要件	次の2つの観点で、当該建物／土木構築物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建物／土木構築物に関する設計要件	当該建物／土木構築物の安全重要度を踏まえ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安全機能を記載する。		

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

建物／土木構築物は、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
- 第十二条 安全施設
- 第十六条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
- 第二十二條 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備
- 第二十六条 原子炉制御室等
- 第二十七条 放射性廃棄物の処理施設
- 第二十八条 放射性廃棄物の貯蔵施設
- 第三十条 放射線からの放射線業務従事者の防護
- 第三十二条 原子炉格納施設

[技術基準規則]

- 第二条 定義
- 第四条 設計基準対象施設の地盤
- 第五条 地震による損傷の防止
- 第六条 津波による損傷の防止
- 第七条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第十条 急傾斜地の崩壊の防止
- 第十一条 火災による損傷の防止
- 第十二条 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止
- 第十四条 安全設備
- 第十五条 設計基準対象施設の機能

- 第二十六条 燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備
- 第三十三条 循環設備等
- 第三十八条 原子炉制御室等
- 第三十九条 廃棄物処理設備等
- 第四十条 廃棄物貯蔵設備等
- 第四十一条 放射性物質による汚染の防止
- 第四十二条 生体遮蔽等
- 第四十四条 原子炉格納施設

<関連する基準・ガイド等>

- 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準
- 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
- 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則
- 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

- 原子力発電所の火山影響評価ガイド
- 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
- 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
- 耐震設計に係る工認審査ガイド
- 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド
- 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド
- 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド
- 実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

2.2. 建物／土木構築物の設計要件

2.1で示した建物／土木構築物が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに建物／土木構築物の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第三条については、設計要件を満たす地盤に対象施設を設置済みであることから、対象施設の改造工事等を実施する際に、これらの設計要件が変更されるか否かを確認する必要はないため除く。

① 安全機能に関する設計要件（2.2.1章）

- ・ 第四条 地震による損傷の防止
- ・ 第二十二條 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備
- ・ 第二十六條 原子炉制御室等
- ・ 第三十條 放射線からの放射線業務従事者の防護

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2章）

- ③ 第四条 地震による損傷の防止
- ④ 第五条 津波による損傷の防止
- ⑤ 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- ⑥ 第八条 火災による損傷の防止
- ⑦ 第九条 溢水による損傷の防止
- ⑧ 第十二條 安全施設
- ⑨ 第十六條 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
- ⑩ 第二十七條 放射性廃棄物の処理施設
- ⑪ 第二十八條 放射性廃棄物の貯蔵施設
- ⑫ 第三十二條 原子炉格納施設

2.2.1 建物／土木構築物の安全機能に関する設計要件

建物／土木構築物については、以下の安全機能(要件)が要求される。

なお、本書では、安全機能が要求される建物／土木構築物は、「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」で重要度分類 PS・1、PS・2、MS・1、MS・2 に分類される設備を対象とする。

- 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
- 安全上特に重要な関連機能
- 当該系の支持機能

1) 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

通常運転時、燃料取替時等において、放射線業務従事者等が受ける線量が、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた線量限度を超えないようにするのはもちろん、不必要な放射線被ばくを防止するような遮へいとする。

また、事故時に中央制御室内の運転員等に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、運転員等が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるような遮へいとする。

2) 安全上特に重要な関連機能

設計基準事故時に必要な原子炉補機冷却海水系に使用する海水を取水し、海水ポンプへ導水するための流路を構築するために、取水口、取水管路、取水ピットを設置することで、冷却に必要な海水を確保できる設計とする。

3) 当該系の支持機能

「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」で重要度分類 PS・1、PS・2、MS・1、MS・2 の当該系に分類される構築物、系統及び機器の支持構造物は、当該系の機能を損なうことのないよう設計する。

2.2.2 建物／土木構築物の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建物／土木構築物に関する設計要件

建物／土木構築物については、「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」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、遮へい設備は、『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『放射線の遮へい機能』を有するMS・1に、非常用取水設備は、『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「重要安全施設」に分類される。

