

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、その旨の注釈をつけることとする。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、鹿児島県薩摩川内市久見崎町の西部に属し、川内川河口の左岸側に位置している。敷地の西側は東支那海に面し、北東から南東方向にかけては標高 100～200m の丘陵地帯となっている。

発電用原子炉設置地点は、これらの丘陵と海岸の間の標高約 7 m の平地で、主として堆積岩層から構成されている。

敷地の面積は、約 145 万 m^2 である。

地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設（以下「耐震重要施設」という。）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。

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。

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

原子炉本体は、敷地中央部の海岸側に設置する。排気口は、原子炉格納施設上部に設置する。復水器冷却水の取水口は、北側及び南側に設ける防波堤の内側に、また、放水口は、南側防波堤の外側に設置する。発電所用淡水は、宮山池から取水する。純水装置に送るための原水タンクは、宮山池の北側に設置する。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、常設重大事故等対処設備とは異なる場所、かつ、原子炉建屋から100m以上の離隔距離を確保した場所に複数箇所に分散して保管する。また、外部起因事象として地震及び津波被害を考慮し複数のアクセスルートを選定する。

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。

原子炉本体の中心から、発電所敷地境界までの距離は、ほぼ海岸線に沿った北北東方向で約930m、南南西方向で約630m、海岸線にほぼ直角な東南東方向で約920mであり、また、最短距離はほぼ南南東方向約560m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、各種の安全防護設備等からなるが、各設備は、原則、原子炉格納施設、原子炉補助建屋、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施設は、鋼及び鉄筋コンクリート造りとし、また、原子炉補助建屋は、鉄筋コンクリート造りとする。敷地の整地面は、標高13m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5mの敷地に設置する。

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」並びに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、「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」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クラス及び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クラスの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に対して十分な余裕を有するように、機器・配管系については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能を保持できるように設計する。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。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、敷地における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図及び第1.3.1-2図に、時刻歴波形を第1.3.1-3図及び第1.3.1-4図に示す。解放基盤表面は、S波速度が0.7km/s以上となっていることから、原子炉格納施設基礎設置位置のEL.-18.5m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. 耐震重要施設が、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、耐震重要施設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)、(c)及び(d)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ピット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

(b) 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

(c) 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

(d) 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

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に対して十分な余裕を有するように、機器・配管系については、塑性ひずみが生じる場合であっても、

その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能を保持できるように設計する。

- 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

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、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。

- 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

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に対して十分な余裕を有するように、機器・配管系については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能を保持できるように設計する。

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のうち、免震構造を採用する施設（以下「免震構造施設」という。）を設置する場合の、免震構造施設を対象とした基準地震動（以下「免震構造施設設計用基準地震動」という。）は、施設の周波数特性に着目して地震動評価を実施し策定する。

免震構造施設設計用基準地震動は、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。策定した免震構造施設設計用基準地震動の応答スペクトルを第1.3.1-5図及び第1.3.1-6図に、時刻歴波形を第1.3.1-7図に示す。解放基盤表面は、S波速度が0.7km/s以上となっていることから、原子炉格納施設基礎設置位置のEL. -18.5mとする。

e. 可搬型重大事故等対処設備

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. 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、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に設計する。

h. 上記b. 及びd. の施設が、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、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。また、上記e. の設備については、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な保管がなされていることを併せて確認する。

(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動的地震力又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ついては、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、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等の関連する設備等は、防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1に記載する。
- b. 特定重大事故等対処施設に適用する動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。
- c. 特定重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物は、基準地震動による地震力に対して、

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ように設計する。

- 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、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1.3.1-8図に、時刻歴波形を第1.3.1-9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の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（海水ポンプエリアを除く。）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。また、海水ポンプエリアについては基準津波による遡上波が到達する可能性があるため、津波防護施設及び浸水防止設備を設置し、津波の流入を防止する設計とする。
 - (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. a、bに規定するものの他、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、海水ポンプについては、基準津波による取水ピット水位の低下に対して、海水ポンプ取水可能水位を下回る可能性があるため、貯留堰の設置及び大津波警報発令時の循環水ポンプ停止運用により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 1.3.1-8 図に、時刻歴波形を第 1.3.1-9 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、津波監視設備の津波から防護する設備を「重大事故等対処施設の津波防護対象設備」とする。

- 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の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（海水ポンプエリアを除く。）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。また、海水ポンプエリアについては基準津波による遡上波が到達する可能性があるため、津波防護施設及び浸水防止設備を設置し、津波の流入を防止する設計とする。

- (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. a、bに規定するものの他、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 1.3.1-8 図に、時刻歴波形を第 1.3.1-9 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の津波から防護する設備を「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を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) 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) 上記 (b) 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。

(d) 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. aに規定するものの他、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、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。

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」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」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」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、高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）又はそ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。

また、自然現象の組合せにおいては、風（台風）、積雪及び火山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を、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）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害により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。

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、竜巻が発生した場合においても安全機能を損なわないよう、最大風速 100m/s の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、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設計荷重に対して、安全施設の安全機能、あるいは竜巻防護施設を内包する区画の構造健全性を確保する等により、安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設は、過去の竜巻被害の状況及び川内原子力発電所のプラント配置から想定される竜巻随伴事象に対して、安全機能を損なわない設計とする。

竜巻対策として、資機材等の設置状況を踏まえ、飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギー及び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、重量 135kg、飛来時の水平速度 57m/s、飛来時の鉛直速度 38m/s) よりも大きなものの固縛や竜巻襲来が予想される場合の車両の退避等の飛来物発生防止対策、並びに竜巻防護ネットや防護壁等による竜巻防護対策を行う。

(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、層厚 15cm の降下火砕物を設定し、その直接的影響である降下火砕物の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容易に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及び換気系、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）及び換気系、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系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、計装盤の絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する計装盤の設置場所の換気空調系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等によって、安全機能を損なわないようにする。

また、安全施設は、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、清掃、ストレーナの清掃、中央制御室・安全補機開閉器室の換気空調系の閉回路循環運転、降下火砕物による静的負荷や腐食等の影響に対する保守計画に基づいた適切な保守管理、点検、必要に応じた補修の実施等により安全機能を損なわない設計とする。

さらに、安全施設は、降下火砕物の間接的影響である長期（7日間）の外部電源喪失及び発電所外の交通の途絶の発生に対し、原子炉及び使用済燃料ピットの安全性を損なわないようにディーゼル発電機により7日間の電源供給が継続できる設計とし、さらに発電所内の交通の途絶が発生しても、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については、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より求めた最大火線強度から設定した防火帯（約20m）を敷地内に設けた設計とする。

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を確保することで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

人為によるものとして、想定される近隣の産業施設の火

災及び爆発については、離隔距離を確保することで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存在する危険物タンクの火災及び航空機墜落による火災については、離隔距離の確保及び障壁（鋼板及び保温材より構成）の設置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、屋外施設の温度を許容温度以下とすること及び二次的影響については、換気空調系統等に対し、ばい煙及び有毒ガスの侵入を防止するため、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、以下の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、以下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等の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ほか、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、建屋内の変圧器及び遮断器の絶縁材料、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し、

不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料又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、若しくは、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又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。

(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合せて設置する設計とする。火災感知設備は、外部電源喪失時においても火災の感知が可能なように電源確保を行い、中央制御室で常時監視できる設計とする。

(c-3-2) 消火設備

安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画で、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となるところには、手動操作による固定式消火設備である全域ハロン消火設備又は自動消火設備である全域ハロン自動消火設備等を設置し消火を行う設計とするとともに、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、飲料水系と共用しない等の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、操作スイッチの隔離等による分離対策、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、消火要員による早期の手動消火活動、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、発電用原子炉施設内の火災によっても、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」のほか、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、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する。

ここで、これらの機能を維持するために必要な設備を、以下「防護対象設備」という。

なお、発電用原子炉施設内における溢水として、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り発生した溢水を考慮する。

溢水の影響評価では、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
- ・ 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

発生を想定するこれらの溢水に対し、浸水防護や検知機能等によって、防護対象設備が没水、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とする。

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た評価条件として設定する。

溢水の影響評価において、溢水影響を軽減することを期待する壁、扉、堰等の浸水防護設備、床ドレンライン、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。

なお、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、中央制御室は原子炉補助建屋（耐震 S クラス）内に設置し、放射線防護措置（遮へい及び換気空調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、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とする。

設計基準事故が発生した場合に用いる照明として専用の無停電電源装置あるいは内蔵電池等の電源を備える作業用照明を設ける設計とする。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

時間的余裕がある場合には、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、重要度の特に高い系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、もしくは長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とするアニュラス空気浄化設備の排気ダクトの一部並びに安全補機室排気設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、当該設備に要求される格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が単一故障によって喪失しても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、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、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とするとともに、設計基準事故時の当該作業期間においても、被ばくを可能な限り低く抑えるよう

考慮する。

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ができ、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることが

できるなど、安全性が向上するため、居住性に配慮した設計とする。

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。

安全施設において、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。補助蒸気連絡ライン（高圧・低圧）は1号炉及び2号炉の補助蒸気配管を相互接続するものの、通常は連絡弁を施錠閉とすることにより物理的に分離されることから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡時においても、1号炉及び2号炉における補助蒸気の圧力等は同じとし、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」及び「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時対策設備

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の確保の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熔融せず、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とともに、使用済燃料ピット周辺の設備状況等を踏まえて、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。

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、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れ出した場合において、水の漏れを検知することができる設計とする。

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とともに、クレーンはワイヤ2重化、フック部外れ止め及び動力電源喪失時保持機能を有しクレーン等安全規則に基づく点検等の落下防止対策を行う設計とする。

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温度、水位及び放射線量を監視することができる設計とする。

(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。

(一) 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。

(二) 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。

(三) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、(二)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。

(四) 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(一)に準ずる。

(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

なお、通常運転時閉、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(三)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、原子炉圧力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。

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。

安全保護系のデジタル計算機は、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、及び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述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圧力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な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FAX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設計とする。

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

(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流体状の放射性廃棄物が漏えいすることが防止でき、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、固体状の放射性物質を貯蔵する設備を設けるものにあつては、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、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。

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

(z) 監視設備

発電用原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室に表示及び緊急時対策棟（指揮所）内に設置する緊急時対策所（以下「緊急時対策所（指揮所）」という。）又は緊急時対策棟内に設置する緊急時対策所（以下「緊急時対策所（緊急時対策棟内）」という。）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及びモニタリングポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し、電源切り替え時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタリングステーション及びモニタリングポストから中央制御室までのデ

ータ伝送系及び緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）までのデータ伝送系は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、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及び温度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。

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ために、フェライト系鋼材で製作する部分に対しては、材料の選択、設計、製作、運転に注意し、鋼材の切欠じん性を確認する。

原子炉格納容器本体及び貫通部等は、最低使用温度より 17deg

以上低い温度で衝撃試験を行い規定値を満足した材料を使用する。

耐圧部材料のうち、板材は原子力発電用炭素鋼圧延鋼板4種を、管材は、JIS-G-3460 低温配管用鋼管相当品を使用する。

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。

主要な配管系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。

原子炉格納容器の自動隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に近接して設ける設計とする。

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、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、原子炉格納容器の外側又は内側に少なくとも1個の自動隔離弁を設け、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。

原子炉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事故時の原子炉格納容器内圧力及び温度を速やかに下げ、かつ原子炉格納容器の内圧を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。

原子炉格納容器スプレイ設備は、外部電源喪失の状態、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、また再循環モード以降の期間は、動的機器の単一故障又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、多重性及び独立性を有する設計とする。

原子炉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ように設計する。

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ように設計する。

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内の熱除去系として作動するとともに、よう素吸収効果を持つ添加剤により、原子炉格納容器内のよう素濃度を低減できる機能を持った設計とする。

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、水素濃度の上昇割合はきわめて緩慢である。水素濃度が可燃限界に達するまでに原子炉格納容器の健全性を維持するのに必要な処置を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た場合は、変圧器や母線での電路の開放時は、保護継電器にて自動検知でき、検知した場合は自動で故障箇所の隔離又は非常用母線の受電切替ができる設計とする。また送電線での電路の開放時は、保護装置による常時監視あるいは電流計指示値の確認を実施し、検知した場合は遮断器操作による故障箇所の隔離又は非常用母線の受電切替を行うことによって、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、タンクローリの故障、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4台以上（1号及び2号炉共用）を配備する。

配備するタンクローリのうち、1台については、竜巻時においても風圧、飛来物等に対して十分な耐性をもつ車庫を備えた設計とする。

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設置する設計とする。

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、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）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、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所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。

緊急時対策所を設置する緊急時対策棟は、緊急時対策棟（指揮所）及び緊急時対策棟（休憩所）で構成する。

緊急時対策棟の設置工事において、緊急時対策棟（指揮所）と緊急時対策棟（休憩所）を接続する工事期間中は、緊急時対策所を代替緊急時対策所（平成26年9月10日付け原規規発第1409102号をもって許可されたもの。以下同じ。）から緊急時対策棟（指揮所）内に移設し、緊急時対策所機能を確保する。

代替緊急時対策所は、その機能に係る設備を含め、必要な手続きを行った後、機能を緊急時対策所（指揮所）に移行する。緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）において引き続き使用する設備を除き、本移行をもって代替緊急時対策所の機能を廃止するが、緊急時対策所（緊急時対策棟内）において緊急時対策棟（休憩所）として使用する。

緊急時対策所（指揮所）と緊急時対策棟（休憩所）を合わせた緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、その機能に係る設備を含め、必要な手続きを行った後、緊急時対策所としての機能を持たせる。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）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

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、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）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（指揮所）への機能の移行をもって廃止する。

(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における発電用原子炉内の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も、原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な放出を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

(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 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 a. 設計基準対象施設(c-1-3)火災防護計画」に定める。

(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ほか、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、建屋内の変圧器及び遮断器の絶縁材料、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し、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料又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、若しくは、当該施設の機能を確保するために必要な不燃性材料又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。

(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、竜巻防護ネットの設置、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合せて設置する設計とする。火災感知設備は、全交流動力電源喪失時においても火災の感知が可能なように電源確保を行い、中央制御室で常時監視できる設計とする。

(b-3-2) 消火設備

重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画で、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となるところには、手動操作による固定式消火設備である全域ハロン消火設備又は自動消火設備である全域ハロン自動消火設備等を設置し消火を行う設計とするとともに、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、飲料水系と共用しない等の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、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」のほか、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、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系を考慮する。

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

地震、津波以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山による荷重の組合せを考慮する。地震、津波を含む自然現象の組合せについては、それぞれ「(1)(ii)重大事故等対処施設の耐震設計」及び「(2)(ii)重大事故等対処施設に対する耐津波設計」にて考慮する。

外部人為事象については、近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。

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の防止が図られた設計とする。

重大事故緩和設備についても、可能な限り多様性を考慮する。

(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、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち計装設備について、重要代替パラメータ（当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器を除く。）による推定は、重要な監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とすることで、重要な監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替パラメータは重要な監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

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、荷重及び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波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。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、「(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。地震、津波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及び使用済燃料ピット水浄化冷却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と位置的分散を図り、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。

風(台風)、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発(飛来物を含む。)、航空機墜落による火災、火災の二次的影響(ばい煙及び有毒ガス)、輸送車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して屋内の常設重大事故防止設備は、建屋内に設置する。屋外の常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等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を防護するとともに、設計基準事故対処設備と位置的分散を図り設置する。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安全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、くらげ等の海洋生物に対して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（非常用取水設備を除く。）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）に対して常設重大事故防止設備は、原則として建屋内に設置する。常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等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と位置的分散を図り設置する。

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。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、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。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とし、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段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と可能な限り異なる水源を持つ設計とする。

(c-1-1-2) 可搬型重大事故等対処設備

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の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、独立性、位置的分散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。

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、荷重及び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波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」に基づき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ず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を受け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。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及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等並びに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、溢水量による溢水水位を考慮した高所に保管する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物を含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、輸送車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、建屋内に保管する。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及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等並びに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を防護するとともに、設計基準事故対処設備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。生物学的事象のうち、くらげ等の海洋生物に対して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）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可搬型重大事故等対処設備は、原則として建屋内に保管する。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及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋及び屋外の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、又は屋外の設計基準事故対処設備から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、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。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、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。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、可搬型重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とし、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。

(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、建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離を

もって複数箇所設置する。

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、荷重及び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（以下「屋内」という。）に設置する場合は異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所、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について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波障害に対しては、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して屋内に設置する場合は、「イ.(1)敷地の面積及び形状」に基づく地盤上に、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、地震により生ず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について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、溢水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」に基づく設計とし、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。屋内に設置する場合は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接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路について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、近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物を含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、輸送車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して屋内に設置する場合は、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、接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路について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安全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。

飛来物（航空機落下）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、損傷状況を考慮して屋内に設置する場合は異なる建屋面の適切な離隔距離を確保した位置に複数箇所に設置する。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について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。

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。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事

象のうち、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、計測制御回路がないことから影響を受けない。

ただし、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却は、補助給水ポンプへの給水源となる復水タンクの補給により行うが、復水タンク補給用水中ポンプを用いた復水タンクの補給は、その接続口を適切な離隔距離をもって複数箇所設置することができないことから、別の機能である A、B 海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの海水の直接給水により行うため、復水タンクの補給のための接続口と復水タンクから原子炉補助建屋までの経路と、海水ポンプと海水ポンプから地中の配管ダクトまでの経路は、適切な離隔距離を確保した上で独立した経路として設計する。代替炉心注入としての水源である燃料取替用水タンク及び復水タンクは、壁により分離された位置に設置することで位置的分散を図っているが、原子炉補助建屋までの経路を含めて十分な離隔距離を確保できないことから、別手段として可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行うため、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプの接続箇所は、復水タンク及び燃料取替用水タンクと十分な離隔距離を確保するとともに、原子炉補助建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。

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（設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。）に対して悪影響を及ぼさないよう、以下の措置を講じた設計とする。

他の設備への悪影響としては、他設備への系統的な影響、同一設備の機能的な影響、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。

他設備への系統的な影響（電氣的な影響を含む。）に対しては、重大事故等対処設備は、他の設備に悪影響を及ぼさないように、弁の閉止等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離をすること、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をすること、又は他の設備から独立して単独で使用可能なこと、並びに通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成をすることにより、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、含まない系統を分離する場合は、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、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フレキシブル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。

同一設備の機能的な影響に対しては、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、地震により他設備に悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源、溢水源とならないように、耐震設計を行うとともに、可搬型重大事故等対処設備は、設置場所での固縛等による固定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、他設備に悪影響を与えない設計とする。放水砲による建屋への放水により、屋外の設計基準事故対処設備及び重大事故等対処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建屋内に設置又は保管することで、他設備に悪影響を及ぼさ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、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、固縛の

措置をとり、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機器、高速回転機器の破損、ガス爆発及び重量機器の落下を考慮する。重大事故等対処設備としては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、爆発性ガスを内包する機器、落下を考慮すべき重量機器はないが、高速回転機器については、飛散物とならない設計とする。

(c-1-3) 共用の禁止

常設重大事故等対処設備の各機器については、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、共用対象の施設毎に要求される技術的要件（安全機能）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、さら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。

共用する設備は、事故後サンプリング設備の一部、非常用取水設備、号炉間電力融通ケーブル、他号炉のディーゼル発電機（燃料油貯油そう含む。）、中央制御室、中央制御室遮へい、中央制御室の換気空調系、モニタリングステーション、モニタリングポスト、緊急時対策所及び通信連絡設備である。

事故後サンプリング設備の一部は、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、管理区域内の移動をなくして作業時間の短縮を

図り作業員の安全性の向上が図れることから、1号炉及び2号炉で共用する設計とする。

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、1号炉及び2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。

非常用取水設備である、取水口、取水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、1号炉及び2号炉で共用する設計とする。

これらの設備は容量に制限がなく1号炉及び2号炉に必要な取水容量を十分に有しているが、共用により悪影響を及ぼさないよう引き波時においても貯留堰により1号炉及び2号炉に必要な海水を確保する設計とする。

なお、取水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1号炉及び2号炉共用とする。

号炉間電力融通ケーブル又は予備ケーブル（号炉間電力融通用）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、号炉間電力融通ケーブルを手動で1号炉及び2号炉の非常用高圧母線の遮断器へ接続し、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、1号炉及び2号炉で共用する設計とする。

これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、重大事故等発生時以外、号炉間電力融通ケーブル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1号炉及び2号炉共用とする。

中央制御室及び中央制御室遮へいは、プラントの状況に応じた運転員の相互融通などを考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。スペースの共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む）をすることで安全性の向上が図れるため、1号炉及び2号炉で共用する設計とする。

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

中央制御室の換気空調系は、重大事故等時において中央制御

室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットを電源復旧し使用するが、共用により自号炉の系統だけでなく他号炉の系統も使用することで安全性の向上が図れることから、1号炉及び2号炉で共用する設計とする。

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

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、発電所全体としての放射線量の状況について、一元的な管理をすることで、総合的な判断に資することができ、安全性の向上が図れることから、1号炉及び2号炉で共用する設計とする。

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。

緊急時対策所（指揮所）は、事故対応において1号炉及び2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（緊急時対策所（指揮所））、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、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプ、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDSデータ表示装置及び通信連絡設備を設置する。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、1号炉及び2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、号炉の区別なく使用でき、更にプラントパラメータは、号炉毎に表示・監視できる設計とする。また、緊急時対策所（指揮所）の通信連絡設備は、1号炉及び2号炉各々に必要な容量を確保するとともに、号炉の区別なく通信連絡できるよう設計されているため、共用により悪影響を及ぼさない。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、事故対応において1号炉及び2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（緊急時対策所（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、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプ、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDSデータ表示装置及び通信連絡設備を設置する。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、1号炉及び2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、号炉の区別なく使用でき、更にプラントパラメータは、号炉毎に表示・監視できる設計とする。また、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡設備は、1号炉及び2号炉各々に必要な容量を確保するとともに、号炉の区別なく通信連絡できるよう設計されているため、共用により悪影響を及ぼさない。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）

を除く通信連絡設備は、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、1号炉及び2号炉で共用する設計とする。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）を除く通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、1号炉及び2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。

（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、これらの系統の組み合わせにより達成する。

「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁放出流量及び発電機容量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。

事故対応手段の系統設計において、常設重大事故等対処設備のうち異なる目的を持つ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については、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については、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、これらの系統の組み合わせにより達成する。

「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、発電機容量、蓄電容量及びポンベ容量、計装設備の計測範囲とする。

可搬型重大事故等対処設備の容量等は、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。これを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電源設備及び注水設備は、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直流電源設備、可搬型バッテリー及び可搬型ポンペ等は、1負荷当たり1セットに、発電所全体で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加えた容量等を確保する。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については、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップを考慮する。

(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、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（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、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁波による影響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環境圧力を踏ま

えた圧力、温度、機械的荷重に加えて、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。

地震以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山による荷重の組合せを考慮する。地震を含む自然現象の組合せについては、「(1)(ii)重大事故等対処施設の耐震設計」にて考慮する。

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、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、以下の設備分類毎に、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。操作は中央制御室から可能な設計とする。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、原子炉補助建屋内、燃料取扱建屋内、緊急時対策棟（指揮所）内及び緊急時対策棟内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＋破損蒸気発生器隔離失敗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（フロア）又は離れた場所から若しく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。操作は中央制御室から可能な設計又は設置場所で可能な設計とするか、人が携行して使用可能な設計とする。また、地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山灰による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、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。ただし、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。使用時に海水を通水する又は淡水若しくは海水から選択可能な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、宮山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。

電磁波による影響に対しては、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。

また、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設

備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災、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、常設重大事故等対処設備は、想定される溢水水位よりも高所に設置し、可搬型重大事故等対処設備は、必要により想定される溢水水位よりも高所に保管する。

(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選定し、設置場所で操作可能な設計とする。

放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮へいの設置により設置場所で操作可能な設計とするか、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）又は離れた場所から遠隔で、若しく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が、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮へいの設置により、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

(c-4-1) 操作性の確保

(c-4-1-1) 操作の確実性

想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備を確実に操作できるように、手順書の整備、訓練・教育による実操作及び模擬操作を行う。

手順に定めた操作を確実なものとするため、操作環境として、重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする。(「(c-3)環境条件等」) 操作するすべての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は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。

操作準備として、一般的に用いられる工具又は取付金具を用いて、確実に作業ができる設計とする。専用工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備の運搬、設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、設置場所にてアウトリガの設置又は固縛等により固定できる設計とする。

操作内容として、現場操作については、現場の操作スイッチは、運転員の操作性及び人間工学的観点を考慮した設計とし、現場での操作が可能な設計とする。また、電源操作は、感電防止のため電源の露出部への近接防止を考慮した設計

とし、操作に際しては手順通りの操作でなければ接続できない構造の設計としている。現場で操作を行う弁は、手動操作が可能な弁を設置する。現場での接続作業は、ボルト締めフランジ、コネクタ構造又はより簡便な接続規格等、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する等操作が確実に行える設計とする。また、重大事故等に対処するために急速な手動操作を必要とする機器、弁の操作は、要求時間内に達成できるように中央制御室設置の制御盤での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性及び人間工学的観点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を含めて通常時に使用する系統から系統構成を変更する必要がある設備は、速やかに切替操作可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

(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、ケーブルは種別によって規格の統一を考慮したコネクタ又はより簡便な接続規格等を、配管は配管径や内部流体の圧力によって、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より簡便な接続規格等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1号

炉及び2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は同口径のフランジ接続とする等、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。

屋内及び屋外において、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。）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、高潮及び森林火災を考慮し、外部人為事象に対して近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。

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。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、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、屋外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、道路面のすべり）、その他自然現象による影響（津波による漂着物、台風及び竜巻による飛来物、積雪、降灰）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1台（予備1台）保管、使用する。また、地震による宮山池と屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。

津波の影響については、基準津波による遡上高さに対して、十分余裕を見た防護堤以上の高さにアクセスルートを確保する設計とする。また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する設計とする。自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突及び飛来物（航空機落下）に対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。

落雷に対しては避雷設備が必要となる箇所に設定しない設計とする。生物学的事象に対しては容易に排除可能なことから影響を受けない。

屋外アクセスルートは、基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールロードによる崩壊箇所の仮復旧を行い通行性を確保する設計とする。

アクセスルートの地盤については、基準地震動による地震力に対して、耐震裕度を有する地盤に設定することで通行性を確保する設計とする、又は、耐震裕度の低い地盤に設定する場合は、道路面のすべりによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールロードによる崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する設計とする。不等沈下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設計とする。さらに、地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる設計とする。

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、降灰、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（近隣産業施設の火災・爆発、航空機墜落による火災、火災の二次的影響、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下））に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。

(c-4-2) 試験・検査等

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（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるように、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、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とともに非破壊検査が必要な設備については、試験装置を設置できる設計とする。

これらの試験及び検査については、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査、溶接安全管理検査の法定検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。

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

発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、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、この限りとしない設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては、その健全性並びに多様性及び多重性を確認するため、各々が独立して試

験又は検査ができる設計とする。

運転中における安全保護系に準じる設備である、多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）においては、重大事故等対処設備としての多重性を有さないため、実施中に機能自体の維持はできないが、原則として運転中に定期的に健全性を確認するための試験ができる設計とするとともに、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。

代替電源設備及び可搬型のポンプを駆動するための電源は、システム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・強度を確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則分解・開放（非破壊検査含む。）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（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

(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及び保管する。

(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。

(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当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(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。

(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、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中の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（非常用のもの含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータにより、検討した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するための設備を設置又は保管する。

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火災区域として設定する。

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、火災区域として設定する。

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、建屋内の変圧器及び遮断器の絶縁材料、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し、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料又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、若しくは、当該施設の機能を確保するために必要な不燃性材料又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。

(a-2-3) 落雷、地震等の自然現象による火災の発生防止

特重設備は、落雷によって、火災が発生しないように、建屋等に避雷設備を設置する設計とし、地震によって、火災が発生しないように、耐震重要度分類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、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」にしたがった耐震設計、森林火災によって、火災が発生しないように、防火帯による防護又は地中トレンチ内への設置等により、自然現象による火災が発生することを防止する設計とする。

(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) 悪影響の防止

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

特重設備は、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に原子炉格納容器の破損を防止する目的を果たすために、事故対応手段として機能別に設計を行う。発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの7日間にわたっての原子炉格納容器の破損防止は、これらの機能の組合せにより達成する。

特重設備は、1号炉及び2号炉の同時被災を考慮しても対応できるように、1号炉及び2号炉の号炉ごとに必要な容量を有した設備を特定重大事故等対処施設内に設置するとともに必要

な容量を貯蔵する設計とする。

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

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

特重設備のみの系統及び機器を使用するものについては、機能の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

(b-3) 環境条件等

(b-3-1) 環境条件

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) 操作の確保

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を含めて通常時に使用する系統から系統構成を変更する必要がある設備は、速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

(b-4-2) 試験・検査等

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（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるように、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、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とともに非破壊検査が必要な設備については、試験装置を設置できる設計とする。

これらの試験及び検査については、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を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検及び日常点検の保守点検内容を考慮した設計とする。

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

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、その健全性並びに多重性又は多様性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

構造・強度又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則、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、炉心支持構造物、原子炉容器等から構成する。

原子炉容器の外側には、放射線遮蔽壁を設ける。

(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クラスタ案内シムブルに挿入する。燃料集合体を下部炉心板の上に配列し、その荷重を下部炉心支持板及び炉心槽により原子炉容器のフランジで支持する。

1次冷却材であり、また、減速材でもある軽水は、1次冷却材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、1次冷却材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 3.0m

炉心有効高さ 約 3.7m

(ii) 燃料体の最大挿入量

燃料集合体の体数 157

炉心全ウラン量 約74t

(iii) 主要な核的制限値

発電用原子炉を安全かつ安定に制御することを目的として、次のような核的制限値を設定する。

なお、発電用原子炉は高温状態以外で臨界としない設計とする。

a. 反応度停止余裕

最大反応度値を有する制御棒クラスタ 1 本が、全引抜位置のまま挿入できない場合でも、以下に示す反応度停止余裕を有する設計とする。

高温停止状態 $0.018 \Delta K / K$

低温停止状態 $0.010 \Delta K / K$

b. 制御棒クラスタによる最大反応度添加率

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

c. 制御棒クラスタの最大反応度値

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

高温全出力時 $0.0015 \Delta K / K$

高温零出力時 $0.010 \Delta K / K$

d. 減速材温度係数及びドプラ係数

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

(iv) 主要な熱的制限値

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

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

(2) 燃料体

(i) 燃料材の種類

二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む。）

ウラン235濃縮度

初装荷燃料	第1領域	約2.1wt%
	第2領域	約2.6wt%
	第3領域	約3.1wt%

取替燃料 約4.8wt%以下

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

ただし、	第4領域	約3.2wt%
	第5～第9領域	約3.4wt%
	第10～第21領域	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97%

（ガドリニア入り燃料については、理論密度の約96%）

ただし、第1～第21領域 理論密度の約95%

(ii) 燃料被覆材の種類

- ・ジルカロイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金

- ・ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金

ただし、第1～第21領域燃料については、ジルカロイ-4

(iii) 燃料要素の構造

a. 構造

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

b. 主要寸法

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

(iv) 燃料集合体の構造

a. 構造

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

燃料集合体は、発電用原子炉の使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計とする。また、燃料集合体は輸送及び取扱中に過度の変形を生じない設計とする。

b. 主要仕様

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

(v) 最高燃焼度

燃料集合体最高燃焼度	55,000MWd/t
ただし、第1～第9領域	39,000MWd/t
第10～第21領域	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底部を付した鋼製容器に、半球形の鋼製上部ふたをボルト締めする構造であり、1次冷却材出入口ノズル等を取り付ける。

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権威ある規格を援用する。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 4.0m
全高（内のり）	約12.1m
最小肉厚	約 126mm（下部半球鏡部）

c. 材 料

母 材 低合金鋼（原子力発電用マンガン・モリブデン・
ニッケル鋼板 2 種相当品及び原子力発電用鍛鋼
品 3 種相当品）

肉 盛 り ステンレス鋼

d. 主要ノズル取付位置

1 次冷却材入口ノズル 胴上部 3 箇所

1 次冷却材出口ノズル 胴上部 3 箇所

e. 支持方法

1 次冷却材出入口ノズル下部に取り付けた支持金具により、
原子炉容器周囲のコンクリート壁に支持する。

f. 脆性破壊に対する考慮

原子炉容器は、脆性破壊防止の観点から最低使用温度を確認
し、適切な温度で使用する。なお、中性子照射による脆性遷移
温度の変化を監視するため、原子炉容器内に監視試験片を挿入
する。

(ii) 最高使用圧力及び最高使用温度

圧 力 175kg / cm² G

温 度 343℃

(5) 放射線遮蔽体の構造

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

発電所周辺的一般公衆及び発電所従業員が受けると予想される
放射線被曝線量が、「原子炉等規制法」に規定される許容量を十
分下回るように遮蔽設計を行う。

(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

- (i) 核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は次のものから構成し、安全に燃料の取扱いができる構造とする。

燃料取替装置	一式
燃料移送装置	一式
除染装置	一式

- (ii) 新燃料は、燃料取扱建家内の新燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、又は直接原子炉格納容器機器搬入口を経て、原子炉格納施設内に搬入する。燃料取替は、原子炉上部のキャビティに水張りし、水中で燃料取扱設備を用いて行う。

使用済燃料は、燃料取扱設備により水中で燃料取扱建家内へ運び、同建家内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する。なお、使用済燃料の所外への搬出には、輸送容器を使用する。

(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、燃料取扱建屋内に設置する。

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82%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は、使用済燃料及び新燃料をほう酸水中の使用済燃料ラックに挿入して貯蔵する鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽（使用済燃料ピット）であり、燃料取扱建屋内に設ける。

使用済燃料ピットは、使用済燃料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建屋内の放射線量率を監視する設備等を設け、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、燃料集合体の取扱中の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。

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

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいにより使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、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おいてスプレイや蒸気条件においても臨界を防止できる設計とする。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約1,190%相当分

(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を設け、使用済燃料から発生する崩壊熱の除去を行うの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

台数	3
容量	約 430m ³ /h（1台当たり）

b. 使用済燃料ピット冷却器

基数	3
伝熱容量	約 3.0MW（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当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい

損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

- a. 使用済燃料ピット水位の低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の冷却、放射線の遮へい及び臨界防止

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集合体等を冷却し、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、遮へい必要水位以下に水位が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイフォンブレーカを設ける設計とする。使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮へい必要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。

なお、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、純水冠水状態で未臨界を維持できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水タンク、2次系補給水ポンプ及び2次系純水タンクの故障等により使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管の破損等により使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）として、中間受槽を水源とし、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポン

プ用発電機を駆動源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、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使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。

- b. 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出低減

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、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おいて、スプレーや蒸気条件においても未臨界を維持できることにより臨界を防止し、燃料損傷時に使用済燃料ピット全面にスプレーすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）を設ける。

可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）として、中間受槽を水源とした可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプは、可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレーヘッドを介して使用済燃料ピットへスプレーを行う設計とする。

- c. 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、燃料損傷時に燃料取扱建屋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放水設備（使用済燃料ピットへの放水）を設ける。

放水設備（使用済燃料ピットへの放水）として、放水砲は、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することにより、燃料取扱建屋に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

d. 使用済燃料ピットに係るパラメータの監視

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以下のパラメータを計測する計測設備（使用済燃料ピットの監視）を設ける。

使用済燃料ピット水位（SA）、使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度（SA）及び使用済燃料ピット周辺線量率は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。使用済燃料ピットに係る重大事故等時の使用済燃料ピットの状態を監視カメラにより監視できる設計とする。

これらの設備は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である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、あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所間での関係性を把握し、測定結果の傾向を確認することで、使用済燃料ピッ

ト区域の空間線量率を推定できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率は、「チ.(1)(i)放射線監視設備」に記載する。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(iv)代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

使用済燃料ピット水位 (SA)

個 数 2

使用済燃料ピット温度 (SA)

個 数 2

使用済燃料ピット状態監視カメラ

個 数 2

[可搬型重大事故等対処設備]

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ (1号及び2号炉共用)

台 数 4 (予備2)

容 量 約 30m³/h (1台当たり)

揚 程 約 28m

使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機
(1号及び2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 4 (予備2^{※1})

容 量 約100kVA (1台当たり)

※1 取水用水中ポンプ用発電機と兼用

中間受槽 (1号及び2号炉共用)

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「原子炉冷却

材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個 数 4 (予備 1)
容 量 約 50m³ (1 個当たり)

可搬型電動低圧注入ポンプ (1 号及び 2 号炉共用)

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

台 数 4 * 2
(保有数は可搬型ディーゼル注入ポンプと合わせて 1 号及び 2 号炉共用で 6 台)
容 量 約 150m³/h (1 台当たり)
揚 程 約 150m

可搬型電動ポンプ用発電機 (1 号及び 2 号炉共用)

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

台 数 4 * 2
容 量 約 610kVA (1 台当たり)

可搬型ディーゼル注入ポンプ（1号及び2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）

台 数 2 ※ 2

（保有数は可搬型電動低圧注入ポンプと合わせて1号及び2号炉共用で6台）

容 量 約 150m³ / h（1台当たり）

揚 程 約 470m

※ 2 保有台数を示す。1号炉及び2号炉共用で可搬型電動低圧注入ポンプ（含む可搬型電動ポンプ用発電機）と可搬型ディーゼル注入ポンプを合わせて台数は4台（予備2台）とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダ（1号及び2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なとなる水の供給設備」と兼用）

基 数 4（予備1）

移動式大容量ポンプ車（1号及び2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)

台数	1
容量	約1,320m ³ /h
揚程	約140m

放水砲（1号及び2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）※³

個数	2
----	---

※³ 計測に必要な空気は使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムより供給

(iii) 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

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

(iv) 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

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

ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

(1) 一次冷却材設備

(i) 冷却材の種類

軽 水（ほう素含有）

(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

一次冷却材設備（1次冷却設備）は、3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。

なお、3回路のうちの1回路には1次冷却材圧力を調整するための加圧器を設ける。

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

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

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

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

1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、設計基準事故対処設備の一部を流路と

して使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

a. 蒸気発生器

(「一次冷却材設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)

型式 たて置U字管式熱交換器型 (流量制限器内蔵)

基数 3

蒸気発生量 (定格出力時) 約 1,750t/h (1基当たり)

寸法

外径 胴上部 約 4.5m

胴下部 約 3.5m

全高 約 21m

伝熱管内径 約 20mm

伝熱管厚さ 約 1.3mm

材料

本体 低合金鋼

伝熱管 ニッケル・クロム・鉄合金

b. 1次冷却材ポンプ

型式 漏洩制御軸封式たて置斜流型

台数 3

容 量 約 20,100 m³ / h (1 台 当 た り)

c. 1 次 冷 却 材 管

材 料 ス テ ン レ ス 鋼

内 径 × 厚 さ 約 0.70m × 約 69mm、約 0.74m × 約 73mm
約 0.79m × 約 78mm

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

使 用 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 157t / h (1 個 当 た り)

吹 出 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
吹出場所	加圧器逃がしタンク

e. 漏えい監視設備

漏えい監視設備	一式
---------	----

(iii) 冷却材の温度及び圧力

原子炉容器出口における温度	約 321℃ (定格出力時)
---------------	----------------

原子炉容器入口における圧力	約 157 kg / cm ² G (定格出力時)
---------------	--------------------------------------

(2) 二次冷却設備

(i) 冷却材の種類

軽 水

(ii) 主要な機器の個数及び構造

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

a. 主蒸気管

材 料	炭素鋼
内径×厚さ	約 0.70m×約 33mm

b. 蒸気タービン

型 式	串型 4 車室 6 分流排気再熱再生式
台 数	1
出 力	約 890,000kW

c. タービンバイパス設備

タービンバイパス設備により、必要に応じて2次冷却設備の蒸気を復水器に放出し、1次冷却設備中に蓄積されている熱を除去する。

タービンバイパス弁	型 式	空気作動式
-----------	-----	-------

個 数 8

容 量 約 260 t/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 21

容 量 約 260t/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 3

容 量 約 183t/h(1 個当たり)

ただし、作動後における漏えい量は、全体で $5\text{m}^3/\text{d}$ 以下(蒸気発生器 1 基当たり設定圧力相当飽和蒸気において)とする。

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	3

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 3,300m ³ /h (1台当たり)

(b) 電動主給水ポンプ

台 数	1
容 量	約 3,300m ³ /h

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

台 数	1
容 量	約 210m ³ /h

(b) 電動補助給水ポンプ

(「二次冷却設備」、「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧

力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」と兼用)

台数	2
容量	約 90m ³ /h (1台当たり)

h. 復水タンク

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

基数	1
容量	約 800m 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が起こった時は、直ちに蓄圧タンク及び燃料取替用水タンクのほう酸水を発電用原子炉内に注入して炉心の冷却を行う。また、燃料取替用水タンクの貯留水がなくなる前に、格納容器再循環サンプにたまったほう酸水を再循環させる。これらの系統は、それぞれ2回路相当の構成とする。

(a) 高圧注入系

充てん／高圧注入ポンプ

(「高圧注入系」、「化学体積制御設備」、「非常用制御設備」、「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」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	3
容量	約 147m ³ ／h (1台当たり)
揚程	約 732m

燃料取替用水タンク

(「高圧注入系」、「低圧注入系」、「原子炉格納容器スプレイ設備」、「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」)

り低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」、「原子炉格納容器下部の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)

基数	1
容量	約 1,800m ³
ほう素濃度	2,700ppm 以上

ほう酸注入タンク

(「高圧注入系」、「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「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 3.4m ³
ほう素濃度	20,000ppm 以上

(b) 低圧注入系

余熱除去ポンプ

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

なる水の供給設備」と兼用)

台 数 2

容 量 約 681m³ / h (1 台当たり)

揚 程 約 82m

(c) 蓄圧注入系

蓄圧タンク

(「蓄圧注入系」及び「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」と兼用)

基 数 3

容 量 約 41m³ (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及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却システムのフィードアンドブリード及び蒸気発生器2次側による炉心冷却）を設ける。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除

熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次冷却システムのフィードアンドブリード）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、安全注入システムにより炉心へのほう酸水の注入を行い、加圧器逃がし弁を開操作することでフィードアンドブリードを行う設計とする。

復水タンクへの補給不能により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（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、海を水源としたA、B海水ポンプは、補助給水システムに海水を直接供給でき、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより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蒸気発生器2次側による炉心冷却ができる設計とする。蒸気発生器2次側による炉心冷却によって、1次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に1次冷却システムの減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。

全交流動力電源及び常設直流電源システムが喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水するため、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と、人力によるタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復し、蒸気発生器2次側による炉心冷却によって、1次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に1次冷却システムの減圧対策及び低圧時の冷却対策が可

能な時間的余裕をとれる設計とする。電動補助給水ポンプの電源について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。主蒸気逃がし弁については、機能回復のため現場において人力で操作できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(iv)代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

充てん／高圧注入ポンプ（ホ.(3)(ii)a.(a)他と兼用）

台 数 3

容 量 約 147 m³ / h（1台あたり）（安全注入時）

揚 程 約 732m（安全注入時）

加圧器逃がし弁（ホ.(1)他と兼用）

型 式 空気作動式

個 数 2

燃料取替用水タンク（ホ.(3)(ii)a.(a)他と兼用）

基 数 1

容 量 約 1,800m³

海水ポンプ

（「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」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」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（蒸気発生器2次側による

炉心冷却時 A、B 号機使用)

容 量 約 2,200m³ / h (1 台あたり)

揚 程 約 36m

電動補助給水ポンプ (ホ. (2) 他と兼用)

台 数 2

容 量 約 90 m³ / h (1 台あたり)

タービン動補助給水ポンプ (ホ. (2) 他と兼用)

台 数 1

容 量 約 210m³ / h

主蒸気逃がし弁 (ホ. (2) 他と兼用)

型 式 空気作動玉形弁

個 数 3

容 量 約 183 t / h (1 個あたり)

蒸気発生器 (ホ. (1) 他と兼用)

型 式 たて置 U 字管式熱交換器型

基 数 3

復水タンク (ホ. (2) 他と兼用)

基 数 1

容 量 約 800m³

タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁

(「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」と兼用)

型 式 電気直流作動式

個 数 2

蓄圧タンク（ホ. (3) (ii) a. (c) と兼用）

基 数 3

容 量 約 41m³（1 基当たり）

蓄圧タンク出口弁

型 式 電気交流作動式

個 数 3

余熱除去ポンプ（ホ. (3) (ii) a. (b) と兼用）

台 数 2

容 量 約 681m³ / h（1 台当たり）

（余熱除去運転時）

約 852 m³ / h（1 台当たり）

（安全注入時及び再循環運転時）

揚 程 約 82m（余熱除去運転時）

約 73m（安全注入時及び再循環運転時）

余熱除去冷却器

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

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

基 数 2

格納容器再循環サンプル

（「高圧注入系」、「低圧注入系」、「原子炉格納容器スプレー設備」、「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

「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」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

個 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」、「原子炉格納容器スプレイ設備」、「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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

容 量 約1,792m³/h (1基当たり)

基 数 2

(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

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炉心を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備(1次冷却系統の減圧及び1次冷却系統のフィードアンドブリード)を設ける。また、蒸気発生器2次側による炉

心冷却を用いた 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）を設ける。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1 次冷却系統の減圧）として、加圧器逃がし弁は、開操作することにより 1 次冷却系統を減圧できる設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へほう酸水を注入できる設計とする。

復水タンクの補給不能により 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（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）として、海を水源とした A、B 海水ポンプは、補助給水系統に海水を直接供給でき、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより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蒸気発生器 2 次側による炉心冷却ができる設計とする。

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）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器 2 次側での炉心冷却による 1 次冷却系統の減圧を行う設計とする。

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。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復）として、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と、人力によるタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復できる設計とする。

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窒素ポンベ等の可搬型重大事故防止設備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。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）として、主蒸気逃がし弁は、現場において可搬型コンプレッサー又は窒素ポンベ等を接続するのと同様以上の作業の迅速性、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ため、手動設備として設計する。

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、全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として以下の可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復）を設け

る。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（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、かつ、窒素ポンペ（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。

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、炉心溶融時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（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、1次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。

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の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制、インターフェイスシステムLOCA発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制のための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）を設ける。重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁及び1次系冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。

インターフェイスシステムLOCA時において、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。

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、減圧用の弁である加圧器逃がし弁は、制御用空気が喪失した場合に使用する窒素ポンベ（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原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

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、減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は、制御用空気が喪失した場合の手動操作も含めて、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗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補助建屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

加圧器逃がし弁（ホ. (1)他と兼用）

型 式 空気作動式

台 数 2

充てん／高圧注入ポンプ（ホ. (3) (ii) a. (a)他と兼用）

台 数 3

容 量 約 147 m³ / h（1台あたり）（安全注入時）

揚 程 約 732m (安全注入時)

燃料取替用水タンク (ホ. (3) (ii) a. (a)他と兼用)

基 数 1

容 量 約 1,800m³

海水ポンプ (ホ. (3) (ii) b. (a)他と兼用)

台 数 2 (蒸気発生器 2 次側による炉心冷却時
A、B 号機使用)

容 量 約 2,200m³ / h (1 台当たり)

揚 程 約 36m

電動補助給水ポンプ (ホ. (2)他と兼用)

台 数 2

容 量 約 90 m³ / h (1 台当たり)

タービン動補助給水ポンプ (ホ. (2)他と兼用)

台 数 1

容 量 約 210m³ / h

主蒸気逃がし弁 (ホ. (2)他と兼用)

型 式 空気作動玉形弁

個 数 3

容 量 約 183 t / h (1 個当たり)

蒸気発生器 (ホ. (1)他と兼用)

型 式 たて置 U 字管式熱交換器型

基 数 3

復水タンク (ホ. (2)他と兼用)