また、原子炉格納容器、原子炉周辺建屋及び燃料油貯油そう基礎はPS・2、MS・1、MS・2に分類される構築物、系統及び機器の支持構造物であり、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いけない。（ただし、共用又は相互接続することによって原子炉施設の安全性が向上する場合はこの限りではない。）

この設計構成を維持することが、重要安全施設としての設計要件となる。

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
- 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
- 原子炉格納施設
- 放射性物質による汚染の防止
- その他技術基準規則に関する事項

1) 地震による損傷の防止（耐震）

① 設置許可基準規則に基づく要求

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は、設置許可基準規則第三条及び第四条、技術基準規則第四条及び第五条に従い、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。

対象設備については、表 3.1 に示す通りであり、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（浸水防護）

① 設置許可基準規則に基づく要求

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は、設置許可基準規則第五条に従い、その供用中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、当該設計基準対象施設に大きな影響を与えるおそれがある津波（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、設計基準対象施設が、基準津波によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、遡上への影響要因及び浸水経路等を考慮して、設計時にそれぞれの施設に対して入力津波を設定するとともに津波防護対象設備に対する入力津波の影響を評価し、影響に応じた津波防護対策を講じる設計とする。

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

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は、設置許可基準規則第六条及び技術基準規則第七条に従い、想定される自然事象（地震及び津波を除く）によりその安全機能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、火山及び外部火災を想定し、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。

B) 火山防護

「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。

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。

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

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は、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

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、火災防護上重要な機器等を設置する火災区域及び火災区画に対して、火災防護対策を講じる設計とする。

5) 溢水による損傷の防止（浸水防護）

① 設置許可基準規則に基づく要求

設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設は、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

設計基準対象施設が、発電用原子炉施設内における溢水の発生により、その安全性を損なうおそれがない設計とする。

また、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又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止する設計とする。

6) 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

① 設置許可基準規則に基づく要求

設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設は、設置許可基準規則第十六条に従い、燃料体等の貯蔵施設は、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するもの及び放射性物質の放出を低減するものとしなければならない。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必要がある。

② 設計方針

使用済燃料ピットの壁面及び底部はコンクリート壁による遮へいを有し、使用済燃料の上部は十分な水深を持たせた遮へいにより、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。

使用済燃料ピットは、冷却水の喪失を防止するため十分な耐震性を有する設計とするとともに、冷却水の喪失を引き起こす可能性のあるドレン配管等は設けないようにする。

7) 放射性廃棄物の処理施設

① 設置許可基準規則に基づく要求

設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設は、設置許可基準規則第二十七条に従い、液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、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、及び工場等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るものとする必要がある。

② 設計方針

装置を設置する建屋の床及び壁面が漏えいし難い対策がなされ、独立した区画内に設けるか、周辺に堰等を設け、漏えいの拡大防止対策を講ずる。

また、建屋外に通じる出入口等には堰等を設け、敷地外への管理されない放出を防止する。

8) 放射性廃棄物の汚染拡大防止

① 設置許可基準規則に基づく要求

設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設は、設置許可基準規則第二十八条に従い、放射性廃棄物を貯蔵する設備は、放射性廃棄物が漏えいし難い設計とする必要がある。

② 設計方針

放射性廃棄物貯蔵施設外に通じる出入口又はその周辺部には、堰を施設することにより、流体状の放射性廃棄物が建屋外へ漏えいすることを防止する設計とする。

固体状の放射性物質を貯蔵する設備が設置される発電用原子炉施設は、ドラム缶詰め又はタンク貯蔵による汚染拡大防止措置を講じることにより、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とする。

9) 原子炉格納施設

① 設置許可基準規則に基づく要求

設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設は、設置許可基準規則第三十二条に従い、原子炉格納容器は、想定される最大の圧力、最高の温度及び適切な地震力に十分に耐えることができ、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないものとする必要がある。

② 設計方針

原子炉格納容器は、1次冷却材の配管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される1次冷却材のエネルギーによる事故等の圧力、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、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。