基 数 1

容 量 約 800m³

タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁（ホ. (3)(ii)b.(a)と兼用）

型 式 電気直流作動式

個 数 2

余熱除去ポンプ入口弁

型 式 手動式（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 47ℓ（1個当たり）

可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）（1号及び2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) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における発電用原子炉の冷却

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、炉心を冷却し、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（代替炉心注入、代替再循環、炉心注入及び蒸気発生器２次側による炉心冷却）及び可搬型重大事故防止設備（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（代替炉心注入）を設ける。

運転中の１次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源としたA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を介して炉心へ注入できる設計とする。

運転中の１次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において余熱除去ポンプ及び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並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した常設重大

事故防止設備（代替炉心注入）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注入できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても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盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において余熱除去ポンプ及び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並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（代替炉心注入）として、中間受槽を水源とした可搬型電動低圧注入ポンプ及び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を介して炉心へ注入できる設計とする。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても可搬型電動低圧注入ポンプは駆動源を可搬型電動ポンプ用発電機から給電でき、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。

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、余熱除去冷却器及び余熱除去系統一格納容器再循環弁（外隔離弁）の故障等により余熱除去設備の再循環による炉心冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替再循環）として、格納容器再循環サンプを水源としたA格納容器スプレイポンプは、A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、非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合、運転停止中において余熱除去ポンプ及び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並びに運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注入できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した常設重大事故防止設備（代替炉心注入）

として、燃料取替用水タンクを水源とする B 充てん／高圧注入ポンプは、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注入できる設計とする。B 充てん／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。

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及び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防止設備（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 海水ストレーナ蓋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に海水を直接供給し、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した B 余熱除去ポンプ及び C 充てん／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、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備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 余熱除去ポンプ及び C 充てん／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。

運転中及び運転停止中において余熱除去ポンプ及び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並びに運転中及び運転停止中において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）として、復水タン

クを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器 2 次側による炉心冷却ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、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。また、主蒸気逃がし弁は、現場での人力による弁の操作ができる設計とする。

運転停止中において余熱除去ポンプ及び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）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御系統により炉心へ注入できる設計とする。

運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（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 海水ストレーナ蓋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に海水を直接供給し、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した B 余熱除去ポンプは、代替補機冷却を用いることで代替再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備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 余熱除去ポンプは、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) 炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合における原子炉
容器内の残存溶融デブリの冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合、格納容器水張り（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。

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

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

(c-3) 炉心の著しい損傷が発生した場合における溶融炉心の原子炉容器下部への落下遅延及び防止

発電用原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を

遅延・防止することで原子炉格納容器の破損を防止する設備として以下の重大事故等対処設備（炉心注入及び代替炉心注入）を設ける。

重大事故等対処設備（炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、安全注入システムにより炉心へ注入できる設計とする。

重大事故等対処設備（炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御システムにより炉心へ注入できる設計とする。

重大事故等対処設備（炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源とした余熱除去ポンプは、炉心に注入できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源としたA格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイシステムと余熱除去システム間のタイラインを介して炉心へ注入できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替炉心注入）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイシステムと余熱除去システム間のタイラインを介して炉心へ注入できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合

を想定した重大事故等対処設備（代替炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源とするB充てん／高圧注入ポンプは、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注入できる設計とする。B充てん／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。

常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入は、空冷式の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充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注入に対して異なる水源を持つ設計とする。

常設電動注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクと燃料取替用水タンクは壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ及び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、可搬型電動低圧注入ポンプを専用の発電機である空冷式の可搬型電動ポンプ用発電機から給電し、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により、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入並びにA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

対して多様性を持った電源及び駆動源により駆動できる設計とする。また、海水又は淡水を補給できる中間受槽を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注入、燃料取替用水タンクを水源とするA格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入に対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は、屋外の燃料取替用水タンク及び復水タンク並びに原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ並びに常設電動注入ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替炉心注入は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とすることで格納容器再循環サンプスクリーン及び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充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びにA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。

燃料取替用水タンク及び復水タンクは屋外に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプと位置的分散を図る設計とす

る。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽を使用した代替炉心注入は、中間受槽を水源とすることで、格納容器再循環サンプスクリーン及び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充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びにA格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環、燃料取替用水タンクを水源とする充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注入、燃料取替用水タンクを水源とするA格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入に対して異なる水源を持つ設計とする。

中間受槽は、屋外の燃料取替用水タンク及び復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及び格納容器再循環サンプと屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替炉心注入は、空冷式の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。

常設電動注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去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。

可搬型電動低圧注入ポンプ及び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、可搬型電動低圧注入ポンプを専用の発電機である空冷式の可搬型電動ポンプ用発電機から給電し、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により、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、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入、A格納容器スプレイポンプ及び常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入に対して多様性を持った電源及び駆動源により駆動できる設計とする。また、海水又は淡水を補給できる中間受槽を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注入、燃料取替用水タンクを水源とするA格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入に対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は、屋外の燃料取替用水タンク及び復水タンク並びに原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ並びに常設電動注入ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

代替炉心注入時において常設電動注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替

電源から給電できる設計とする。

代替炉心注入時においてB充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電でき、自己冷却でき、かつ安全注入ラインを介さず充てんラインを用いて原子炉に注入できることで、余熱除去ポンプを使用した炉心注入に対して多様性を持つ設計とする。

B充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ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。

また、B充てん／高圧注入ポンプの自己冷却は、B充てん／高圧注入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／高圧注入ポンプを冷却できることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持つ設計とする。

B充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置することで、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。

代替炉心注入時の電源に使用する可搬型電動ポンプ用発電機は、専用の電源として可搬型電動低圧注入ポンプに給電でき、発電機を空冷式のディーゼル駆動とすることで、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。

可搬型電動ポンプ用発電機は、屋外の大容量空冷式発電

機並びに原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

代替炉心注入時に使用する可搬型ディーゼル注入ポンプの駆動源は、空冷式のディーゼル駆動とすることで、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。

可搬型ディーゼル注入ポンプは、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、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炉心注入配管及び可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプを使用した代替炉心注入配管は、水源から安全注入配管との合流点までの系統について、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

B 充てん／高圧注入ポンプを使用した代替炉心注入配管は、B 充てん／高圧注入ポンプ出口の安全注入配管と充てん配管との分岐点からの充てん系統について、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

これらの系統の多様性及び位置的分散によって、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ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。

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

[常設重大事故等対処設備]

格納容器スプレイポンプ

(「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」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「重大事故等の収束に必要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A号機のみ使用)
容量	約 940m ³ /h (1台当たり)
揚程	約 170m

燃料取替用水タンク (ホ.(3)(ii)a.(a)他と兼用)

基数	1
容量	約 1,800m ³

常設電動注入ポンプ

(「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するため

の設備」及び「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」と兼用)

台数	1
容量	約 150m ³ / h
揚程	約 150m

復水タンク (ホ. (2) 他と兼用)

基数	1
容量	約 800m ³

格納容器再循環サンプ (ホ. (3) (ii) b. (a) 他と兼用)

個数	2
----	---

格納容器再循環サンプスクリーン (ホ. (3) (ii) b. (a) 他と兼用)

容量	約 1,792m ³ / h (1 基当たり)
基数	2

格納容器スプレイ冷却器

(「原子炉格納容器スプレイ設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」、「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)

基数	2 (代替炉心注入及び代替再循環運転時は A 号機使用)
----	------------------------------

充てん / 高圧注入ポンプ (ホ. (3) (ii) a. (a) 他と兼用)

台 数 3 (代替炉心注入時 B 号機使用、代替再循環運転時 C 号機使用)

容 量 約 $34\text{m}^3/\text{h}$ (1 台当たり) (充てん使用時)
約 $147\text{m}^3/\text{h}$ (1 台当たり) (安全注入時)

揚 程 約 1,770m (充てん使用時)
約 732m (安全注入時)

余熱除去ポンプ (ホ. (3) (ii) a. (b) 他と兼用)

台 数 2 (代替再循環運転時 B 号機使用)

容 量 約 $852\text{m}^3/\text{h}$ (1 台当たり)
(安全注入時及び再循環運転時)

揚 程 約 73m (安全注入時及び再循環運転時)

余熱除去冷却器 (ホ. (3) (ii) b. (a) 他と兼用)

基 数 2 (代替再循環時 B 号機使用)

電動補助給水ポンプ (ホ. (2) 他と兼用)

台 数 2

容 量 約 $90\text{m}^3/\text{h}$ (1 台当たり)

タービン動補助給水ポンプ (ホ. (2) 他と兼用)

台 数 1

容 量 約 $210\text{m}^3/\text{h}$

主蒸気逃がし弁 (ホ. (2) 他と兼用)

型 式 空気作動玉形弁

個 数 3

容 量 約 $183\text{t}/\text{h}$ (1 個当たり)

蒸気発生器 (ホ. (1) 他と兼用)

型 式 たて置 U 字管式熱交換器型 (流量制限器)

内蔵)

基 数 3

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型電動低圧注入ポンプ (1号及び2号炉共用)

(ニ.(3)(ii)他と兼用)

台 数 4^{※1}

(保有数は可搬型ディーゼル注入ポンプ
と合わせて1号及び2号炉共用で6
台)

容 量 約 150m³/h (1台当たり)

揚 程 約 150m

可搬型電動ポンプ用発電機 (1号及び2号炉共用)

(ニ.(3)(ii)他と兼用)

台 数 4^{※1}

容 量 約 610kVA (1台当たり)

可搬型ディーゼル注入ポンプ (1号及び2号炉共用)

(ニ.(3)(ii)他と兼用)

台 数 2^{※1}

(保有数は可搬型電動低圧注入ポンプと
合わせて1号及び2号炉共用で6台)

容 量 約 150m³/h (1台当たり)

揚 程 約 470m

※1 保有台数を示す。1号炉及び2
号炉共用で可搬型電動低圧注入
ポンプ (含む可搬型電動ポンプ

用発電機) と可搬型ディーゼル
注入ポンプを組み合わせる台数
は4台(予備2台)とする。

中間受槽(1号及び2号炉共用)(ニ.(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(1号及び2号炉共用)

(「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」、「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」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水
の供給設備」と兼用)

台数 2※2

1※2

容量 約840m³/h(1台当たり)

約1,320m³/h(1台当たり)

揚程 約140m

※2 1台で1号炉及び2号炉の同時
使用が可能。組み合わせる台数
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

平常運転時の1次冷却材中のよう素¹³¹の放射能濃度を、最大 $1.7\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下に管理する。

その他の主要な設備として次のものを設ける。

(i) 化学体積制御設備

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

a. 充てん／高圧注入ポンプ

台数	3
容量	約 $34(\text{m}^3/\text{h})$ ／台

b. ほう酸ポンプ

台数	2
容量	約 $17(\text{m}^3/\text{h})$ ／台

(ii) 余熱除去設備

原子炉停止時、炉内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（低圧注入ポンプと共用）

台数	2
容量	約 $852(\text{m}^3/\text{h})$ ／台

b. 余熱除去冷却器

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、冷却器、ポンプ等を有する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に十分な伝熱容量を持たせた設計とする。

原子炉補機冷却水ポンプ

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

台数	4
容量	約 1,300m ³ /h (1台当たり)
揚程	約 55m

原子炉補機冷却水冷却器

(「原子炉補機冷却水設備」、「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」、「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」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	4
----	---

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。

海水ポンプ (ホ. (3) (ii) b. (a) 他と兼用)

台 数 4

容 量 約 2,200m³/h (1 台当たり)

揚 程 約 36m

(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) 及び重大事故等対処設備 (格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却) を設ける。

海水ポンプ及び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並びに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) として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場で人力による操作ができることで、蒸気発生器 2 次側での除熱により、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。全交流動力電源喪失時においても電動補助給水ポンプは代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

海水ポンプ及び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並びに全交流動力電源が喪失した場合における 1 次冷却材喪失事象時を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、A、B 海水ストレーナ蓋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、A、B 格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B 格納容器再循環ユニットは、格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／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付け、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。

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並びに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）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、A、B海水ストレーナ蓋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、C充てん／高圧注入ポンプ及びB余熱除去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。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却は、タービン動補助給水ポンプを蒸気駆動とし、電動補助給水ポンプの電源を設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電でき、さらに主蒸気逃がし弁はハンドルを設け、手動操作とすることにより、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送に対して、多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する補助給水系統及び主蒸気系統は、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した系統に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し、復水タンクは屋外の海水ポンプと離れた位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

機器の多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプ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。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(iv)代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

電動補助給水ポンプ (ホ.(2)他と兼用)

台数	2
容量	約 90 m ³ /h (1台当たり)

タービン動補助給水ポンプ (ホ.(2)他と兼用)

台数	1
容量	約 210m ³ /h

復水タンク (ホ.(2)他と兼用)

基数	1
容量	約 800m ³

主蒸気逃がし弁 (ホ.(2)他と兼用)

型式	空気作動玉形弁
個数	3
容量	約 183 t/h (1個当たり)

蒸気発生器 (ホ.(1)他と兼用)

型式	たて置U字管式熱交換器型
基数	3

格納容器再循環ユニット

(「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「原子炉格納容器空気再循環設備」と兼用)

型 式	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 A、B 号機使用)

[可搬型重大事故等対処設備]

移動式大容量ポンプ車 (1号及び2号炉共用)

(ホ.(3)(ii)b.(c)他と兼用)

台 数	2 ※1
	1 ※1
容 量	約840m ³ /h (1台当たり)
	約1,320 m ³ /h (1台当たり)
揚 程	約140m

※1 1台で1号炉及び2号炉の同時使用が可能。組み合わせて台数は2台(予備1台)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。

線源領域	比例計数管	2チャンネル
中間領域	ガンマ線補償型電離箱	2チャンネル
出力領域	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装制御のため、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により、検討した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するための設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、「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」の重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータは、「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」の重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータとする。

重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータは、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。

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

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

計器故障時、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測するとともに、重要代替パラメータが複数ある場合は、推定する重要な監視パラメータとの関係

性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。

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。

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

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

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

(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 3」方式等の回路を形成し、原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備作動等を行う。

安全保護回路は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用

目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

(i) 原子炉停止回路の種類

次に示す信号により発電用原子炉をトリップさせる原子炉停止回路を設ける。

- ・ 中性子束高（線源領域及び中間領域）
- ・ 中性子束高（出力領域）
- ・ 中性子束変化率高（出力領域）
- ・ 非常用炉心冷却設備作動
- ・ 過大温度 ΔT 高
- ・ 過大出力 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
- ・ 1次冷却材ポンプ遮断器開
- ・ タービントリップ
- ・ 蒸気発生器水位異常低
- ・ 蒸気発生器給水流量低
- ・ 地震加速度高
- ・ 手動

(ii) その他の主要な安全保護回路の種類

以下に示す信号により工学的安全施設作動設備を作動させる

回路を設ける。

a. 非常用炉心冷却設備作動信号

1次冷却材の確保あるいは過度の反応度添加を抑え、炉心の損傷を防止する。

- ・原子炉圧力低と加圧器水位低の一致
- ・原子炉圧力異常低
- ・主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致
- ・主蒸気ライン差圧高
- ・原子炉格納容器圧力高
- ・手動

b. 主蒸気ライン隔離信号

主蒸気管破断時に、健全側の蒸気発生器からの蒸気流出を防ぎ、1次冷却系の除熱能力を確保する。

- ・原子炉格納容器圧力異常高
- ・主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致
- ・手動

c. 原子炉格納容器スプレー作動信号

1次冷却系の破断又は原子炉格納容器内での主蒸気管破断時に、原子炉格納容器の減圧及びよう素除去のため、原子炉格納容器スプレー設備を起動する。

- ・原子炉格納容器圧力異常高
- ・手動

d. 格納容器隔離信号

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

- ・ 非常用炉心冷却設備作動信号
- ・ 原子炉格納容器スプレイ作動信号
- ・ 手 動

(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、減速材温度係数を負にするため、必要に応じてバーナブル・ポイズンを使用する。また、発電用原子炉の出力制御は、制御棒クラスタの位置調整により、原子炉容器入口と出口との1次冷却材平均温度がタービン負荷に応じた値をとるように制御する。

a. 制御棒クラスタ

(a) 個 数 48

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

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クラスタ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. 出力分布調整用制御棒クラスタ

〈56.4.3 削除〉

c. ほう素

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

ほう素濃度は化学体積制御設備によって調整する。

出力運転時ほう素濃度 2,000ppm 以下

d. 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 約 1,080 本
取替炉心 1,080 本以下

(b) 吸収材の種類 ほうけい酸ガラス

(c) 構造

バーナブル・ポイズンは、ほうけい酸ガラス管をステンレス鋼管で被覆したバーナブル・ポイズン棒をクラスタ状に成形したもので、制御棒クラスタ等が入っていない燃料集合体の制御棒クラスタ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. 制御棒クラスタ駆動装置

(a) 個数 48

(b) 構造

駆動装置は、内部ラッチ・アセンブリ、圧力ハウジング、コイル・アセンブリ、駆動軸アセンブリ等で構成し、コイルとラッチ機構によって制御棒クラスタ駆動軸を駆動並びに保持する構造とする。

(c) 取付箇所

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 30m³ (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 17m³/h (1台当たり)

c. 充てん／高圧注入ポンプ (ホ.(3)(ii)a.(a)他と兼用)

台 数 3

容 量 約 34m³/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、発電用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、 1.0×10^{-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 (以下「ATWS」という。) が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心

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

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備のうち、原子炉を未臨界とするための設備として以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止及びほう酸水注入）を設ける。また、1次冷却系統の過圧防止及び原子炉出力を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）を設ける。

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

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護盤及び原子炉トリップ遮断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）は、作動によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次系から2次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）は、復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、

主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により 1 次冷却系統の過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる設計とする。

多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動動作しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、中央制御室での操作により、手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により 1 次冷却系統の過圧を防止できる設計とする。

制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器及び原子炉安全保護盤の故障等により原子炉トリップ失敗した場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、急速ほう酸補給弁を介して充てん／高圧注入ポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、ほう酸注入タンクを介して炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

さらに、ほう酸注入タンクが使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御系統により炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

多様化自動作動設備 (ATWS 緩和設備)

個 数 1

原子炉トリップスイッチ

個 数 2

主蒸気隔離弁 (ホ. (2) (ii) と兼用)

個 数 3

電動補助給水ポンプ (ホ. (2) 他と兼用)

台 数 2

容 量 約 90 m³ / h (1 台当たり)

タービン動補助給水ポンプ (ホ. (2) 他と兼用)

台 数 1

容 量 約 210m³ / h

復水タンク (ホ. (2) 他と兼用)

基 数 1

容 量 約 800 m³

加圧器逃がし弁 (ホ. (1) 他と兼用)

型 式 空気作動式

個 数 2

加圧器安全弁 (ホ. (1) と兼用)

型 式 バネ式 (背圧補償型)

個 数 3

主蒸気逃がし弁 (ホ. (2) 他と兼用)

型 式 空気作動玉形弁

個 数 3

容 量	約 183t/h (1 個当たり)
主蒸気安全弁 (ホ. (2) と兼用)	
型 式	スプリング式
個 数	21
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)
急速ほう酸補給弁	
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 30m ³ (1 基当たり)
充てん/高圧注入ポンプ (ホ. (3) (ii) a. (a) 他と兼用))	
台 数	3
容 量	約 34m ³ /h (1 台当たり) (充てん使用時) 約 147 m ³ /h (1 台当たり) (安全注入時)
揚 程	約 1,770m (充てん使用時) 約 732m (安全注入時)
ほう酸注入タンク (ホ. (3) (ii) a. (a) 他と兼用)	
基 数	1
容 量	約 3.4m ³
燃料取替用水タンク (ホ. (3) (ii) a. (a) 他と兼用)	
基 数	1
容 量	約 1,800m 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1次冷却材の熱膨張及び収縮による圧力変化を許容範囲内に制限する。圧力調整は、電熱器による加熱、スプレーによる冷却及び加圧器逃し弁によって行う。

(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、発電用原子炉の反応度停止余裕が警報値以下になった場合、制御棒クラスタが落下した

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

(v) 中央制御室

中央制御室（1号及び2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FAX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。

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。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設計とする。

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ができ、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることができるなど、安全性が向上するため、居住性に配慮した設計とする。

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

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

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

中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設

する。

運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置及び中央制御室遮へいの機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。

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

重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、照明については、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。

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へ漏えいする放射性物質等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットを介して放射性物質の濃度を低減させたのち排出することで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。

中央制御室空調装置、可搬型照明(SA)及び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、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。中央制御室及び中央制御室遮へいは、プラントの状況に応じた運転員の相互融通などを考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。スペースの共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで安全性の向上が図れるため、1号炉及び2号炉で共用する設計とする。

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

中央制御室遮へいは、「チ.(1)(iii)遮へい設備」に記載する。

中央制御室空調装置は、「チ.(1)(iv)換気設備」に記載する。
アニュラス空気浄化設備は、「リ.(4)(iii)アニュラス空気浄化設備」に記載する。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(iv)代替電源設備」に記載する。

[可搬型重大事故等対処設備]

酸素濃度計（1号及び2号炉共用）

個 数 1（予備2）

二酸化炭素濃度計（1号及び2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。

可搬型照明(SA)（1号及び2号炉共用）

個 数 10（予備2）

(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

(i) 構造

気体廃棄物の廃棄施設（気体廃棄物処理設備）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、ガス減衰タンク等で構成する。排気は、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

(ii) 廃棄物の処理能力

ガス減衰タンクは、発生する気体廃棄物のうち放射能減衰を要するものを、平常運転時に所外放出が可能な程度まで減衰させるのに十分な設計とする。

(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 61m（標高約 74m）

(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、A廃液処理系（良水質の廃液）、B廃液処理系（低水質の廃液）及び洗浄排水処理系（1号及び2号炉共用）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、モニタタンク等で構成する。

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．A廃液処理系は、A廃液貯蔵タンク、A廃液蒸発装置、脱塩

塔、廃液蒸留水モニタタンク等で構成する。

本系統で処理後、回収した蒸留水は原則として再使用する。

- c. B 廃液処理系は、B 廃液貯蔵タンク、薬品ドレンタンク（1号及び2号炉共用）、B 廃液蒸発装置、脱塩塔、薬品ドレン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。

- d. 洗浄排水処理系は、洗浄排水タンク、洗浄排水処理装置、洗浄排水高濃縮装置、脱塩塔、洗浄排水モニタタンク等で構成する。

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

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

(ii) 廃棄物の処理能力

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

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

(iii) 排水口の位置

排水口は南防波堤外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、濃縮廃液等のアスファルト固化装置（1号及び2号炉共用）及びセメント固化装置（1号及び2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号及び2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号及び2号炉共用）、使用済樹脂貯蔵タンク、固体廃棄物貯蔵庫（1号及び2号炉共用）、廃棄物搬出設備（1号及び2号炉共用）*¹等で構成する。

濃縮廃液等は固化材（アスファルト又はセメント）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又は焼却処理後、ドラム詰め等を行うか、固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めを行い*¹貯蔵保管する。

洗浄排水高濃縮装置の濃縮廃液は、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ものとするが、固化材（セメント）とともにドラム詰めも可能なようにする。

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、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。

* 1 発電用原子炉設置変更許可申請書(令和2年10月21日原規規発第2010213号にて許可)にて、廃棄物搬出設備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完了していない。

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又は廃棄物搬出設備のうち固体廃棄物搬出検査棟^{*1}に貯蔵保管する。

また、蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器等及び原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた等は、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 189m³とする。

固体廃棄物貯蔵庫は、2000 ドラム缶約 37,000 本相当並びに 1 号炉及び 2 号炉の蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器 6 基等並びに 1 号炉及び 2 号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた 2 基等を十分貯蔵保管する能力がある。

また、固体廃棄物搬出検査棟は、2000 ドラム缶約 4,500 本相当を十分貯蔵保管する能力がある。^{*1}

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的外部放射線に係る線量当量率等を監視、測定するために、エリアモニタリング設備、プロセスモニタリング設備、放射線サーベイ設備、個人管理関係測定器、分析装置及び放射能測定装置を設ける。

エリアモニタリング設備及びプロセス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緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に表示できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率については、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の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 A（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ B（高レンジ）を設置する。

さらに緊急時対策所（指揮所）内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定する緊急時対策所エリアモニタを保管する。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(iv)代替電源設備」に記載する。

エリアモニタリング設備及びプロセスモニタリング設備

一式

放射線サーベイ設備（1号及び2号炉共用）

一式

個人管理関係測定器（1号及び2号炉共用）

一式

分析装置及び放射能測定装置（1号及び2号炉共用）

一式

格納容器内高レンジエリアモニタ A（低レンジ）

個 数 2

格納容器内高レンジエリアモニタ B（高レンジ）

個 数 2

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

代替緊急時対策所エリアモニタは、緊急時対策所（指揮所）への機能の移行をもって廃止する。

緊急時対策所エリアモニタは、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）において使用する。

使用済燃料ピット周辺線量率（1号及び2号炉共用）

個 数 4（予備2）

緊急時対策所エリアモニタ（1号及び2号炉共用）

個 数 2（予備1）

（ii）放射線管理設備

放射線業務従事者及び管理区域内に立ち入る者の出入管理、汚染の管理、放射線分析業務等を行うため、出入管理設備、個人被ばく管理関係設備、汚染管理設備、試料分析関係設備（以上、1号及び2号炉共用）等を設ける。

（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（1号及び2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被ばくを受けないよう施設し、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が過度の被ばくを受けないよう施設する。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室換気

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。

中央制御室及び中央制御室遮へいはプラントの状況に応じた運転員の相互融通などを考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。スペースの共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで安全性の向上が図れるため、1号炉及び2号炉で共用する設計とする。

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

中央制御室遮へい（1号及び2号炉共用） 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（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所遮へいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所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、代替緊急時対策所の緊急時対策所遮へいは、緊急時対策所（指揮所）への機能の移行をもって廃止するが、緊急時対策所（緊急時対策棟内）において緊急時対策所遮へい（緊急時

対策所（緊急時対策棟内）の一部として使用する。

[常設重大事故等対処設備]

(a) 緊急時対策所（指揮所）

以下の設備は、遮へい体を除き、緊急時対策所（緊急時対策棟内）において緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（緊急時対策棟内））の一部として引き続き使用する。

緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（指揮所））（1号及び2号炉共用） 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（緊急時対策所（緊急時対策棟内））
（1号及び2号炉共用） 一式

(iv) 換気設備

通常運転時、設計基準事故時及び重大事故時に発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質の除去低減及び中央制御室外の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、継電器室、計算機室及び通信機械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（1号及び2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

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

中央制御室外の火災により発生する燃焼ガス等に対し、中央制御室空調装置の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切り換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、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。

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

1号炉及び2号炉それぞれの系統は、共用により悪影響を及

ばさないよう独立して設置する設計とする。

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

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(iv)代替電源設備」に記載する。

中央制御室非常用循環ファン（1号及び2号炉共用、既設）

台 数 4

中央制御室空調ファン（1号及び2号炉共用、既設）

台 数 4

中央制御室循環ファン（1号及び2号炉共用、既設）

台 数 4

中央制御室非常用循環フィルタユニット（1号及び2号炉共用、既設）

型 式 微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型

基 数 2

中央制御室空調ユニット（1号及び2号炉共用、既設）

型 式 粗フィルタ、冷水冷却コイル内蔵型

基 数 4

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

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（指揮所）内及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の気密性及び緊急時対策所遮へい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にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。なお、換気設計にあたっては、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備として、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。

なお、代替緊急時対策所の緊急時対策所換気設備は、緊急時対策所（指揮所）への機能の移行をもって廃止する。

[常設重大事故等対処設備]

以下の設備は、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）において使用する。

緊急時対策所非常用空気浄化ファン（1号及び2号炉共用）

台 数 2

容 量 約 130m³/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（1号及び2号炉共用）

型 式	微粒子フィルタ／よう素フィルタ
基 数	2
容 量	約 130m ³ ／min (1基当たり)
効 率	
単体除去効率	99.97%以上 (0.15 μ m 粒子) ／95%以上
総合除去効率	99.99%以上 (0.7 μ m 粒子) ／99.75%以上

[可搬型重大事故等対処設備]

以下の設備は、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）において使用する。

緊急時対策所加圧設備（1号及び2号炉共用）

型 式	空気ポンベ
本 数	一式

c. 原子炉補助建屋換気設備

原子炉補助建屋換気設備は、一般補機室、使用済燃料ピット、安全補機室等に外気を供給し、その排気をフィルタ装置を通して排気筒から放出する。

(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、排気モニタ、排水モニタ、気象観測設備、固定モニタリング設備、モニタリングカー、環境試料の分析装置及び放射能測定装置を設ける。

排気モニタ、排水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及びモニタリングポストについては、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緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に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、モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し、電源切り替え時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタリングステーション及びモニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）までのデータ伝送系は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（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重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）を設ける。

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

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

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

モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合を代替する重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタリングステーション及びモニタリングポストを代替し得る十分な個数を保管する。可搬型モニタリングポストの指示値は、無線（携帯電話回線及び衛星回線を含む。）により伝送し、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で

監視できる設計とする。

重大事故等対処設備（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、発電所海側や緊急時対策所側等に発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。可搬型エリアモニタの指示値は、無線により伝送し、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。

モニタリングカーのダスト・よう素サンプラ又はダスト・よう素測定装置が機能喪失した場合を代替する重大事故等対処設備（放射性物質の濃度の測定）として、放射能測定装置は、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設計とし、モニタリングカーの測定機能を代替し得る十分な個数を保管する。

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）として、放射能測定装置及び電離箱サーベイメータは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、周辺海域においては、小型船舶を用いる設計とする。

これらの設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び

放射線量を測定できる設計とする。

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

気象観測設備が機能喪失した場合の代替する重大事故等対処設備（風向、風速その他の気象条件を測定）として、可搬型気象観測装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計とする。

可搬型気象観測装置の指示値は、無線（衛星回線）により伝送し、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(iv)代替電源設備」に記載する。

排気モニタ 一式

排水モニタ 一式

気象観測設備（1号及び2号炉共用） 一式

固定モニタリング設備（1号及び2号炉共用） 一式

モニタリングカー（1号及び2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号及び2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号及び2号炉共用）

台 数 5

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（1号及び2号炉共用）

個 数 5（予備1）

可搬型エリアモニタ（1号及び2号炉共用）

（「放射線管理施設」及び「緊急時対策所」と一部兼用）

個 数 8（予備1）

放射能測定装置（1号及び2号炉共用） 一式

電離箱サーベイメータ（1号及び2号炉共用）

個 数 2（予備1）

小型船舶（1号及び2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（1号及び2号炉共用）

個 数 1（予備1）

リ．原子炉格納施設の構造及び設備

(1) 原子炉格納容器の構造

原子炉格納施設は、原子炉格納容器、外周コンクリート壁等から構成し、その基礎は直接岩盤で支持する。原子炉格納容器と外周コンクリート壁との間の下部は、密閉構造のアニュラス部を構成する。

原子炉格納容器は、「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権威ある規格を援用する。

原子炉格納容器バウンダリは、脆性遷移温度が最低使用温度より17deg以上低い材料を使用する。

(i) 原子炉格納容器

型 式	上部半球下部半だ円鏡円筒型
材 料	原子力発電用炭素鋼圧延鋼板第4種相当品
寸 法	内径 約40m 全高 約87m
主要貫通部	配管貫通部、電気配線貫通部、機器搬入口、 エアロック

(ii) 外周コンクリート壁

型 式	たて置円筒上部ドーム型
材 料	鉄筋コンクリート
寸 法	内 径 約 44m 地上高さ 約 61m 円筒部壁厚 約0.9m ドーム部壁厚 約0.4m

(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

設計圧力	0.221MPa [gage]
設計温度	127℃
漏えい率	原子炉格納容器内空気重量の 0.1% / d 以下 (常温、設計圧力の空気において)

原子炉格納容器は、重大事故等時において設計圧力、設計温度を超えることが想定されるが、その機能が損なわれることのないよう、原子炉格納容器限界圧力、限界温度までに至らない設計とする。

(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 940m ³ / h (1台当たり)
揚程	約 170m

b. 格納容器スプレイ冷却器 (ホ.(3)(ii)b.(c)他と兼用)

基数	2
----	---

(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

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) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度低下

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（格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

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及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（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、B原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、A、B原子炉補機冷却水ポンプによりA、B格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで、格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／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付け、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。

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及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内に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盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内に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盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、A、B海水ストレーナ蓋

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、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／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付け、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) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度低下

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（格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環）を設ける。

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンク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重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とする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噴霧できる設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンク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重大事故等対処設備（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噴霧できる設計とする。

格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備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) 炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の
圧力及び温度並びに放射性物質濃度の低下

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（格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

1次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（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、B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できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。

また、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付け、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。

1次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内に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盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

全交流動力電源及び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を想定した重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内に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

処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を經由して給電できる設計とする。

全交流動力電源及び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を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、A、B海水ストレーナ蓋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、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、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付け、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。

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。

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は、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクでの格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却に対して多様性を持った設計とする。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、B原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し、A、B海水ポンプは屋外の燃料取替用水タンク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した代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電することにより、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイに対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイに対して異なる水源を持つ設計とする。

常設電動注入ポンプは原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクと燃料取替用水タンクは壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する移動式大容量ポンプ車の駆動源は、空冷式のディーゼル駆動とすることで、ディーゼル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。移動式大容量ポンプ車は、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、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配管は、

水源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した系統に対して独立した設計とする。

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した系統に対して独立した設計とする。

これらの系統の独立性及び位置的分散によって、格納容器スプレイポンプ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。

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

[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	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 A、B 号機使用）

原子炉補機冷却水ポンプ（ホ.(4)(iii)他と兼用）

台 数	2（格納容器内自然対流冷却時 A、B 号機使用）
容 量	約 1,300m 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) 他と兼用）

基数 2（格納容器内自然対流冷却時 A、B 号機使用）

原子炉補機冷却水サージタンク（ホ. (4) (iii) 他と兼用）

基数 1

海水ポンプ（ホ. (3) (ii) b. (a) 他と兼用）

台数 2（格納容器内自然対流冷却時 A、B 号機使用）

容量 約 $2,200\text{m}^3/\text{h}$ （1 台当たり）

揚程 約 36m

常設電動注入ポンプ（ホ. (3) (ii) b. (c) 他と兼用）

台数 1

容量 約 $150\text{m}^3/\text{h}$

揚程 約 150m

燃料取替用水タンク（ホ. (3) (ii) a. (a) 他と兼用）

基数 1

容量 約 $1,800\text{m}^3$

復水タンク（ホ. (2) 他と兼用）

基数 1

容量 約 800m^3

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 $940\text{m}^3/\text{h}$ （1 台当たり）

揚程 約 170m

格納容器スプレイ冷却器（ホ. (3) (ii) b. (c) 他と兼用）

基 数 2

格納容器再循環サンプ（ホ. (3) (ii) b. (a) 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. (a) 他と兼用）

容 量 約1,792m³ / h（1基当たり）

基 数 2

[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）

（「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 2（予備1）

容 量 約470（1個当たり）

移動式大容量ポンプ車（1号及び2号炉共用）

（ホ. (3) (ii) b. (c) 他と兼用）

台 数 2 ※1

1 ※1

容 量 約840m³ / h（1台当たり）

約1,320 m³ / h（1台当たり）

揚 程 約140m

※1 1台で1号炉及び2号炉の同時使用が可能。組み合わせて台数は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、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

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

重大事故等対処設備（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、B原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、A、B原子炉補機冷却水ポンプによりA、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可

搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／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付け、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。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより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、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても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盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を經由して給電できる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、A、B海水ストレーナ蓋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、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニッ

ト入口温度／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付け、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。

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

[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 940m ³ ／h（1台当たり）
揚程	約 170m

燃料取替用水タンク（ホ.(3)(ii)a.(a)他と兼用）

基数	1
容量	約 1,800m ³

格納容器再循環ユニット（ホ.(4)(iv)他と兼用）

型式	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A、B号機使用）

原子炉補機冷却水ポンプ（ホ.(4)(iii)他と兼用）

台数	2（格納容器内自然対流冷却時A、B号機使用）
容量	約 1,300m 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)他と兼用）

基数 2 (格納容器内自然対流冷却時 A、B 号機使用)

原子炉補機冷却水サージタンク (ホ. (4) (iii) 他と兼用)

基数 1

海水ポンプ (ホ. (3) (ii) b. (a) 他と兼用)

台数 2 (格納容器内自然対流冷却時 A、B 号機使用)

容量 約 2,200m³/h (1 台当たり)

揚程 約 36m

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

復水タンク (ホ. (2) 他と兼用)

基数 1

容量 約 800m³

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ポンプ (原子炉補機冷却水サージタンク用)

(リ. (3) (ii) a. と兼用)

個数 2 (予備 1)

容量 約 470 (1 個当たり)

移動式大容量ポンプ車 (1 号及び 2 号炉共用)

(ホ. (3) (ii) b. (c) 他と兼用)

台数 2 ※¹

1 ※¹

容 量	約840m ³ ／h（1台あたり） 約1,320 m ³ ／h（1台あたり）
揚 程	約140m

※1 1台で1号炉及び2号炉の同時使用が可能。組み合わせて台数は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。

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（格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下階フロアまで流下し、さらに小扉及び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。

原子炉格納容器下部注水設備(代替格納容器スプレイ)として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、代替格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下階フロアまで流下し、さらに小扉及び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、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても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盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を經由して給電できる設計とする。

なお、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（炉心注入及び代替炉心注入）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。

常設電動注入ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水は、空

冷式の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原子炉格納容器下部注水とは互いに多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

常設電動注入ポンプは、原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクと燃料取替用水タンクは、壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

格納容器スプレイポンプは、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原子炉格納容器下部注水設備と格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備は、系統の多様性及び位置的分散により、原子炉補助建屋内の常設電動注入ポンプ出口配管と格納容器スプレイ配管との合流点から原子炉格納容器内のスプレイリングまでの配管を除いて互いに独立性を持つ設計とする。

小扉及び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。

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

[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 940m ³ / h（1 台当たり）
揚程	約 170m

燃料取替用水タンク（ホ. (3) (ii) a. (a) 他と兼用）

基数	1
容量	約 1,800m ³

常設電動注入ポンプ（ホ. (3) (ii) b. (c) 他と兼用）

台数	1
容量	約 150m ³ / h
揚程	約 150m

復水タンク（ホ. (2) 他と兼用）

基数	1
容量	約 800m 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。

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（水素濃度低減）を設ける。

水素濃度制御設備（水素濃度低減）として、静的触媒式水素再結合装置は、水-ジルコニウム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。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動作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。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。

水素濃度制御設備（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動作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。

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（水素濃度監視）を設ける。

監視設備（水素濃度監視）として、可搬型格納容器水素濃度

計測装置、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、事故後サンプリング設備に接続することで、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。全交流動力電源及び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。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海水ストレート蓋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、補機冷却水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、可搬型代替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。

事故後サンプリング設備の一部は、可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替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、管理区域内の移動をなくして作業時間の短縮を図り、作業員の安全性の向上が図れることから、1号炉及び2号炉で共用する設計とする。

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、1号炉及び2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に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。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(iv)代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

静的触媒式水素再結合装置

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

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
個 数	12 (予備 1 (ドーム部))
容 量	約 550W (1個当たり)

電気式水素燃焼装置動作監視装置

計測範囲 0～800℃

[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（1号及び2号炉共用）

（「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」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2）

可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ（1号及び2号炉共用）

（「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」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 1（予備2）

容 量 約 1 m³ / h（1台当たり）

可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置（1号及び2号炉共用）

（「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」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 1（予備2）

容 量 約 0.6 m³ / min

吐出圧力 約 0.8 MPa [gage]

移動式大容量ポンプ車（1号及び2号炉共用）

（ホ. (3) (ii) b. (c) 他と兼用）

台 数 2 ※¹

1 ※¹

容 量	約840m ³ ／h（1台当たり） 約1,320 m ³ ／h（1台当たり）
揚 程	約140m

※1 1台で1号炉及び2号炉の同時使用が可能。組み合わせて台数は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。

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（大気への拡散抑制）を設ける。

放水設備（大気への拡散抑制）として、放水砲は、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することにより、原子炉格納容器及びアニュラス部又は燃料取扱建屋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アニュラス部又は燃料取扱建屋に向けて放水できる設計とする。

放水設備（大気への拡散抑制）として、中間受槽を水源とした可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ

は、可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレイヘッドを介して使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、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、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。

シルトフェンス設置以前に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、雨水排水の流路から流れてき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雨水排水処理装置の集水ピットに、網目状のマット内に軽石状の吸着剤を敷き詰めたものを2箇所を設置する。

重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）として、シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する3箇所（放水口付近、北側雨水排水処理装置放水箇所付近、防波堤付近）に小型船舶により連結して設置できる設計とする。

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（航空機燃料火災への泡消火）を設ける。

放水設備（航空機燃料火災への泡消火）として、放水砲は、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（1号及び2号炉共用）

（ニ.（3）（ii）他と兼用）

台数	1
容量	約1,320m ³ /h
揚程	約140m

放水砲（1号及び2号炉共用）

（ニ.（3）（ii）他と兼用）

型式	移動式ノズル
台数	2

可搬型電動低圧注入ポンプ（1号及び2号炉共用）（ニ.（3）

（ii）他と兼用）

台数	4 ^{※1} （保有数は可搬型ディーゼル注入ポンプと 合わせて1号及び2号炉共用で6台）
容量	約150 m ³ /h（1台当たり）
揚程	約150m

可搬型電動ポンプ用発電機（1号及び2号炉共用）（ニ.（3）

（ii）他と兼用）

台数	4 ^{※1}
容量	約610kVA（1台当たり）

可搬型ディーゼル注入ポンプ（1号及び2号炉共用）（ニ.（3）

（ii）他と兼用）

台数	2 ^{※1} （保有数は可搬型電動低圧注入ポンプと合
----	--

わせて1号及び2号炉共用で6台)

容 量 約150 m³ / h (1台あたり)

揚 程 約470m

※1 保有台数を示す。1号炉及び2号炉共用で可搬型電動低圧注入ポンプ(含む可搬型電動ポンプ用発電機)と可搬型ディーゼル注入ポンプを組合わせて台数は4台(予備2台)とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダ(1号及び2号炉共用)

(ニ.(3)(ii)他と兼用)

基 数 4 (予備1)

中間受槽(1号及び2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)

放射性物質吸着剤(1号及び2号炉共用)

容 量 一式

シルトフェンス(1号及び2号炉共用)

a. 北側雨水排水処理装置放水箇所付近

組 数 2^{※2}

※2 シルトフェンス(幅約20m)を1組7本として、2組分14本と予備1本を含む

b. 放水口付近

組 数 2^{※3}

※3 シルトフェンス（幅約20m）を1組12本として、2組分24本と予備1本を含む

c. 防波堤付近

組数 2※4

※4 シルトフェンス（幅約20m）を1組9本として、2組分18本と予備1本を含む

小型船舶（1号及び2号炉共用）（チ.(2)と兼用）

台数 1（予備1）

f. 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。

重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、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の設備として以下の重大事故等対処設備（中間受槽への供給、中間受槽から復水タンクへの供給、復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給、海水ポンプから補助給水ポン

プへの直接供給、代替再循環）及び代替水源を設ける。

重大事故等時において、蒸気発生器 2 次側への給水手段の水
源となる復水タンクの枯渇に対する補給の水源、炉心注入の水
源となる燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等に対する代替炉
心注入の水源及び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給水の水源、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中間受槽が使用される。重
大事故等対処設備（中間受槽への供給）として、中間受槽は代
替淡水源（宮山池、2 次系純水タンク又はろ過水貯蔵タンク）
及び海を水源として各水源からの移送ルートを確保する。宮山
池又は海を水源とした取水用水中ポンプにより、可搬型ホース
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
ンプは取水用水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。

重大事故等により、蒸気発生器 2 次側への注水手段の水
源となる復水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である 1 次
冷却システムのフィードアンドブリードの水
源として、代替水源で
ある燃料取替用水タンクを使用する。

重大事故等により、蒸気発生器 2 次側への注水手段の水
源となる復水タンクへの補給が不能となった場合の代替手段である
重大事故等対処設備（海水ポンプから補助給水ポンプへの直接
供給）として、海を水源とした原子炉補機冷却海水設備の A、

B 海水ポンプを使用する。

重大事故等により、蒸気発生器 2 次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備（中間受槽から復水タンクへの供給）として、中間受槽を水源とした復水タンク補給用水中ポンプは、可搬型ホースを介して復水タンクへ水を供給できる設計とする。復水タンク補給用水中ポンプは使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。

重大事故等により、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンク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及び代替格納容器スプレイの水源として、代替水源である 2 次系補給水設備の復水タンクを使用する。

重大事故等により、炉心注入の水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である可搬型電動低圧注入ポンプ及び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、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並びに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として、代替水源である中間受槽を使用する。

重大事故等により、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備（復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給）として、復水タンクは、復水タンクから燃料取替用水タンクへの移送ライン

により、燃料取替用水タンクへ水頭圧にて供給できる設計とする。

余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプ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（代替再循環）として、格納容器再循環サンプを水源としたA格納容器スプレイポンプは、A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非常用炉心冷却設備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。

1次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した代替再循環設備（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海水ストレーナ蓋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に海水を直接供給し、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したB余熱除去ポンプ及びC充てん／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、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備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余熱除去ポンプ及びC充てん／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。

運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した代替再循環設備（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

レーナ蓋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に海水を直接供給し、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したB余熱除去ポンプは、代替補機冷却を用いることで代替再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備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余熱除去ポンプは、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。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ及び復水タンク補給用水中ポンプは、代替水源である中間受槽を水源として使用できる設計とする。

重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、使用済燃料ピットへ十分な量の水を供給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）及び放水設備（原子炉格納容器及びアニュラス部又は使用済燃料ピットへの放水）を設ける。

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、中間受槽を水源とした可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプは、可搬型ホースにより使用済燃料ピ

ットスプレイヘッダを介して使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

放水設備（原子炉格納容器及びアニュラス部又は使用済燃料ピットへの放水）として、放水砲は、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することにより、原子炉格納容器及びアニュラス部又は燃料取扱建屋に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

重大事故等時の代替淡水源としては、燃料取替用水タンクに対しては復水タンク、宮山池、2次系純水タンク及びろ過水貯蔵タンクを確保し、復水タンクに対しては燃料取替用水タンク、宮山池、2次系純水タンク及びろ過水貯蔵タンクを確保する。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格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器による代替再循環は、格納容器スプレイ設備のA格納容器スプレイポンプ及びA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、余熱除去冷却器及び充てん／高圧注入ポンプ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余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

また、移動式大容量ポンプ車を使用するB余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプへの代替補機冷却は、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、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。

代替再循環時においてB余熱除去ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

また、移動式大容量ポンプ車を使用するB余熱除去ポンプへの代替補機冷却は、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、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。

電源設備の多様性については「ヌ. (2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

中間受槽への供給にて使用する中間受槽、取水用水中ポンプ及び取水用水中ポンプ用発電機並びに可搬型ホースは、屋外の異なる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。

中間受槽から復水タンクへの供給にて使用する中間受槽、復水タンク補給用水中ポンプ及び使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機並びに可搬型ホースは、屋外の異なる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。

使用済燃料ピットへのスプレイで使用する中間受槽、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッド並びに

可搬型ホースは、屋外の異なる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。

原子炉格納容器及びアニュラス部又は使用済燃料ピットへの放水にて使用する移動式大容量ポンプ車及び放水砲並びに可搬型ホースは、屋外の異なる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。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(iv)代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

燃料取替用水タンク (ホ.(3)(ii)a.(a)他と兼用)

基 数	1
容 量	約 1,800m ³
距 離	約 55m (1号炉心より)

海水ポンプ (ホ.(3)(ii)b.(a)他と兼用)

台 数	2 (海水ポンプから補助給水ポンプへの 直接供給時 A、B号機使用)
容 量	約 2,200m ³ /h (1台当たり)
揚 程	約 36m

復水タンク (ホ.(2)他と兼用)