10) 放射性物質による汚染の防止

技術基準規則第四十一条に従い、放射性物質により汚染されるおそれがある人が頻繁に出入りする管理区域内の床面、人が触れるおそれがある高さまでの壁面、手摺、梯子の表面は、平滑にし、放射性物質による汚染を除去し易い設計とする。

3. 設備の仕様及び安全機能

2.2.1 に記載した建物／土木構築物に係る設計要件を達成するために必要となる設備の概略仕様及び安全機能を表 3.1 に示す。

なお、本書で記載する設備について、改造工事等を実施する際は建物／土木構築物の設計要件を満足することを確認する必要がある。

表 3.1 各設備に対する安全機能を受けた判定事項

機器名称	安全機能 (種類)	設備仕様等	安全 重要度	耐震 クラス	判定事項に関連する記載事項			耐震に係る設計要件関連図
					設置許可 添付八	工認 要目表	保安規定	
外部遮蔽	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	【表3.1-1 生体遮蔽装置の仕様（新規制分）】参照	MS-1	S	—	【表3.1-1 生体遮蔽装置の仕様（新規制分）】参照	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施	添付資料3-17-7-3-1「原子炉格納容器（コンクリート部）の耐震計算書」
補助遮蔽 (原子炉周辺棟EL. 3.7m 東壁1、南壁1、天井2) (原子炉周辺棟EL. -5.2m 東壁1、南壁1) (原子炉周辺棟EL. -11.0m 壁)	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	【表3.1-1 生体遮蔽装置の仕様（新規制分）】参照	MS-1	—	—	【表3.1-1 生体遮蔽装置の仕様（新規制分）】参照	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施	添付資料3-16-2「原子炉周辺建屋の耐震計算書」
遮蔽補助 (原子炉周辺棟EL. 11.3m 西壁、東壁、南壁、天井1、天井2) (原子炉周辺棟EL. 3.7m 西壁、南壁3、東壁2、南壁2、天井1) (原子炉周辺棟EL. -5.2m 西壁、南壁3、東壁2、南壁2)	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	【表3.1-1 生体遮蔽装置の仕様（新規制分）】参照	MS-1	B	—	【表3.1-1 生体遮蔽装置の仕様（新規制分）】参照	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施	添付資料3-16-2「原子炉周辺建屋の耐震計算書」
取水口（重大事故等時のみ3,4号機共用）	安全上特に重要な関連機能	【表3.1-4 非常用取水設備の仕様（新規制分）】参照	MS-1	C-3	種類 鋼製円筒管 材料 炭素鋼	【表3.1-4 非常用取水設備の仕様（新規制分）】参照	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施	添付資料3-17-12-2「取水口の耐震計算書」
取水管路（重大事故等時のみ3,4号機共用）	安全上特に重要な関連機能	【表3.1-4 非常用取水設備の仕様（新規制分）】参照	MS-1	C-3	種類 鋼製取水管 材料 炭素鋼	【表3.1-4 非常用取水設備の仕様（新規制分）】参照	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施	添付資料3-17-12-3「取水管路の耐震計算書」
取水ピット（重大事故等時のみ3,4号機共用）	安全上特に重要な関連機能	【表3.1-4 非常用取水設備の仕様（新規制分）】参照	MS-1	C-3	種類 鉄筋コンクリート取水槽 材料 鉄筋コンクリート	【表3.1-4 非常用取水設備の仕様（新規制分）】参照	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施	添付資料3-17-12-4「取水ピットの耐震計算書」
原子炉格納容器	当該系の支持機能	—	MS-1	—	—	—	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施	添付資料3-17-7-3-1「原子炉格納容器（コンクリート部）の耐震計算書」
原子炉周辺建屋	当該系の支持機能	—	MS-1 PS-2 MS-2	—	—	—	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施	添付資料3-16-2「原子炉周辺建屋の耐震計算書」 添付資料3-16-3「原子炉周辺建屋の基礎の耐震計算書」
燃料油貯油そう基礎	当該系の支持機能	—	MS-1	—	—	—	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施	添付資料3-16-6「燃料油貯油そう基礎の耐震計算書」