基 数	1
容 量	約 800m ³
距 離	約 75m (1号炉心より)

格納容器スプレイポンプ (ホ.(3)(ii)b.(c)他と兼用)

台 数	1 (代替再循環運転時 A号機使用)
容 量	約 940m ³ /h

揚程	約 170m
格納容器スプレイ冷却器（ホ. (3) (ii) b. (c) 他と兼用）	
基数	1（代替再循環運転時 A 号機使用）
格納容器再循環サンプ（ホ. (3) (ii) b. (a) 他と兼用）	
個数	2
格納容器再循環サンプスクリーン（ホ. (3) (ii) b. (a) 他と兼用）	
容量	約 1,792m ³ / h（1 基当たり）
基数	2
余熱除去ポンプ（ホ. (3) (ii) a. (b) 他と兼用）	
台数	1（代替再循環運転時 B 号機使用）
容量	約 852m ³ / h（1 台当たり） （安全注入時及び再循環運転時）
揚程	約 73m（安全注入時及び再循環運転時）
充てん／高圧注入ポンプ（ホ. (3) (ii) a. (a) 他と兼用）	
台数	1（代替再循環運転時 C 号機使用）
容量	約 34 m ³ / h（1 台当たり）（充てん使用時） 約 147m ³ / h（1 台当たり）（安全注入時）
揚程	約 1,770m（充てん使用時） 約 732m（安全注入時）

[可搬型重大事故等対処設備]

中間受槽（1 号及び 2 号炉共用）（ニ. (3) (ii) 他と兼用）	
個数	4（予備 1）
容量	約 50m ³ （1 個当たり）
取水用水中ポンプ（1 号及び 2 号炉共用）	
台数	12（予備 2）

容 量 約 60m³ / h (1 台 当 た り)

揚 程 約 35m

取水用水中ポンプ用発電機 (1 号 及 び 2 号 炉 共 用)

台 数 4 (予 備 2 ^{※1})

容 量 約 100kVA (1 台 当 た り)

※ 1 使用済燃料ピット及び復水タンク
補給用水中ポンプ用発電機と兼用

復水タンク補給用水中ポンプ (1 号 及 び 2 号 炉 共 用)

台 数 8 (予 備 2)

容 量 約 48m³ / h (1 台 当 た り)

揚 程 約 30m

使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機
(1 号 及 び 2 号 炉 共 用) (ニ . (3) (ii) と 兼 用)

台 数 4 (予 備 2 ^{※2})

容 量 約 100kVA (1 台 当 た り)

※ 2 取水用水中ポンプ用発電機と兼用

移動式大容量ポンプ車 (代 替 補 機 冷 却 及 び 格 納 容 器 内 自 然 対
流 冷 却) (1 号 及 び 2 号 炉 共 用) (ホ . (3) (ii) b . (c) 他 と 兼 用)

台 数 2 ^{※3}

1 ^{※3}

容 量 約 840m³ / h (1 台 当 た り)

約 1, 320 m³ / h (1 台 当 た り)

揚 程 約 140m

※ 3 1 台 で 1 号 炉 及 び 2 号 炉 の 同 時 使
用 が 可 能 。 組 み 合 わ せ て 台 数 は 2 台

(予備 1 台) とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ (1 号及び 2 号炉共用) (ニ. (3)

(ii) 他と兼用)

台 数 4 ※ 4

(保有数は可搬型ディーゼル注入ポンプと
合わせて 1 号及び 2 号炉共用で 6 台)

容 量 約 150m³ / h (1 台当たり)

揚 程 約 150m

可搬型電動ポンプ用発電機 (1 号及び 2 号炉共用) (ニ. (3)

(ii) 他と兼用)

台 数 4 ※ 4

容 量 約 610kVA (1 台当たり)

可搬型ディーゼル注入ポンプ (1 号及び 2 号炉共用) (ニ. (3)

(ii) 他と兼用)

台 数 2 ※ 4

(保有数は可搬型電動低圧注入ポンプと合
わせて 1 号及び 2 号炉共用で 6 台)

容 量 約 150 m³ / h (1 台当たり)

揚 程 約 470m

※ 4 保有台数を示す。1 号炉及び 2 号
炉共用で可搬型電動低圧注入ポン
プ (含む可搬型電動ポンプ用発電
機) と可搬型ディーゼル注入ポン
プを組合わせて台数は 4 台 (予備
2 台) とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダ（1号及び2号炉共用）

（ニ.（3）（ii）他と兼用）

基 数 4（予備1）

移動式大容量ポンプ車（放水設備）（1号及び2号炉共用）

（ニ.（3）（ii）他と兼用）

台 数 1

容 量 約1,320m³／h

揚 程 約140m

放水砲（1号及び2号炉共用）（ニ.（3）（ii）他と兼用）

型 式 移動式ノズル

台 数 2

（4） その他の主要な事項

（i） 原子炉格納容器空気再循環設備

原子炉格納容器空気再循環設備は、ラフ・フィルタ、冷却コイル及び再循環ファン並びに空気浄化ファン及びよう素用フィルタからなり、通常運転時はこの設備により原子炉格納容器内の空気の温度調整及び除塵を行う。

原子炉格納容器再循環ファン

台 数 4

容 量 約168,000(m³／h)／台

原子炉格納容器空気浄化ファン

台 数 2

容 量 約15,000(m³／h)／台

（ii） 原子炉格納容器換気設備

原子炉格納容器換気設備は、給気ファン、排気ファン、ダンパ

及びダクトからなり、燃料取替えの場合など原子炉格納容器への立入りに先立ち、原子炉格納容器内の換気を行う。

原子炉格納容器給気ファン

台 数 2

容 量 約 66,000 (m³ / h) / 台

原子炉格納容器排気ファン

台 数 2

容 量 約 66,000 (m³ / h) / 台

(iii) 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、よう素用フィルタを含むフィルタ装置及び送風機からなり、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 226m³ / min (1台当たり)

アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット

(「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

(相対湿度 80%、温度 100℃以下において)

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へ漏えいする放射性物質及び水素等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットを介して放射性物質の濃度を低減させたのち排出することで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）は代替直流電源系統（大容量空冷式発電機、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（3系統目）並びに直流電源用発電機及び可搬型直流変換器）により制御用圧縮空気設備からの電磁弁を開弁することで窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）

により開操作できる設計とする。大容量空冷式発電機、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（3系統目）、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器については、「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 226m³ / min (1台当たり)

アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット

（「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 粗フィルタ、微粒子フィルタ及び電気加熱
コイル内蔵型

基 数 2

容 量 約 226m³ / min (1基当たり)

粒子除去効率 99%以上 (0.7 μ m 粒子)

アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット（「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 よう素用フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵
型

基 数 2

よう素除去効率 95%以上

(相対湿度 80%、温度 100℃以下において)

粒子除去効率 99%以上 (0.7 μm 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 3 (予備 3)

容 量 約 470 (1 個当たり)

(iv) 安全補機室排気設備

安全補機室排気設備は、よう素フィルタを含むフィルタユニット及び排気ファン等で構成し、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及び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。

安全補機室排気ファン

台 数 2

容 量 約 790m³/min (1 台当たり)

よう素フィルタ

よう素除去効率 95%以上 (相対湿度約 80%、温度約 50℃において)

(v) 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。

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に水素が発生した場合にアニュラスの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と、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水素濃度低減機能と相まって、水素爆発を防止するとともに、貫通部からアニュラス内に漏えいし、アニュラス内で混合された可燃限界濃度未満の水素を含む空気の放射性物質を低減し、排出できる設備として以下の水素排出設備（アニュラスからの水素排出）を設ける。

水素排出設備（アニュラスからの水素排出）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へ漏えいする水素等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットを介して放射性物質を低減させたのち排出することでアニュラス内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）は代替直流電源系統（大容量空冷式発電機、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（3系統目）並びに直流電源用発電機及び可搬型直流変換器）により制御用圧縮空気設備からの電磁弁を開弁することで窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）により

開操作できる設計とする。大容量空冷式発電機、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（3系統目）、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器については、「ヌ.(2)(iv) 代替電源設備」にて記載する。

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に漏えいした水素濃度を推定するため、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推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、可搬型格納容器水素濃度計測装置は、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することでアニュラス内の水素濃度を推定できる設計とする。アニュラス内の水素濃度は、炉心の著しい損傷により発生した水素のアニュラスへの漏えい率を格納容器内高レンジエリアモニタ B（高レンジ）とアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率の測定値から推定し、格納容器水素濃度測定値に相当するジルコニウム - 水全量反応割合を推定することで、炉心損傷判断からの経過時間を基に推定できる設計とする。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においては、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプにて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。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海水ストレーナ蓋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、補機冷却水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。

事故後サンプリング設備の一部は、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、管理区域内の移動をなくして作業時間の短縮を図り作業員の安全性の向上が図れることから、1号炉及び2号炉で共用する設計とする。

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、1号炉及び2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に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。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(iv)代替電源設備」に記載する。

[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)(iii)他と兼用)

台 数 2

容 量 約 226m³/min (1台当たり)

アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット (リ.(4)(iii)他と兼用)

型 式 粗フィルタ、微粒子フィルタ及び電気加熱
コイル内蔵型

基 数 2

容 量 約 226m³/min (1基当たり)

粒子除去効率 99%以上 (0.7μm粒子)

アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット (リ.(4)(iii)他と兼用)

型 式 よう素用フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵
型

基 数 2

よう素除去効率 95%以上
(相対湿度 80%、温度 100℃以下において)

粒子除去効率 99%以上 (0.7μm粒子)

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ポンベ (アニュラス空気浄化ファン弁用)

(リ.(4)(iii)他と兼用)

個 数 3 (予備3)

容 量 約 470 (1 個 当 た り)

可搬型格納容器水素濃度計測装置 (1 号及び 2 号炉共用)
(リ.(3)(ii)d. 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 (1 号及び 2 号炉
共用) (リ.(3)(ii)d. と兼用)

台 数 1 (予備 2)

容 量 約 $1 \text{ m}^3 / \text{h}$

可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 (1 号及び 2 号炉共用)
(リ.(3)(ii)d. と兼用)

台 数 1 (予備 2)

容 量 約 $0.6 \text{ m}^3 / \text{min}$

吐出圧力 約 $0.8 \text{ MPa} [\text{gage}]$

移動式大容量ポンプ車 (1 号及び 2 号炉共用)

(ホ.(3)(ii)b.(c)他 と兼用)

台 数 2^{*1}

1^{*1}

容 量 約 $840 \text{ m}^3 / \text{h}$ (1 台 当 た り)

約 $1,320 \text{ m}^3 / \text{h}$ (1 台 当 た り)

揚 程 約 140m

※ 1 1 台で 1 号炉及び 2 号炉の同時使用
が可能。組み合わせて台数は 2 台 (予
備 1 台) とする。

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

個数	1
容量	約 990,000kVA

(ii) 外部電源系

500kV 2回線（1号及び2号炉共用）
（「常用電源設備」及び「非常用電源設備」と兼用）

220kV 4回線*²（1号及び2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。

【*2補足】現状の運用は以下の通り。

(ii) 外部電源系

220kV 1回線（1号及び2号炉共用）
（「常用電源設備」及び「非常用電源設備」と兼用）

(iii) 変圧器

a. 主変圧器

個数	1
容量	約 1,000,000kVA
電圧	23kV／500kV（1次／2次）

*2 発電用原子炉設置変更許可申請書(平成29年2月8日原規規発第1702082号にて許可)にて受電系統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。
現状の運用については括弧書き【*2補足】にて補足説明を行うことをもって現場との整合とする。

b. 所内変圧器

個 数	1
容 量	約 65,000kVA
電 圧	23kV／6.9kV（1次／2次）

c. 予備変圧器（1号及び2号炉共用）

個 数	1
容 量	約 72,000kVA
電 圧	220kV／6.9kV（1次／2次）

d. 連絡用変圧器（1号及び2号炉共用）*²

<u>個 数</u>	<u>1</u>
<u>容 量</u>	<u>約 1,000,000kVA</u>
<u>電 圧</u>	<u>500kV／220kV（1次／2次）</u>

(2) 非常用電源設備の構造

(i) 受電系統

500kV	2回線（1号及び2号炉共用） （「ヌ.(1)(ii)」と兼用）
220kV	<u>4回線</u> * ² （1号及び2号炉共用） （「ヌ.(1)(ii)」と兼用）

【*²補足】現状の運用は以下の通り。

(i) 受電系統

220kV	1回線（1号及び2号炉共用） （「ヌ.(1)(ii)」と兼用）
-------	------------------------------------

(ii) ディーゼル発電機

- a. ディーゼル発電機（「ディーゼル発電機」及び「代替電源設備」と兼用）

台 数	2
出 力	約 5,700kW (1 台当たり)
起動時間	約 10 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 135kℓ (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 200 kℓ (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 1,200A・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代替電源設備、号炉間電力融通ケーブル、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。

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、重大事故等時に想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、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として、大容量空冷式発電機を使用する。

大容量空冷式発電機は、中央制御室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燃料を補給できる設計とする。大容量空冷式発電機用燃料タンクは、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。

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として、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）を使用する。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）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。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）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。

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電力を供給するため、号炉間電力融通ケーブル又は予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用する。号炉間電力融通ケーブルは、あらかじめ敷設し、手動で非常用高圧母線へ接続することで他号炉のディーゼル発電機（燃料油貯油そう含む。）から電力融通できる設計とする。

予備ケーブル（号炉間電力融通用）は、号炉間電力融通ケーブルが使用できない場合に、手動で非常用高圧母線へ接続することで他号炉のディーゼル発電機（燃料油貯油そう含む。）から電力融通できる設計とする。

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1号炉及び2号炉共用とする。

ディーゼル発電機は、燃料油貯油そうより燃料を補給できる設計とする。

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）及び蓄電池（重大事故等対処用）を使用する。これらの設備は、負荷切り離し（中央制御室及び隣接する1次系継電器室

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。

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特に高い信頼性を有する3系統目の所内常設蓄電式直流電源設備として、蓄電池（3系統目）を使用する。この設備は、負荷切り離し（中央制御室及び隣接する1次系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また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。

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及び蓄電池の枯渇）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として、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を使用する。これらの設備は、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。直流電源用発電機は、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。

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として大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器受電盤、重大事故等対処用変圧器盤、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）、変圧器車及び可搬型分電盤を使用する。

代替所内電気設備は、大容量空冷式発電機を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。また、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）を変圧器車に接続し、可搬型分電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燃料を補給できる設計とする。大容量空冷式発電機用燃料タンク及び発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）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。

大容量空冷式発電機は、空冷式のガスタービン発電機とし、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して、屋外の適切な離隔距離を持った位置に設置することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）は、空冷式の

ディーゼル発電機とし、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して、原子炉補助建屋から 100m 以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）は、空冷式のディーゼル発電機とし、屋外の大容量空冷式発電機から 100m 以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管することで、大容量空冷式発電機に対して多様性及び位置的分散を図る設計とする。発電機車の接続箇所は、原子炉補助建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。

号炉間電力融通ケーブルは、原子炉補助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。

予備ケーブル（号炉間電力融通用）は、原子炉補助建屋から 100m 以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管することで、原子炉補助建屋内の号炉間電力融通ケーブルに対して位置的分散を図る設計とする。

蓄電池（重大事故等対処用）は、原子炉補助建屋内の蓄電池（安全防護系用）に対して、高所の異なるフロアに設置することで、位置的分散を図る設計とする。

蓄電池（3系統目）は、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機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。

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は、空冷式のディーゼル発電機を使用し、原子炉補助建屋内の蓄電池（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、直流電源用発電機は原子炉補助建屋から100m以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管し、可搬型直流変換器は原子炉補助建屋内の異なる区画に分散して保管することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

直流電源用発電機の接続箇所は、原子炉補助建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。

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を使用した代替所内電気設備は、電源を大容量空冷式発電機とし、原子炉補助建屋内の所内電気設備である2系統の非常用母線と異なる区画に設置することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

変圧器車及び可搬型分電盤を使用した代替所内電気設備は、電源を発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）とし、原子炉補助建屋から100m以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管することで、原子炉補助建屋内の所内電気設備である2系統の非常用母線に対して多様性及び位置的分散を図る設計とする。

タンクローリは、原子炉補助建屋から100m以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管することで、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して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、ディーゼル発電機を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）を使用した代替電源は、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）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、ディーゼル発電機を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

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使用した直流電源は、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）を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

蓄電池（3系統目）を使用した直流電源は、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電源系統に対して独立した設計とする。

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設備は、独立した電路で系統構成することにより、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設計とする。

変圧器車及び可搬型分電盤を使用した代替所内電気設備は、可搬ケーブルにて系統構成することにより、所内電気設備であ

る 2 系統の非常用母線に対して独立性を確保する設計とする。

号炉間電力融通ケーブル又は予備ケーブル（号炉間電力融通用）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、号炉間電力融通ケーブルを手動で 1 号炉及び 2 号炉の非常用高圧母線の遮断器へ接続し、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、1 号炉及び 2 号炉で共用する設計とする。

これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう重大事故等発生時以外、号炉間電力融通ケーブル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。

[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

燃料油貯蔵タンク（ヌ.(2)(ii)c.他と兼用）

基 数 2

容 量 約 200kℓ（1 基当たり）

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 1.8m³/h

揚程	約 14.5m
号炉間電力融通ケーブル（1号及び2号炉共用）	
本数	1
ディーゼル発電機（重大事故等時のみ1号及び2号炉共用）	
（ヌ. (2) (ii) a. と兼用）	
台数	4
出力	約 5,700kW（1台当たり）
燃料油貯油そう（重大事故等時のみ1号及び2号炉共用）	
（ヌ. (2) (ii) b. と兼用）	
基数	4
容量	約 135kℓ（1基当たり）
蓄電池（安全防護系用）（ヌ. (2) (iii) a. と兼用）	
型式	鉛蓄電池
組数	2
容量	約 1,200A・h（1組当たり）
蓄電池（重大事故等対処用）	
型式	鉛蓄電池
組数	1
容量	約 2,400A・h
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

[可搬型重大事故等対処設備]

タンクローリ (1号及び2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1)

容 量 約 14kℓ (1台当たり)

予備ケーブル (号炉間電力融通用) (1号及び2号炉共用)

本 数 21^{※1} (予備 21^{※1})

※1 1相分7本で3相分の本数を示す。

発電機車 (1号及び2号炉共用)

台 数

高压発電機車 4^{※2}

中容量発電機車 2^{※2}

※2 保有台数を示す。1号炉及び2号炉共用で高压発電機車と中容量発電機車を組合わせて台数は4台(予備2台)とする。

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)

直流電源用発電機 (1号及び2号炉共用)

台 数 4 (予備2)

容 量 約 220kVA (1台当たり)

電 圧 220V

可搬型直流変換器（1号及び2号炉共用）

個 数 4（予備2）

容 量 400A以上（1個当たり）

変圧器車（1号及び2号炉共用）

台 数 2（予備2）

容 量 約300kVA（1台当たり）

可搬型分電盤（1号及び2号炉共用）

個 数 14（予備7）

電 圧 440V

(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、アナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器の組合せを基本として、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た、炎感知器、防爆型の煙感知器、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受信機盤を設置する。

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る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、海水ポンプ用二

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、アナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器の組合せを基本として、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た、炎感知器、防爆型の煙感知器、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受信機盤を設置する。

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る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、海水ポンプ用二酸化炭素自動消火設備、ハロゲン化物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

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、海水ポンプエリア防護壁、海水ポンプエリア水密扉、中間建屋水密扉、制御建屋水密扉、貯留堰等により、津波から防護する設計とする。

海水ポンプエリア防護壁（1号及び2号炉共用）

（「津波に対する防護設備」及び「内部溢水に対する防護設備」と兼用）

個 数 1

貯留堰（1号及び2号炉共用）

（「津波に対する防護設備」及び「非常用取水設備」と兼用）

個 数 1

海水ポンプエリア水密扉（1号及び2号炉共用）

（「津波に対する防護設備」及び「内部溢水に対する防護設備」と兼用）

個 数 8

中間建屋水密扉

（「津波に対する防護設備」及び「内部溢水に対する防護設備」と兼用）

個 数 1

制御建屋水密扉（1号及び2号炉共用）

（「津波に対する防護設備」及び「内部溢水に対する防護設備」と兼用）

個 数 1

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、施設内に設ける壁、扉、堰等により、防護対象設備が、その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損なわない設計とする。

燃料取扱建屋堰

個 数 1

原子炉補助建屋水密扉

個 数 2

中間建屋水密扉（ヌ.(3)(ii)a.と一部兼用）

個 数 3

制御建屋水密扉（1号及び2号炉共用）

（ヌ.(3)(ii)a.と兼用）

個 数 1

海水ポンプエリア水密扉（1号及び2号炉共用）

（ヌ.(3)(ii)a.と兼用）

個 数 8

海水ポンプエリア防護壁（1号及び2号炉共用）

（ヌ. (3) (ii) a. と兼用）

個 数 1

海水管ダクト堅坑蓋

個 数 1

(iii) 補助ボイラ

補助ボイラ（1号及び2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、取水路、取水ピットを設置する。また、基準津波による引波時にも海水を取水できるよう貯留堰（取水口の一部）を設置する。

非常用取水設備の取水口、取水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、重大事故等時に 1 号炉及び 2 号炉で共用する設計とする。これらの設備は容量に制限がなく、1 号炉及び 2 号炉に必要な取水容量を十分に有しているが、共用により悪影響を及ぼさないよう、引き波時においても貯留堰により 1 号炉及び 2 号炉に必要な海水を確保する設計とする。

取水口（1 号及び 2 号炉共用）

（「ヌ. (3) (ii) a.」と一部兼用）

個 数 1

取水路（重大事故等時のみ 1 号及び 2 号炉共用）

個 数 1

取水ピット（重大事故等時のみ 1 号及び 2 号炉共用）

個 数 1

取水口、取水路及び取水ピットは、設計基準事故時及び重大事故時ともに使用する。

(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、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）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、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所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。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（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。

緊急時対策所を設置する緊急時対策棟は、緊急時対策棟（指揮所）及び緊急時対策棟（休憩所）で構成する。

緊急時対策棟の設置工事において、緊急時対策棟（指揮所）と緊急時対策棟（休憩所）を接続する工事期間中は、緊急時対策所を代替緊急時対策所から緊急時対策棟（指揮所）内に移設し、緊急時対策所機能を確保する。

代替緊急時対策所は、その機能に係る設備を含め、必要な手続きを行った後、機能を緊急時対策所（指揮所）に移行する。緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）において引き続き使用する設備を除き、本移行をもって代替緊急時対策所の機能を廃止するが、緊急時対策所（緊急時対策棟内）において緊急時対策棟（休憩所）として使用する。

緊急時対策所（指揮所）と緊急時対策棟（休憩所）を合わせた緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、その機能に係る設備を含め、必要な手続きを行った後、緊急時対策所としての機能を持たせる。

a. 緊急時対策所（指揮所）

緊急時対策所（指揮所）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 データ表示装置並びに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、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設計

とする。

緊急時対策所（指揮所）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、基準地震動に対する地震力に対し、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」、「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（指揮所）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。

緊急時対策所（指揮所）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、緊急時対策所（指揮所）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、対策要員が緊急時対策所（指揮所）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（指揮所）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（指揮所）の緊急時対策所遮へい、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（加圧判断用）を使用する。

緊急時対策所（指揮所）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、緊急時対策所（指揮所）内でのマスクの着用、交代要員体制及び安定よう素剤の服用がなく、仮設設備を考慮しない要件においても、緊急時対策所（指揮所）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（指揮所）の緊急時対策所遮へいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（指揮所）の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（指揮所）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（指揮所）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、緊急時対策所（指揮所）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、緊急時対策所（指揮所）の気密性及び緊急時対策所遮へいの性能とあいまって、居住性に係る判断基準であ

る緊急時対策所（指揮所）にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。なお、換気設計にあたっては、緊急時対策所（指揮所）の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。

緊急時対策所（指揮所）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（指揮所）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可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を保管する設計とする。

緊急時対策所（指揮所）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緊急時対策所（指揮所）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（指揮所）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、

緊急時対策所（指揮所）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）については、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（指揮所）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、緊急時対策所（指揮所）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。

緊急時対策所（指揮所）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（指揮所）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、緊急時対策所用発電機車を使用する。

緊急時対策所用発電機車は、1台で緊急時対策所（指揮所）に給電するために必要な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から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。

代替緊急時対策所の緊急時対策所換気設備、代替緊急時対策所エリアモニタ、可搬型エリアモニタ（加圧判断用）、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、通信連絡設備、SPDS データ表示装置及び代替緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所（指揮所）への機能の移行をもって廃止する。なお、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）は、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）において緊急時対策所情報収集設備の緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）として引き続き使用する。

代替緊急時対策所の緊急時対策所遮へいは、緊急時対策所（指揮所）への機能の移行をもって廃止するが、緊急時対策所（緊急時対策棟内）において緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（緊急時対策棟内））の一部として使用する。

以下の設備は、緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（指揮所））を除き、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。

緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（指揮所））は、遮へい体を除き、緊急時対策所（緊急時対策棟内）において緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（緊急時対策棟内））の一部として引き続き使用する。

緊急時対策所（指揮所）の緊急時対策所遮へいは、「チ. (1) (iii) 遮へい設備」にて記載する。

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。

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]

緊急時対策所情報収集設備

緊急時運転パラメータ伝送システム (SPDS) (1号及び2号炉共用) (「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 (1号及び2号炉共用)

(「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 (1号及び2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 (1号及び2号炉共用)

台 数 2

容 量 約 1.8m³/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]

可搬型エリアモニタ（加圧判断用）（1号及び2号炉共用）
（チ.(2)と兼用）

個 数 1（予備1）

酸素濃度計（1号及び2号炉共用）

個 数 2（予備2）

二酸化炭素濃度計（1号及び2号炉共用）

個 数 2（予備2）

緊急時対策所用発電機車（1号及び2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。

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 データ表示装置並びに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、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設計とする。

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、基準地震動に対する地震力に対し、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」、「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（緊急時対策棟内）の緊急時対策所遮へい、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（加圧判断用）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、交代要員体制及び安定よう素剤の服用がなく、仮設設備を考慮しない要件においても、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（緊急時対策棟内）の緊急時対策所遮へいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（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、換気設計にあたっては、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。

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可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、以下の重大事故等対処設備（情報の把握）を設ける。

重大事故等対処設備（情報の把握）として、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに緊急時対策所（緊急時対策棟内）において把握できる情報収集設備を使用する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の情報収集設備として、事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所（緊急時対策棟内）で表示できるよう、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を設置する設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）については、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から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（緊急時対策棟内）の緊急時対策所遮へいは、「チ.(1)(iii)遮へい設備」にて記載する。

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。

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]

緊急時対策所情報収集設備

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（1号及び2号炉共用）（「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（1号及び2号炉共用）

（「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（1号及び2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（1号及び2号炉共用）

台 数 2

容 量 約 1.8m³/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]

可搬型エリアモニタ（加圧判断用）（1号及び2号炉共用）
（チ.(2)と兼用）

個 数 1（予備1）

酸素濃度計（1号及び2号炉共用）

個 数 2（予備2）

二酸化炭素濃度計（1号及び2号炉共用）

個 数 2（予備2）

緊急時対策所用発電機車（1号及び2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。

(vii) 通信連絡設備

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、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）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。

なお、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。

なお、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（指揮所）への機能の移行をもって廃止する。

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通信連絡を行うために必要な通信設備（発電所内）及び緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）を設ける。

通信設備（発電所内）として、重大事故等が発生した場合に必要な衛星携帯電話設備、無線連絡設備及び携帯型通話設備は、中央制御室、原子炉補助建屋、緊急時対策棟（指揮所）又は緊急時対策棟に設置又は保管する設計とする。

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）は、原子炉補助建屋に設置し、SPDS デー

タ表示装置は、緊急時対策棟（指揮所）又は緊急時対策棟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衛星携帯電話（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及び緊急時対策所用発電機車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、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の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）については、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 データ表示装置については、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緊急時対策所用発電機車から給電できる設計とする。

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通信連絡を行うために必要な通信設備（発電所外）及び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）を設ける。

通信設備（発電所外）として、重大事故等が発生した場合に必要な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は、緊急時対策棟（指揮所）又は緊急時対策棟に設置又は保管する設計とする。

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）は、原子炉補助建屋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衛星携帯電話（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緊急時対策所用発電機車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、充電機を使用しており、予備の充電機と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電機は、中央制御室、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の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について

では、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緊急時対策所用発電機車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）については、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については、固縛又は転倒防止処置を講じ、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。

緊急時対策所用発電機車については、「ヌ. (3) (vi) 緊急時対策所」にて記載する。

運転指令設備（1号及び2号炉共用）	一式
非常用サイレン（1号及び2号炉共用）	一式
加入電話設備（1号及び2号炉共用）	一式
電力保安通信用電話設備（1号及び2号炉共用）	一式
テレビ会議システム（社内）（1号及び2号炉共用）	一式
衛星携帯電話設備（1号及び2号炉共用）	一式
無線連絡設備（1号及び2号炉共用）	一式
携帯型通話設備（1号及び2号炉共用）	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（1号及び2号炉共用）	一式
緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（1号及び2号炉	

共用) (ヌ. (3) (vi) と兼用)

一式

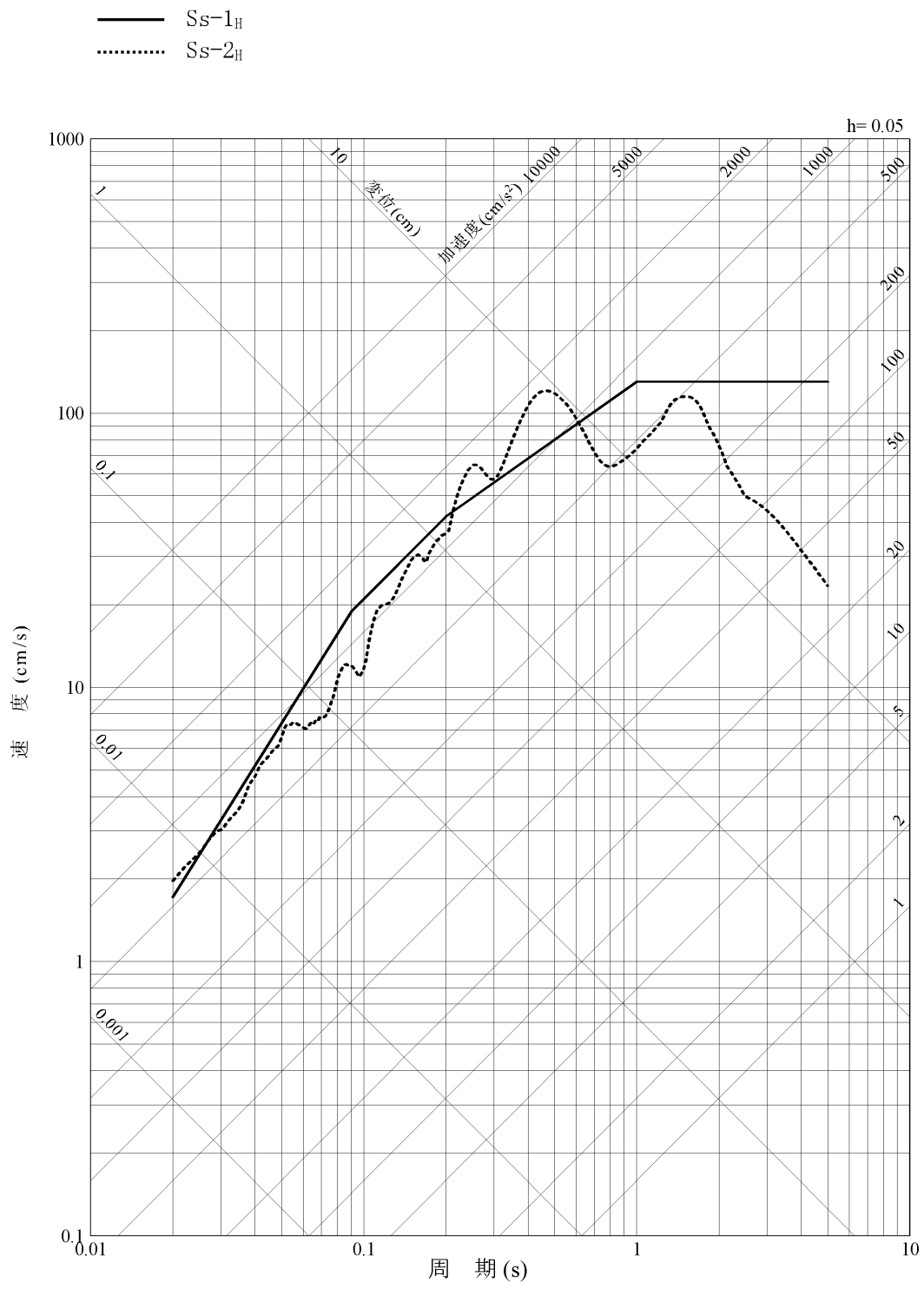
SPDS データ表示装置 (1号及び2号炉共用) (ヌ. (3) (vi) と兼用)

一式

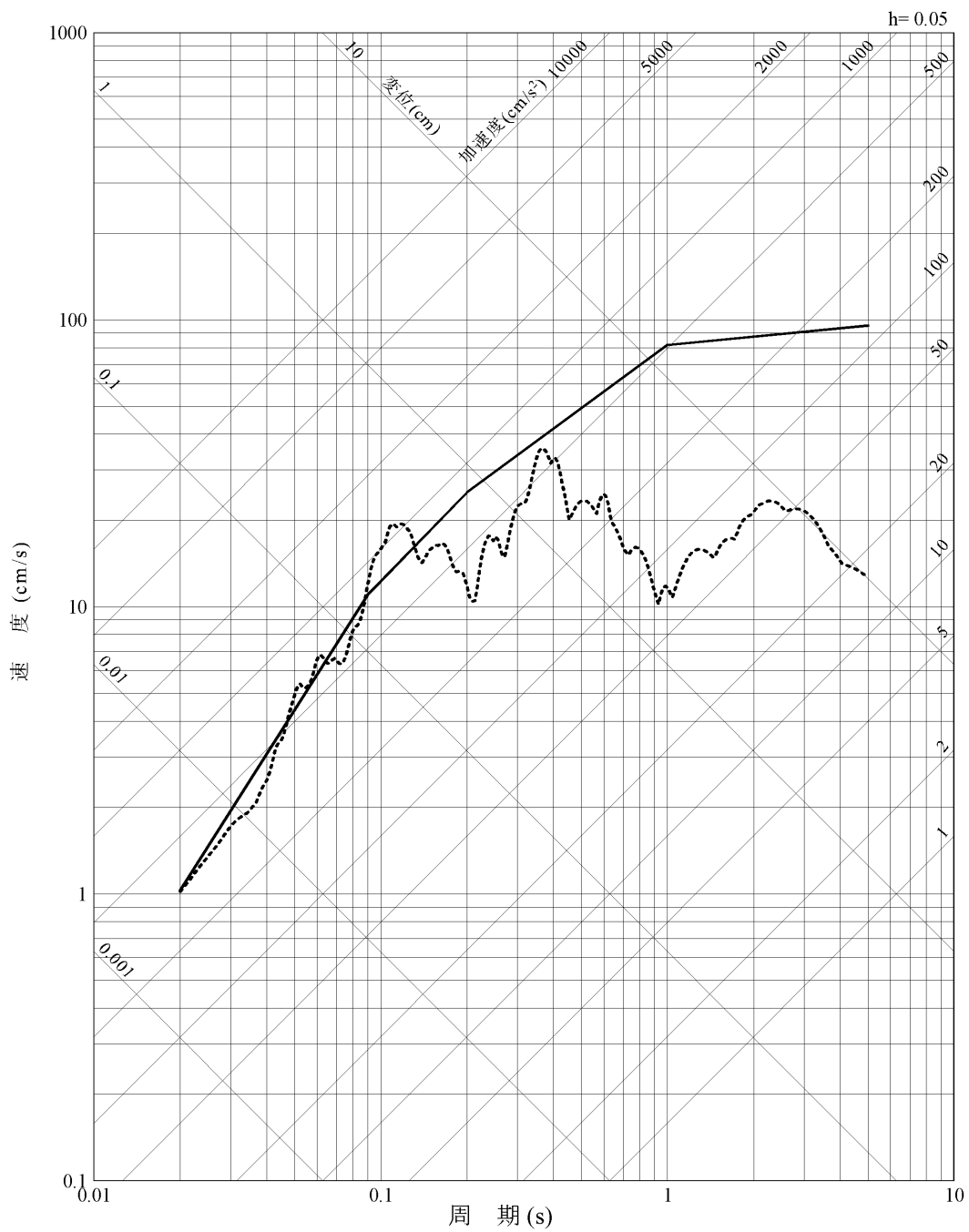
携帯型通話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置(携帯型)、衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話(固定型、携帯型)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)及びSPDS データ表示装置は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

(viii) 特定重大事故等対処施設を構成する設備

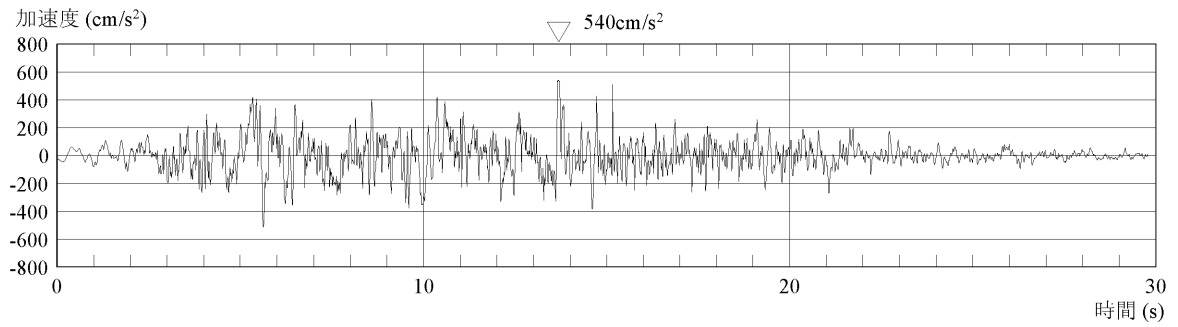
防護上の観点から、参考資料Ⅱ-1に記載する。



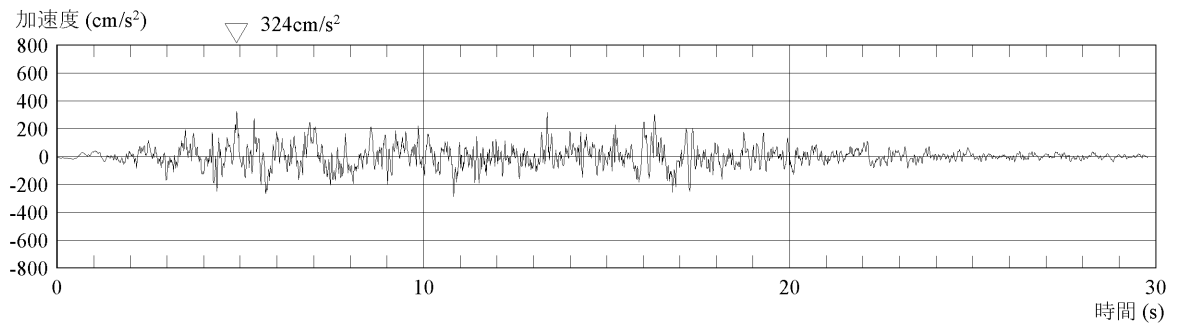
第 1.3.1-1 図 基準地震動の応答スペクトル（水平方向）



第 1.3.1-2 図 基準地震動の応答スペクトル (鉛直方向)

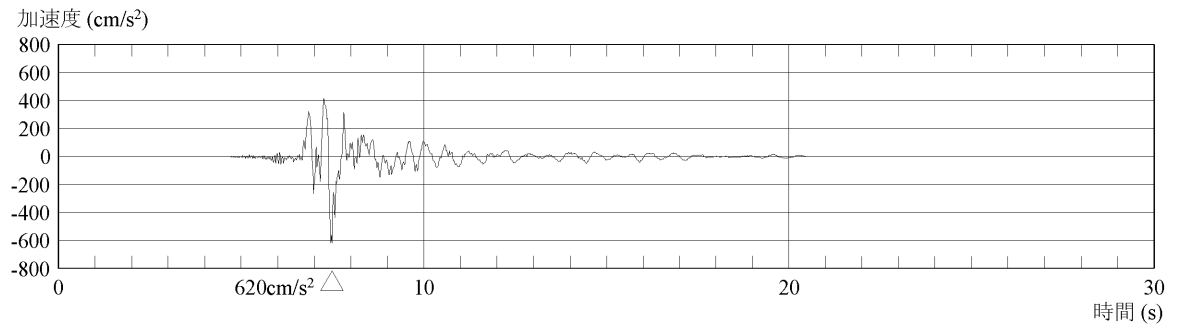


加速度（水平方向：S_{S-1H}）

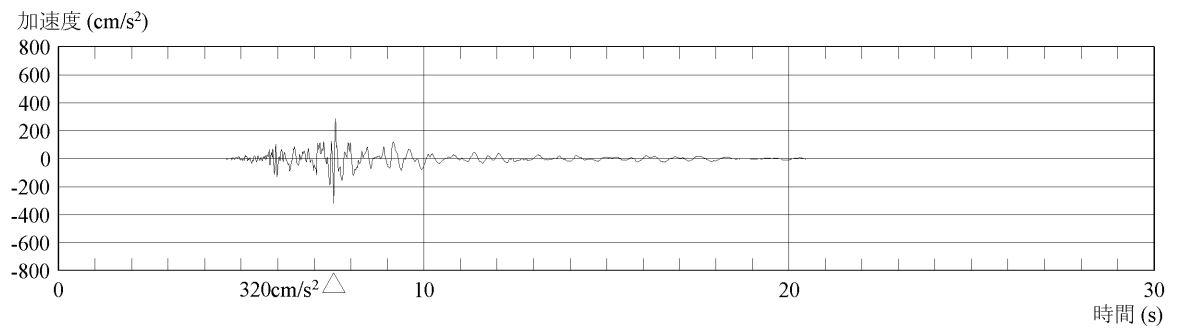


加速度（鉛直方向：S_{S-1V}）

第 1.3.1-3 図 基準地震動 S_{S-1} の設計用模擬地震波の時刻歴波形

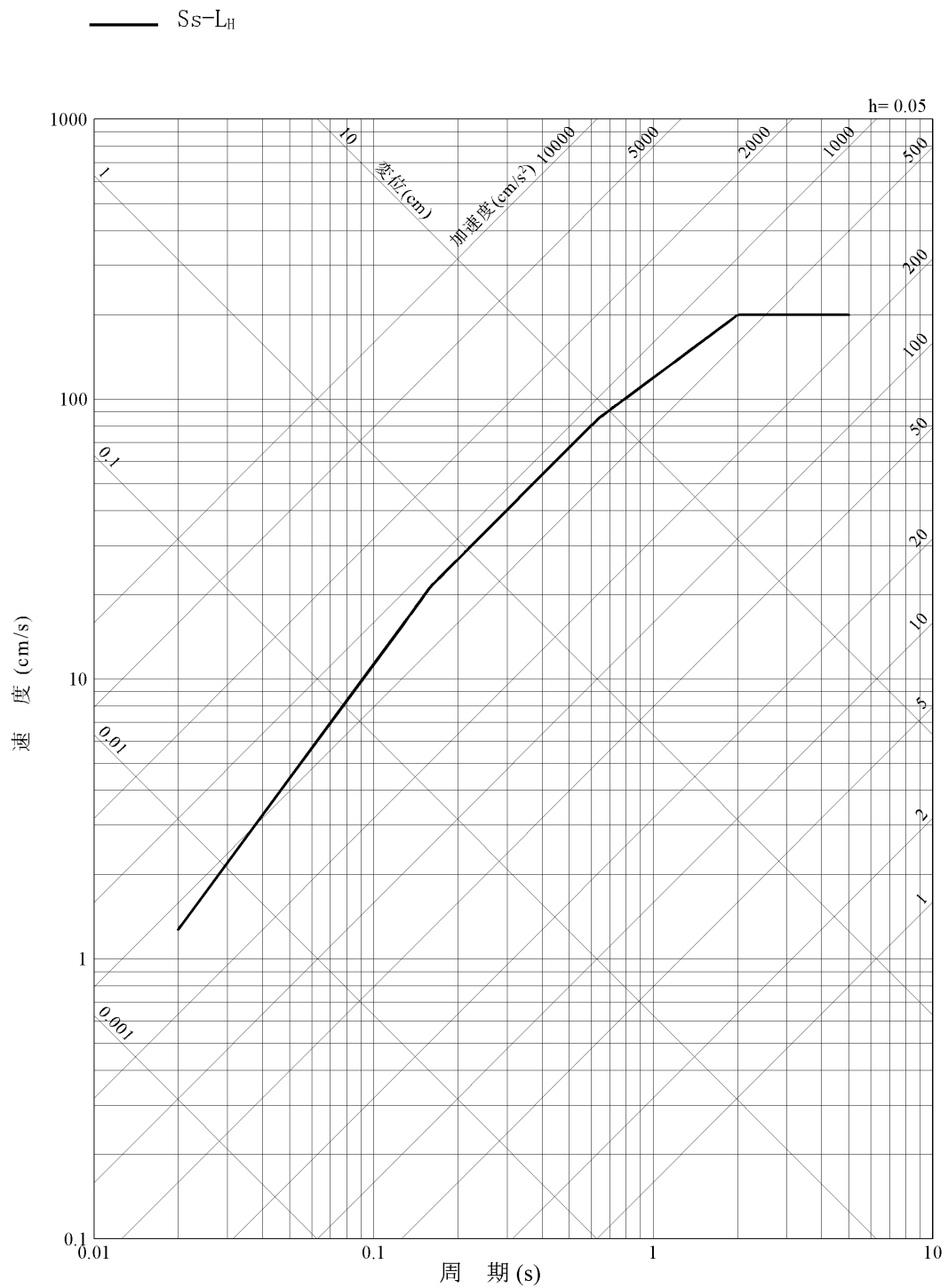


加速度（水平方向：S_S-2_H）

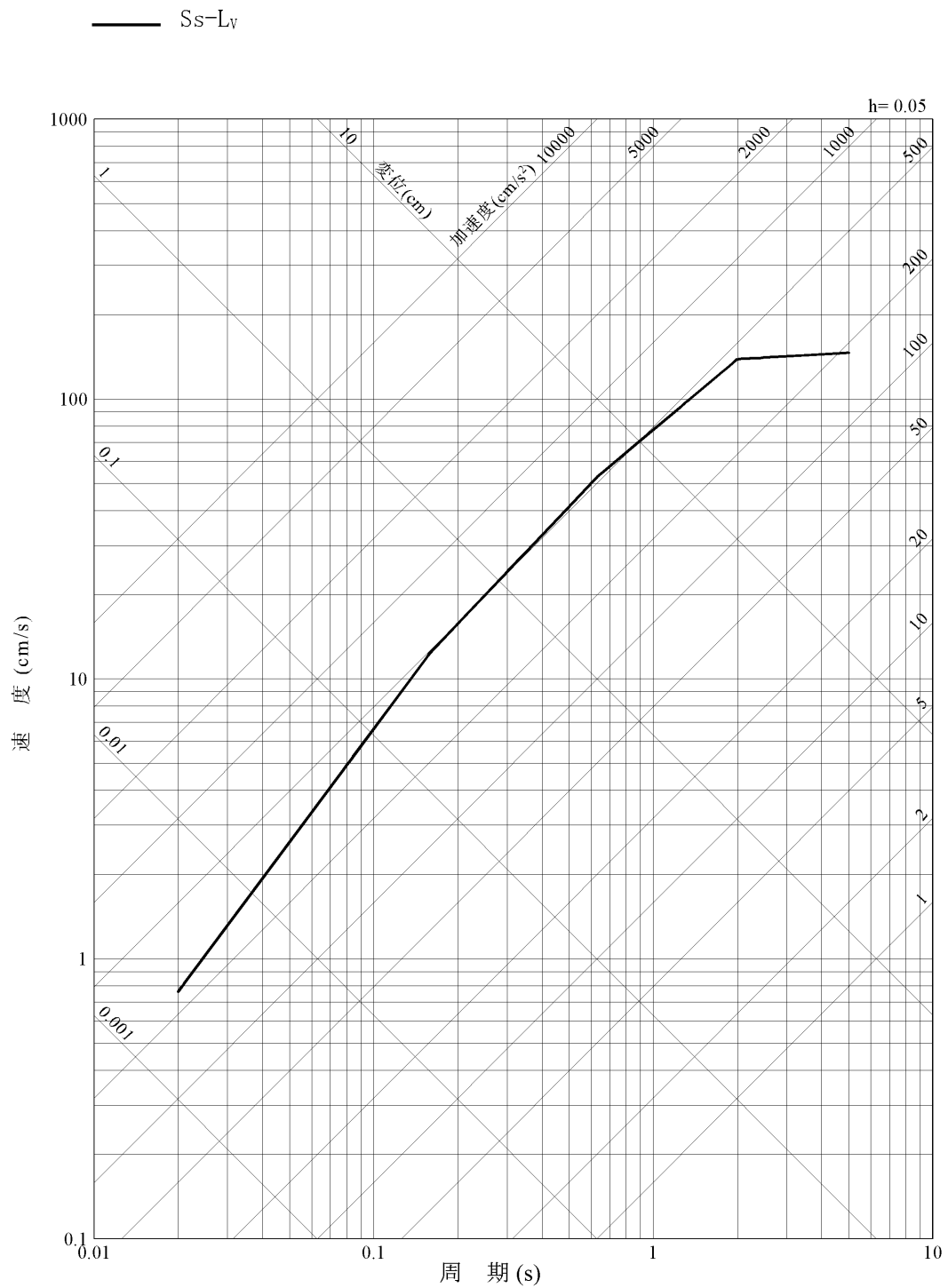


加速度（鉛直方向：S_S-2_V）

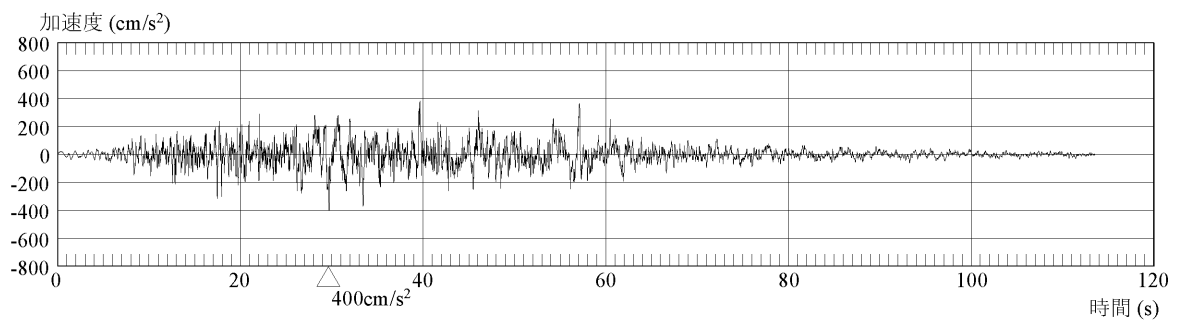
第 1.3.1-4 図 基準地震動 S_S-2 の地震波の時刻歴波形



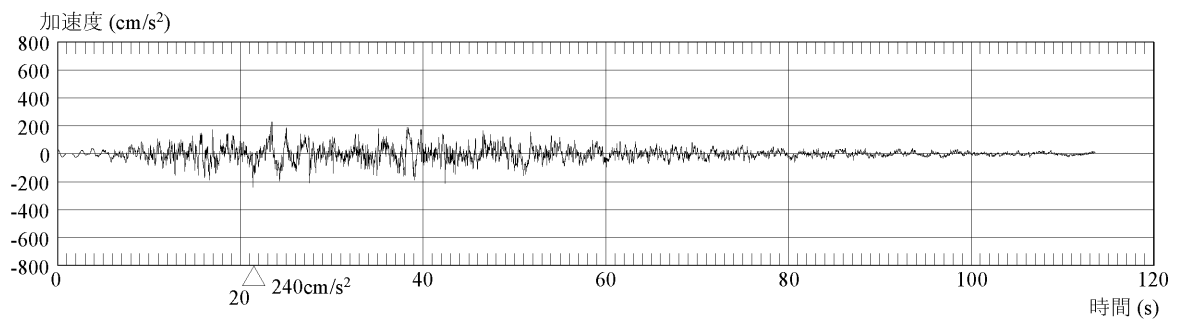
第 1.3.1-5 図 免震構造施設設計用基準地震動の応答スペクトル(水平方向)



第 1.3.1-6 図 免震構造施設設計用基準地震動の応答スペクトル (鉛直方向)

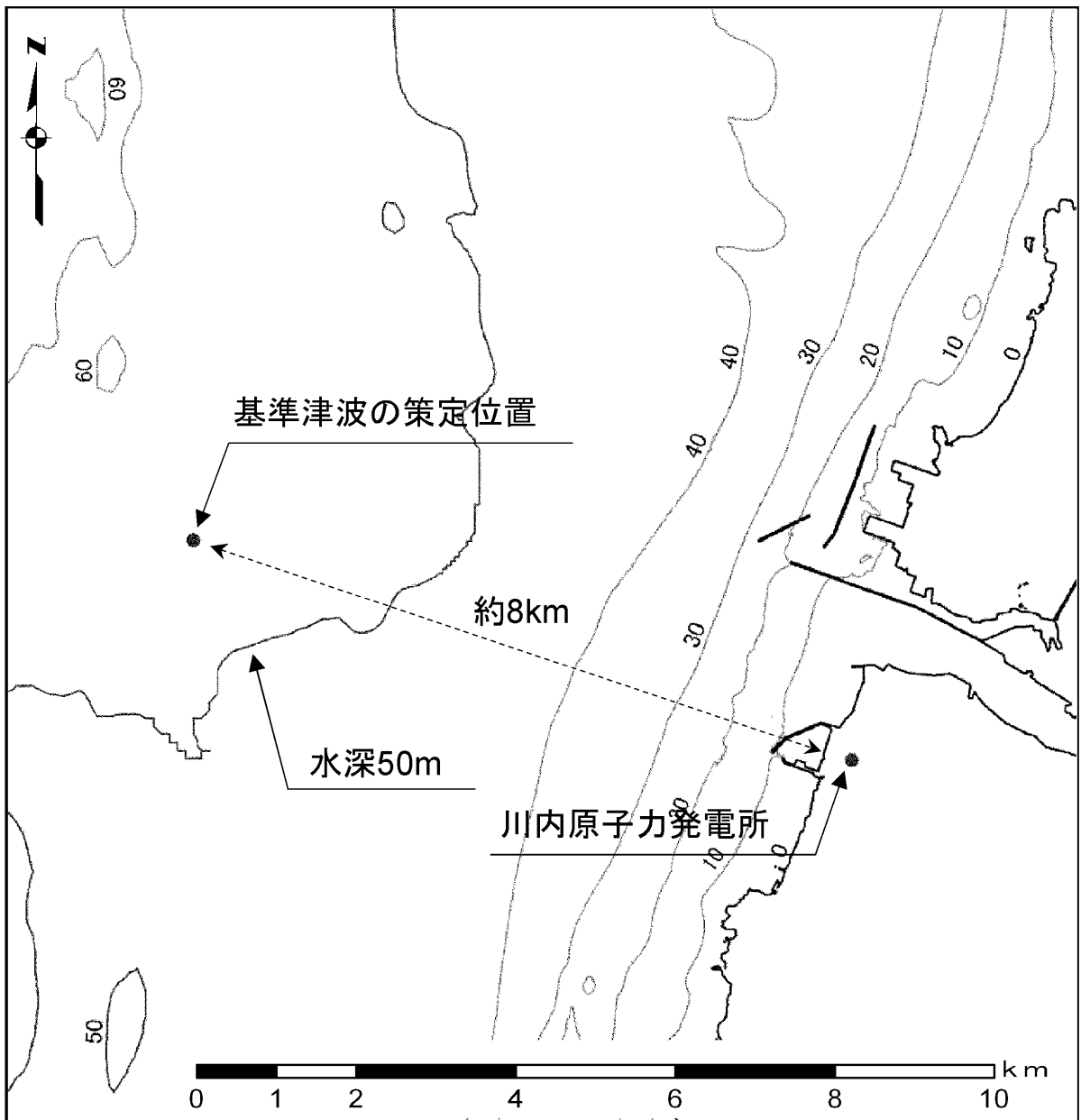


加速度 (水平方向 : S_S-L_H)

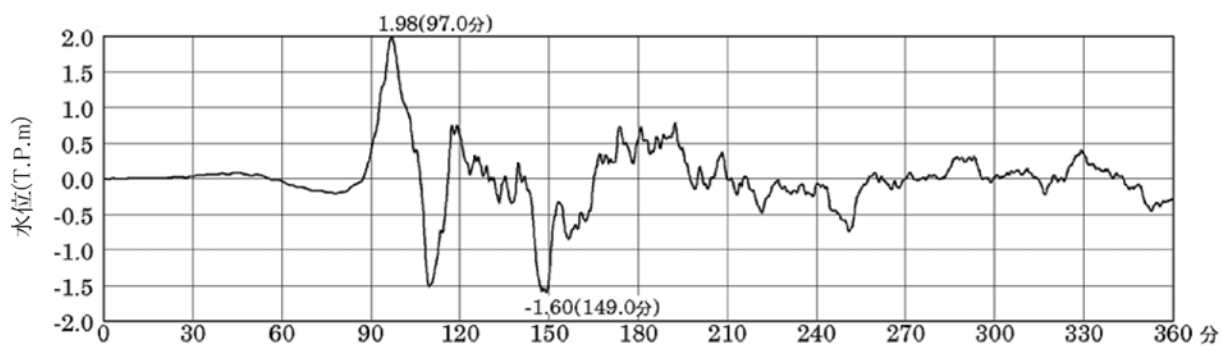


加速度 (鉛直方向 : S_S-L_V)

第 1.3.1-7 図 免震構造施設設計用基準地震動 S_S-L の設計用模擬地震波の時刻歴波形



第 1.3.1-8 図 基準津波の策定位置



第 1.3.1-9 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

川内原子力発電所 1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、川内原子力発電所 第1号機の燃料貯蔵設備及び取扱設備について記載するものであり、設計要件（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準及び許認可申請図書等に準拠して記載する。

1.2. 系統の概要

本書で記載する系統・設備は、燃料取替用水系統、使用済燃料ピット水浄化冷却系統、燃料貯蔵設備及び取扱設備によって構成される。

1.2.1. 燃料取替用水系統

燃料取替用水系統は、燃料取替用水タンク、燃料取替用水ポンプ、配管、弁等で構成され、燃料取替時に原子炉キャビティ等にほう酸水を供給する機能を有する系統である。燃料取替用水タンクは、原子炉冷却材喪失事象時において原子炉を冷却するために必要となるほう酸水を非常用炉心冷却設備に供給するため、また、原子炉格納容器内の圧力を最高使用圧力以下に低減するために必要となるほう酸水を圧力低減設備その他の安全設備に供するための水源となる。また、使用済燃料ピット水位低下時において、通常の補給系が使用できない場合、燃料取替用水タンク水を燃料取替用水ポンプ経由で使用済燃料ピットへ補給する機能も有する。

燃料取替用水系統の安全機能を期待する設計基準事故は、2.2.1 に示される。

燃料取替用水系統のうち燃料取替用水タンクは安全重要度分類（2.2.2.1）上、特に重要度の高い安全機能である「炉心冷却機能」、「未臨界維持機能」、「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能」（何れも MS-1）を有し、耐震 S クラスで設計される。

燃料取替用水ポンプの電動機は、各々独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により給電する設計としている。

1.2.2. 使用済燃料ピット水浄化冷却系統

使用済燃料ピット水浄化冷却系統は、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット冷却器、使用済燃料ピットフィルタ、使用済燃料ピット脱塩塔、配管、弁等で構成され、使用済燃料ピット水の冷却及び浄化する機能を有する系統である。

使用済燃料ピットポンプでピットから水を取り出し、使用済燃料ピット冷却器管側を通し、そこで、胴側を通る冷却水によって熱除去を行い、ピットに水を戻す。また、使用済燃料ピット水の浄化を行う場合、一部のバイパス流をフィルタに通し固形分及び溶存する不純物を除去する。

1.2.3. 燃料貯蔵設備及び取扱設備

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、新燃料貯蔵庫、使用済燃料ピット、原子炉キャビティ及び燃料取替チャンネル、燃料取替クレーン、使用済燃料ピットクレーン、燃料取扱建屋クレーン、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を行うものである。

燃料貯蔵設備及び取扱設備の安全機能を期待する設計基準事故は、2.2.1 に示される。

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、安全重要度分類上、「原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能 (PS-2)」及び「燃料を安全に取り扱う機能 (PS-2)」を有する。また、燃料貯蔵設備は耐震 S クラス、燃料取扱設備は耐震 B クラスで設計される。

1.3. 章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項	
1	概要		
	1.1	本書の目的 当該 DBD の対象系統を明確にする。	
	1.2	系統の概要 当該系統の主たる機能、安全重要度及び構成について概略記載する。	
	1.3	章構成と記載事項 本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。	
2	設計要件		
	2.1	準拠すべき設置許可基準規則等 当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。	
	2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
		2.2.1	安全機能に関する設計要件 系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
		2.2.2	信頼性に関する設計要件 次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
		2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件 当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
		2.2.2.2	その他の一般的な設計要件 外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。	
	3.1	系統構成設備 2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。	

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タンクにほう酸水を貯蔵し、炉心の未臨界を維持できるのに十分なほう素濃度としなければならない。これは、設計基準事象の原子炉冷却材喪失等を対象とした長期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) 燃料取替用水タンク水のほう素濃度

燃料取替用水タンク水のほう素濃度は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

2) 炉心冷却機能

燃料取替用水系統は、高圧注入系及び低圧注入系の水源として燃料取替用水タンクにほう酸水を貯蔵し、1次冷却材喪失事故に対して原子炉を冷却し、燃料及び燃料被覆の重大な損傷を防止でき、かつ、燃料被覆のジルコニウムと水の反応を十分小さな量に制限する機能を有しなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 燃料取替用水タンク水の水量

燃料取替用水タンクの水量は、高圧注入系及び低圧注入系の水源として必要な水量を保有しなければならない。

3) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能

燃料取替用水系統は、格納容器スプレイ系統の水源として燃料取替用水タンクにほう酸水を貯蔵し、1次冷却材喪失事故等時に原子炉格納容器の内圧ピークを最高使用圧力以下に保ち、再び大気圧程度に減圧するとともに、原子炉格納容器内の放射性よう素を除去するための薬品が添加されるほう酸水を提供する機能を有しなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 燃料取替用水タンク水の水量

燃料取替用水タンクの水量は、格納容器スプレイ系統の水源として必要な水量を保有しなければならない。

4) 燃料プール水の補給機能

燃料取替用水系統は、使用済燃料ピット水位低下時において通常の補給系が使用できない場合に、燃料取替用水タンク水を燃料取替用水ポンプ経由で使用済燃料ピットへ補給する機能を有しなければならない。また、使用済燃料ピット水浄化冷却系統は、その補給水に対するバウンダリ機能を有しなければならない。

5) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能（放射性物質を貯蔵する機能）

燃料貯蔵設備は燃料体等を貯蔵する機能を有していなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 貯蔵容量

使用済燃料の貯蔵容量は全炉心燃料の取出し及び1回の燃料取替えに必要な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、燃料取扱建屋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、燃料取扱建屋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	及 び 放 射 性 物 質 の 閉 じ 込 め 機 能、 放 射 線 の 遮 へ い	燃 料 プ ー ル 水 の 補 給 機 能	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
設計 基 準 事 象	原子炉冷却材中のほう素の 異常な希釈	添付書類十 2.2.4	○	—	—	—	—	—
	2次冷却系の異常な減圧	添付書類十 2.3.6	○	—	—	—	—	—
	出力運転中の非常用炉心冷 却系の誤起動	添付書類十 2.4.3	—	※2	—	—	—	—
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.2.1	※1	○	○	—	—	—
	主蒸気管破断	添付書類十 3.2.5	○	—	—	—	—	—
	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十 3.4.2	—	○	—	—	—	—
	燃料集合体の落下	添付書類十 3.4.3	—	—	—	—	※3	※3
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.4.4	※1	○	○	—	—	—
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.5.1	※1	○	○	—	—	—

※1：長期的な未臨界性確保のために燃料取替用水タンクのほう酸水に期待している。

※2：当該事象に対して燃料取替用水系統は安全機能を期待しているものではなく、安全解析上の外乱として、安全注入系統が誤動作し、水源として使用されることを想定している。

※3：燃料集合体落下時の安全解析における使用済燃料ピット水中での除染係数の前提として、使用済燃料ピットの水位に期待している。

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612・2010）」を参照すると、燃料取替用水系統のうち燃料取替用水タンクは、『炉心冷却機能』、『未臨界維持機能』及び『放射性物質の閉じ込め機能』を有する MS・1 に分類され、設置許可基準規則による「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの（第十二条 2 項）及び「重要安全施設」（第十二条 6 項）に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条 2 項に従い、最も厳しい単一故障を想定しても系統機能を満足する設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条 6 項に従い、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としなければならない。

上記要求に対して、燃料取替用水タンクは、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器に該当しないため、燃料取替用水タンクは 1 基設置している。また、燃料取替用水タンクは原子炉間で共用又は相互接続しない設計としている。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1 で抽出される設置許可基準規則の要求のうち、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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、JEAG4601に基づく耐震設計としている。3章に示す燃料貯蔵設備及び取扱設備に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計としている。

2) 津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、燃料貯蔵設備及び取扱設備は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。

- i) 燃料貯蔵設備及び取扱設備の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設、及び耐震 S クラスの施設が該当する。

3) 外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

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

A) 竜巻防護

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

- i) 燃料貯蔵設備及び取扱設備の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) これら燃料貯蔵設備及び取扱設備の防護対象施設のうち、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。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) 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。

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ストを設置している。

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

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、設計基準対処施設に該当するため「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3. 設備の仕様及び安全機能

3.1. 系統構成設備

燃料貯蔵設備及び取扱設備を構成する設備の仕様及び安全機能について表 3.1-1 に示す。

表3.1-1 各設備の仕様及び安全機能(1/3)

機器名称	設備概略仕様	安全重要度	機器クラス(DB/SA) (注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類八	設工認要目表	保安規定
燃料取替クレーン	容量:燃料集合体1体分	PS-2	-	B	6)燃料を安全に取り扱う機能 A)燃料保護 B)水深 C)臨界防止	-	参考資料に示す。	燃料取扱建屋クレーン、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	容量:吊荷重2t	PS-2	-	B	6)燃料を安全に取り扱う機能 A)燃料保護 B)水深 C)臨界防止	-	参考資料に示す。	使用時の吊荷の重量及び吊上げ上限高さを管理すること。 燃料取扱建屋クレーン、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。
制御棒取替装置	容量:制御棒クラスト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	-	-	燃料取扱建屋クレーン、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A、B	使用済燃料ビットA:燃料集合体856(864) 使用済燃料ビットB:燃料集合体1012	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	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+12.70m以上であることを確認する。
					6)燃料を安全に取り扱う機能 B)水深			

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。

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
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+12.70m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 使用済燃料ピットA用、B用	使用済燃料ピットA用: 燃料集合体 856 使用済燃料ピットB用: 燃料集合体 1012	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1.870体分 (全炉心燃料の約1,190%相当分)	参考資料に示す。	原子炉に全ての燃料が装荷されている状態で、使用済燃料ピットに1炉心以上の使用済燃料ラックの空き容量が確保されていることを巡視点検時に確認する。
破損燃料保管容器ラック 使用済燃料ピットA用	燃料集合体 8	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128	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	-	参考資料に示す。	-
1号RWST供給逆止弁	逆止弁	MS-2	DB3 /-	S	4) 燃料プール水の補給機能	-	-	-
1号RWSTポンプ入口逆止弁	逆止弁	MS-2	DB3 /-	S	4) 燃料プール水の補給機能	-	-	-
1号RWST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	-	-	-

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。

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
1号燃料取替用水タンク	容量: 1800m ³ (注2)	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1,800m ³ ほう素濃度:2,700ppm以上	参考資料に示す。	ほう酸水量: 1,600m ³ 以上 ほう素濃度: 2,700ppm以上
1A,B燃料取替用水ポンプ	—	MS-2	N /-	S	4) 燃料プール水の補給機能	—	参考資料に示す。	—
配管・継手 (安全機能に関わる範囲)	—	MS-2	DB2,DB3,N /-	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。

注2: 公称値

設計基準文書 系統編

1 次冷却系統

川内原子力発電所 1 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、川内原子力発電所1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・逃がし元弁は、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	系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。	
		2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の2つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。	
			2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
			2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。			
	3.1	系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。		

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

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
- 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

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 2.1.1-1、表 2.1.1-2、及び表 2.1.1-3 に示す 1次冷却系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

1次冷却系統は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能を有しなければならない。

2) 原子炉停止後の除熱機能

蒸気発生器は、原子炉停止後の除熱機能を有しなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 蒸気発生器の伝熱性能

蒸気発生器の伝熱性能は、蒸気発生器を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値である。解析で使用する蒸気発生器伝熱管施栓率 10%想定時の安全解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

安全解析では、蒸気発生器伝熱管施栓率 10%を想定した評価において、1次冷却材体積の減少、伝熱面積の減少、流路抵抗の増加などを考慮する。流路抵抗については、「7) 原子炉冷却材の循環機能」において熱設計流量を上回ることを設計要件としていることで包含されるため、蒸気発生器の流路抵抗を個別に管理する必要はない。また、1次冷却材体積については、施栓率に基づく伝熱面積を管理することで間接的に管理されるため、蒸気発生器の1次冷却材体積

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。

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小起動時間

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小値として、表 2.2.1-1 に示す事象の解析条件を上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。

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

		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)
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		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
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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す 1 次冷却系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計としている。

2) 津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

1 次冷却系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して 安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ 1 次冷却系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。

- i) 1 次冷却系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に関する施設及び耐震 S クラスの施設が該当する。

3) 外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

1 次冷却系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

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

A) 竜巻防護

1次冷却系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

- i) 1次冷却系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1,2に属する施設が該当する。
- ii) これら1次冷却系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

- i) 1次冷却系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1,2に属する施設が該当する。
- ii) これら1次冷却系統の防護対象施設のうち屋内の施設は、これらを内包する建屋により想定される火山事象から防護する設計としている。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

- i) 1次冷却系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1,2に属する施設が該当する。
- ii) 1次冷却系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4) 火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

1次冷却系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

1 次冷却系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準が定める火災防護対策を講じた設計としている。

5) 溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

1 次冷却系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

1 次冷却系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。

6) 耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

1 次冷却系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設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、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 45 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

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(1/2)

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
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	参考資料に示す。	—
A、B、C蒸気発生器	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 2) 原子炉停止後の除熱機能 A) 蒸気発生器の伝熱性能 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	最高使用圧力: 17.16MPa 伝熱面積: 約5,060m ² (1基当たり)	参考資料に示す。	—
A、B、C1次冷却材ポンプ	容量: 20,100m ³ /h/個 (注2)	PS-1 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。	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 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 8-2) RCP起動時間 A) 1次冷却材ポンプの起動時間	容量: 約20,100 (m ³ /h) / 台 揚程: 約80m 最高使用圧力: 175kg/cm ² G	参考資料に示す。	—
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: 17.16MPa)	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	—	—	—
1号加圧器A、B逃がし弁	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	—	—	—

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
1号加圧器A、B、C安全弁	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	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			
1号加圧器A、Bスプレイ弁	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	—	—
1号加圧器A、B逃がし弁	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	参考資料に示す。	参考資料に示す。
					5) 吹き止まり機能			
					6) 異常状態の緩和機能 6-1) 異常状態において1次冷却系統を減圧する機能			
					8) その他の設計要件 8-4) 加圧器逃がし弁誤開時の吹き出し容量 A) 加圧器逃がし弁の最大容量			
配管(一次冷却材管)	—	PS-1 MS-2	DB1 / SA2 (一部SAクラス対象外)	S	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	参考資料に示す。	—
					4) 事故時のプラント状態の把握機能			

注1: 機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「—」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

川内原子力発電所 1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、川内 1 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、SG 水張制御弁、主給水隔離弁等で構成されている。設計基準事故である、主給水流量喪失、主給水管破断時等、通常の給水機能及び除熱機能が喪失した場合でも、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他残留熱を除去すべく、主給水隔離弁及び主給水配管が補助給水の流路となり、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び主蒸気隔離弁によって蒸気を大気に放出することで 1 次冷却系を冷却する機能を有する系統である。

主蒸気及び主給水系統の安全機能を期待する設計基準事故は 2.2.1 に示される。

主蒸気及び主給水系統は安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「原子炉停止後の除熱機能」、「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能」（何れも MS-1）を有するため、主蒸気及び主給水系統を構成する機器は単一故障を仮定しても安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている。駆動に電源を要する弁については、外部電源または非常用所内電源のいずれからも電力供給を受けられる設計としている。また、主蒸気及び主給水系統は、主給水逆止弁から主蒸気隔離弁までの範囲については、耐震 S クラスで設計される。

1.3. 章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項		
1	概要			
	1.1	本書の目的 当該 DBD の対象系統を明確にする。		
	1.2	系統の概要 当該系統の主たる機能、安全重要度及び構成について概略記載する。		
	1.3	章構成と記載事項 本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。		
2	設計要件			
	2.1	準拠すべき設置許可基準規則等 当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。		
	2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。	
		2.2.1	安全機能に関する設計要件 系統機能表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。	
		2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
			2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件 当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
			2.2.2.2	その他の一般的な設計要件 外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。		
	3.1	系統構成設備 2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。		

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

主蒸気及び主給水系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条 定義
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設
- 第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第二十一条 残留熱を除去することができる設備
- 第二十三条 計測制御系統施設
- 第二十四条 安全保護回路
- 第三十一条 監視設備
- 第三十二条 原子炉格納施設
- 第三十三条 保安電源設備

[技術基準規則]

- 第十七条 材料及び構造
- 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十条 安全弁等
- 第二十一条 耐圧試験等
- 第四十八条 準用

2.2. 系統の設計要件

2.1 で示した主蒸気及び主給水系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに主蒸気及び主給水系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十一条、第三十三条については、主蒸気及び主給水系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1）

- 第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第二十一条 残留熱を除去することができる設備
- 第三十二条 原子炉格納施設

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

主蒸気及び主給水系統には、以下の安全機能が要求される。¹

- 原子炉停止後の除熱機能
- 異常状態の緩和機能
- その他の設計要件

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定めることに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行うことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 に示す主蒸気及び主給水系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

1) 原子炉停止後の除熱機能

主蒸気・主給水系統は、原子炉停止後の除熱機能を有しなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 主蒸気安全弁の最小容量

原子炉停止後にタービンバイパス系及び主蒸気逃がし弁が使用できない場合、主蒸気圧力の上昇に伴い主蒸気安全弁が作動することで1次冷却系の除熱が有効となる。主蒸気安全弁の最小容量としては、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

B) 主蒸気安全弁の作動設定圧

原子炉停止後にタービンバイパス系及び主蒸気逃がし弁が使用できない場合、主蒸気圧力の上昇に伴い主蒸気安全弁が作動することで1次冷却系の除熱が有効となる。主蒸気安全弁の作動設定圧としては、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

C) 主蒸気逃がし弁の最小容量

原子炉停止後にタービンバイパス系が使用できない場合、主蒸気逃がし弁を手動操作することで長期的に安定した1次冷却系の除熱が維持される。主蒸気逃がし弁の最小容量は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

¹主蒸気及び主給水系統は CV バウンダリとしての放射性物質の閉じ込め機能（MS-1）を有するが、CV バウンダリに関しては、設計基準文書 系統編「原子炉格納施設」にて記載される。

D) 主蒸気隔離弁の最大閉止時間

主蒸気ラインや蒸気発生器伝熱管などに破損が生じた場合、破損した主蒸気ラインや蒸気発生器伝熱管破損を起こした蒸気発生器を隔離し、健全側の蒸気発生器から除熱を実施する必要があるため、主蒸気隔離弁は自動、または、手動で閉止する機能を有しなければならない。主蒸気隔離弁の閉止時間は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

2) 異常状態の緩和機能

主蒸気・主給水系統は、異常状態の緩和機能を有しなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 主給水ラインの隔離機能

主給水が継続されることで過冷却が促進されることを防止するため、主給水系統は自動で隔離され、蒸気発生器への給水を停止する機能を有しなければならない。主給水ラインの隔離機能は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価における想定を満足することが安全性を担保するための設計要件となる。

3) その他の設計要件

1) ～ 2) に示される安全機能に該当はしないが、安全解析の想定を超えないために重要な評価条件、および、その評価条件を担保するために必要な設計要件を記載する。

3-1) 主蒸気系統弁誤開時の蒸気流量

主蒸気系統は、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁のうち 1 弁、もしくは蒸気加減弁の全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、主蒸気逃がし弁のうち 1 弁、もしくは蒸気加減弁の全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、主蒸気逃がし弁のうち 1 弁、もしくは蒸気加減弁の全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、主蒸気逃がし弁のうち 1 弁、もしくは蒸気加減弁の全弁が誤開した場合の蒸気流量の変動による影響は、安全評価での保守的な想定による影響を上回ることはないことから、これらの弁の誤開による最大蒸気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。

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に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主給水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。

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	主給水制御弁誤開時の主給水流量	蒸気発生器伝熱管破損時の系外蒸気放出流量
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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、JEAG4601に基づく耐震設計としている。3章に示す主蒸気及び主給水系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計としている。

2) 津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、主蒸気及び主給水系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。

- i) 主蒸気及び主給水系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設及び耐震Sクラスの施設が該当する。

3) 外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

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

A) 竜巻防護

主蒸気及び主給水系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

- i) 主蒸気及び主給水系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。
- ii) これら主蒸気及び主給水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。
- iii) 主蒸気及び主給水系統の防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある屋外の施設は、防護対象施設の安全機能を損なうことが無いことを確認している。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

- i) 主蒸気及び主給水系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。
- ii) これら主蒸気及び主給水系統の防護対象施設のうち屋内の施設は、これらを内包する建屋により想定される火山事象から防護する設計としている。屋外の施設は、想定される火山事象により安全機能を損なうことのない設計としている。なお、配管については、積灰しない構造として取り扱う。
屋外に開口し降下火砕物を含む空気の流路となる防護対象施設を選定し、降下火砕物に対して、主蒸気及び主給水系統の火山防護に関する安全機能が維持できることを確認している。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

- i) 主蒸気及び主給水系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。
- ii) 主蒸気及び主給水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。外部火災による二次的影響(ばい煙)については、適切な防護対策を講じることで防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

4) 火災による損傷の防止 (内部火災防護)

① 設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

② 設計方針

主蒸気及び主給水系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準が定める火災防護対策を講じた設計としている。

5) 溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

主蒸気及び主給水系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。

6) 耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、設計基準事故及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設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、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることに

より、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設的环境条件には、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。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45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

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(1/4)

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	設工認要目表	保安規定
1A、1B、1C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183t/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			
1A、1B、1C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	—	—	—
1A-1、1B-1、1C-1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260t/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7個のうち 1個は、7.48MPa[gage]以下 他の1個は、7.65MPa[gage]以下 残り5個は、7.85MPa[gage]以下
1A-2、1B-2、1C-2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260t/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7個のうち 1個は、7.48MPa[gage]以下 他の1個は、7.65MPa[gage]以下 残り5個は、7.85MPa[gage]以下
1A-3、1B-3、1C-3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260t/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7個のうち 1個は、7.48MPa[gage]以下 他の1個は、7.65MPa[gage]以下 残り5個は、7.85MPa[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(2/4)

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
1A-4、1B-4、1C-4 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260t/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7個のうち 1個は、7.48MPa[gage]以下 他の1個は、7.65MPa[gage] 以下 残り5個は、7.85MPa[gage] 以下
1A-5、1B-5、1C-5 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260t/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7個のうち 1個は、7.48MPa[gage]以下 他の1個は、7.65MPa[gage] 以下 残り5個は、7.85MPa[gage] 以下
1A-6、1B-6、1C-6 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260t/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7個のうち 1個は、7.48MPa[gage]以下 他の1個は、7.65MPa[gage] 以下 残り5個は、7.85MPa[gage] 以下
1A-7、1B-7、1C-7 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260t/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7個のうち 1個は、7.48MPa[gage]以下 他の1個は、7.65MPa[gage] 以下 残り5個は、7.85MPa[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(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
1A、1B、1C 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
1A、1B、1C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	-	-	-
1A、1B、1C、1D、1E、1F、1G、1Hタービンバイパス弁	空気作動弁	PS-3 (注4) 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蒸気流量 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	-	-	-
1A、1B、1C主蒸気逆止弁	逆止弁	MS-2	- / -	C	2)異常状態の緩和機能	-	-	-
1号タービン動補助給水ポンプ A、B 蒸気元弁	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	-	-	-
1A、1Bタービン動補助給水ポンプ蒸気逆止弁	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(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
主蒸気系統 配管・継手 (CVバウンダリ内)	—	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	—	—	—
1A、1B、1C主給水隔離弁	電動弁	MS-1	DB2 / —	S	1)原子炉停止後の除熱機能 2)異常状態の緩和機能	—	—	—
1A、1B、1C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)主給水ラインの隔離機能	—	—	閉止可能であることを確認する。(定期事業者検査時)
1A、1B、1C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)主給水ラインの隔離機能	—	—	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)	—	MS-1	DB2 / SA2 (一部SAクラス対象外)	S	「設計基準文書 系統編 補助給水系統」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	—	—	—

1.3-368

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

川内原子力発電所 1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、川内1号機の余熱除去系統について記載するものであり、設計要件（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準及び許認可申請図書等に準拠して記載する。

1.2. 系統の概要

余熱除去系統は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管、弁等で構成され、設計基準事故である原子炉冷却材喪失時等において、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去するべく、燃料取替用水タンク又は格納容器再循環サンプを水源として、余熱除去ポンプによって原子炉へ注水する機能及び再循環運転時において余熱除去冷却器を介して再循環サンプ水を冷却する機能を有する系統である。また、原子炉停止後の冷却時において、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去するべく、1次冷却材高温側配管から取水し、余熱除去ポンプによって余熱除去冷却器へ送った後、1次冷却材低温側配管へ送る機能を有する系統である。

なお、余熱除去系統に期待する設計基準事象は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非常用ディーゼル発電機により給電する設計としている。

1.3. 章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項	
1	概要		
	1.1	本書の目的 当該 DBD の対象系統を明確にする。	
	1.2	系統の概要 当該系統の主たる機能、安全重要度及び構成について概略記載する。	
	1.3	章構成と記載事項 本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。	
2	設計要件		
	2.1	準拠すべき設置許可基準規則等 当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。	
	2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
		2.2.1	安全機能に関する設計要件 系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
		2.2.2	信頼性に関する設計要件 次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
		2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件 当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
		2.2.2.2	その他の一般的な設計要件 外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。	
	3.1	系統構成設備 2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。	

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

余熱除去系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条 定義
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設
- 第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 第十九条 非常用炉心冷却設備
- 第二十一条 残留熱を除去することができる設備
- 第二十三条 計測制御系統施設
- 第二十四条 安全保護回路
- 第三十二条 原子炉格納施設
- 第三十三条 保安電源設備

[技術基準規則]

- 第十七条 材料及び構造
- 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十条 安全弁等
- 第二十一条 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）

- 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）

- 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了設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能毎に基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 に示す余熱除去系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

1) 原子炉停止後の除熱機能

余熱除去系統は、原子炉停止後の崩壊熱及び他の残留熱を除去し、1次冷却材の温度を下げる機能を有さなければならない。

2) 炉心冷却機能

2-1) 低圧注入系としての炉心注入機能

余熱除去系統は、非常用炉心冷却設備作動信号を受けて、燃料取替用水タンクのほう酸水を低圧注入系として必要な供給流量で炉心へ注入できなければならない。一方、原子炉冷却材喪失時等において原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器外へ放出される冷却材の漏えい量が過大とならないように、過剰な流量での注入がなされないようにしなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 余熱除去ポンプの供給流量

低圧注入系を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価のうち、表 2.2.1-2 に示す安全解析では、炉心冷却性等を保守的に評価する目的から、低圧注入系の注入流量として少なめの注入流量を使用している。したがって、余熱除去ポンプによる注入流量は、それぞれの事象の評価で使用された解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

一方、設計基準事象の安全評価のうち、表 2.2.1-3 に示す安全解析では、原子炉格納容器圧力²等を保守的に評価する目的から、低圧注入系の注入流量として多めの注入流量を使用している。したがって、余熱除去ポンプによる注入流量は、これらの事象の評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

B) 余熱除去系統の動作遅れ時間

低圧注入系の機能を期待する設計基準事象の安全評価では、非常用炉心冷却設備作動信号の設定値到達からポンプ定速達成までの時間³経過以降に余熱除去ポンプによる注入開始を想定しており、この解析での想定時間内に燃料取替用水タンクのほう酸水を注入開始できるようにすることが安全性を担保するための設計要件となる。

² 原子炉格納容器圧力に着目した安全解析では、1次冷却系への注入流量が多いほど炉心での蒸気発生量、ひいては原子炉格納容器内に放出される蒸気量が増加するため、注入流量を多めとした方が原子炉格納容器圧力は高め（保守的）に評価される。

³ この遅れ時間には信号遅れ、ポンプ定速達成時間、外部電源喪失時の非常用ディーゼル発電機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、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、それぞれ独立の非常用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、多重性及び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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、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、津波防護施設又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

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、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状(冷却材中の破損物等の異物を含む。)の影響を考慮している。

7) 飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

余熱除去系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理及び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カ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次冷却材管には、LBBを適用し、主蒸気・主給水管に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、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。

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(1/4)

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
1A,1B余熱除去ポンプ	原子炉冷却材喪失時 容量: 852 m ³ /h (注2) 揚程: 73.3 m (注2) 原子炉停止後の冷却時 容量: 681 m ³ /h (注2) 揚程: 82.4 m (注2)	MS-1 PS-2	DB2 / SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能	容量: 約852m ³ /h(1台当たり) (安全注入時及び再循環運転時) 約681m ³ /h(1台当たり) (余熱除去運転時) 揚程: 約73m(安全注入時及び再循環運転時) 約82m(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			
1A,1B 余熱除去冷却器	容量(設計熱交換量): 8.72 × 10 ³ kW (注2) 伝熱面積: 参考資料に示す。	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8.7MW(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			
1A,1B RHRクロー出口流量制御弁	空気作動弁	MS-1 PS-2	DB2 / SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能	—	—	—
					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			

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。

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
1A,1B RHRポンプ ニマムフロー弁	電動弁	MS-1 PS-2	DB2 / —	S	1) 原子炉停止後の除熱機能	—	—	—
					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			
1A,1B RHRクーラ 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	—	—	—
1A,1B RHRS入口 隔離弁	電動弁	MS-1 PS-1	DB1 / SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能	—	参考資料に示す。	—
					3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能			
1A,1B RHRS入口 弁(内隔離弁)	電動弁	MS-1 PS-1	DB1 / SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能	—	参考資料に示す。	—
					3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能			
1A,1B RHR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			
1A,1B RHRS- CVCS抽出弁	空気作動弁	PS-2	DB2 / —	S	5) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
1A,1B RHRS- CH/SIポンプ連絡 弁	電動弁	MS-1	DB2 / 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 B)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—

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。

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
1A,1B RHRクーラ 出口連絡弁	電動弁	MS-1 PS-2	DB2 / SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能	—	—	—
					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			
1A,1B 余熱除去ポンプ供給弁	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冷却機能 A)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—
1A,1B RHR供給ライン逆止弁	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冷却機能 A)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—
1A,1B RHRS C/V再循環弁(外隔離弁)	電動弁	MS-1	DB2 / 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 B)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—
1A,1B RHRS C/V再循環ライン逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 / 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 B)余熱除去ポンプの供給流量	—	—	—
1A,1B 格納容器再循環サンプ	—	MS-1	—	S	2) 炉心冷却機能 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	—	—	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)
1A,1B 格納容器再循環サンプスクリーン	容量:1,792m ³ /h (注2)	MS-1	DB2 / 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 B)余熱除去ポンプの供給流量	容量:約1,792m 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)

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。

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
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機能	—	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 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			
					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。

注2: 公称値

設計基準文書 系統編

安全注入系統

川内原子力発電所 1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、川内1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、ほう酸注入タンク、充てん／高圧注入ポンプ、配管、弁等で構成され、設計基準事故である原子炉冷却材喪失時における炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱の除去及び主蒸気管破断事故等における原子炉の停止に必要な負の反応度を添加することを目的とした系統である。安全注入系統は以上の目的を達成すべく、燃料取替用水タンクを水源として、ほう酸注入タンクを経て、充てん／高圧注入ポンプによって原子炉へ注水する機能、格納容器再循環サンプを水源として、余熱除去ポンプと充てん／高圧注入ポンプの直列運転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、各系統に充てん／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。

充てん／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非常用ディーゼル発電機により給電する設計としている。

1.3. 章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項	
1	概要		
	1.1	本書の目的 当該 DBD の対象系統を明確にする。	
	1.2	系統の概要 当該系統の主たる機能、安全重要度及び構成について概略記載する。	
	1.3	章構成と記載事項 本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。	
2	設計要件		
	2.1	準拠すべき設置許可基準規則等 当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。	
	2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
		2.2.1	安全機能に関する設計要件 系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
		2.2.2	信頼性に関する設計要件 次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
		2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件 当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
		2.2.2.2	その他の一般的な設計要件 外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。	
	3.1	系統構成設備 2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。	

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

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。¹

- 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
- 燃料プール水の補給機能

¹ 安全注入系統の有する放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能のうち CV バウンダリに関しては、設計基準文書 系統編「原子炉格納施設」にて記載。

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定めることに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行うことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様及び安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 及び表 2.2.1-2 に示す安全注入系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

1) 炉心冷却機能

1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能

高圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号を受けて、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクのほう酸水を高圧注入系として必要な供給流量だけ炉心へ注入できなければならない。一方、原子炉冷却材喪失時等において原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器外へ放出される冷却材の漏えい量が過大とならないように、過剰な流量での注入がなされないように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) 充てん／高圧注入ポンプ流量

高圧注入系を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価のうち、表 2.2.1-3 に示す安全解析では、炉心冷却性を保守的に評価する目的から、高圧注入系の注入流量として少なめの注入流量を使用している。したがって、充てん／高圧注入ポンプによる注入流量は、それぞれの事象の評価で使用された解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

一方、設計基準事象の安全評価のうち、表 2.2.1-4 に示す安全解析では、原子炉格納容器圧力等²を保守的に評価する目的から、高圧注入系の注入流量として多めの注入流量を使用している。したがって、充てん／高圧注入ポンプによる注入流量は、これらの事象の評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

B) 高圧注入系の動作遅れ時間

高圧注入系の機能を期待する設計基準事象の安全評価では、非常用炉心冷却設備作動信号の設定値到達からポンプ定速達成までの時間³経過以降に充てん／高圧注入ポンプによる注入開始を想定しており、この解析での想定時間内にほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクのほう酸水を注入開始できるようにすることが安全性を担保するための設計要件となる。

² 例として、原子炉格納容器圧力に着目した安全解析では、1次冷却系への注入流量が多いほど炉心での蒸気発生量、ひいては原子炉格納容器内に放出される蒸気量が増加するため、注入流量を多めとした方が原子炉格納容器圧力は高め（保守的）に評価される。

³ この遅れ時間には信号遅れ、ポンプ定速達成時間、外部電源喪失時の非常用ディーゼル発電機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。この機能を実現するために、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、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心へ注入することにより、炉心の未臨界を維持しなければならない。これは、設計基準事象の原子炉冷却材喪失を対象とした長期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。

また、安全注入系統は化学体積制御系統へ燃料取替用水タンクのほう酸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。

A) 充てん／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、充てん／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。

⁴ 化学体積制御系統としての系統機能に関しては、設計基準文書 系統編「化学体積制御系統」にて記載する。

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、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクからのほう酸水が1次冷却系統に供給されるまでの輸送遅れを系統内体積として考慮しており、系統内体積はこの解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

C) ほう素濃度

高圧注入系から注入されるほう酸水は、設計基準事象の原子炉冷却材喪失（事故後の長期未臨界性維持）等に必要なるほう素濃度としなければならない。ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクのほう素濃度は、表 2.2.1-1 に示す安全解析のうち未臨界維持機能に期待している事象の評価で使用された解析使用値を上回ることが設計要件となる。燃料取替用水タンクのほう素濃度に対する設計要件は、設計基準文書 系統編「燃料貯蔵設備及び取扱設備」にて記載する。

D) ほう酸注入タンク容量

ほう酸注入タンクは、炉心の未臨界維持のための高濃度ほう酸水を内包している。ほう酸注入タンクの容量は表 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。

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燃料取替用水タンクのほう酸水及び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⁵。

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⁶

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燃料取替用水タンクのほう酸水及び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。

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。

6) 燃料プール水の補給機能

安全注入系統は、使用済燃料ピットへ燃料取替用水タンク水を補給するための流路確保機能を有しなければならない。

⁵ 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。

⁶ 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)	6)
分類	事象名	設置(変更)許可 申請書における 記載箇所	炉心冷却機能	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	燃料プール水の補給機能
設計 基準 事象	2次冷却系の異常な減圧	添付書類十 2.3.6	—	○	—	—	—	—
	出力運転中の非常用炉心冷却系の 誤起動	添付書類十 2.4.3	※1	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材喪失※4	添付書類十 3.2.1	○	※2	—	—	—	—
	主蒸気管破断	添付書類十 3.2.5	—	○	—	—	—	—
	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十 3.4.2	○	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材喪失※4	添付書類十 3.4.4	○	※2	—	—	—	—
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.5.1	○	※2	—	—	—	—

※1：当該事象に対して安全注入系統の動作は安全機能を期待しているものではなく、安全解析上の外乱として、安全注入系統が誤動作することを想定している。

※2：長期的な未臨界性確保のために燃料取替用水タンクのほう酸水に期待している。

※3：PS-1,2に属する安全機能は、事故条件(外乱)としての想定以外では、当該系統(又は構造物、機器)は健全で、形状およびバウンダリ他が維持されるものとして期待される。特段の注記がない限りは評価の前提条件であるため、便宜上「—」としている。

※4：「3.2.1 原子炉冷却材喪失」及び「3.4.4 原子炉冷却材喪失」の解析結果は、「3.5.2 可燃性ガスの発生」の水素発生量評価にも用いられる。

表 2.2.1-2 安全注入系統のうち蓄圧注入系に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において安全注入系統を考慮している 設計基準事象			安全機能					
			1)	2)	3)	4)	5)	6)
分類	事象名	設置（変更）許可 申請書における 記載箇所	炉心冷却機能	未臨界維持機能	放射線物質の 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、 (低圧注入系としての)炉心冷却機能	原子炉停止後の除熱機能、 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 ※2	燃料プール水の補給機能
設計 基準 事象	原子炉冷却材喪失※3	添付書類十 3.2.1	○	※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）
充てん／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）
充てん／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）
充てん／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 3 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 2 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。充てん／高圧注入ポンプは、それぞれ独立の非常用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、多重性及び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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、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、津波防護施設又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、品質管理及び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カ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及に設置する安全弁、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

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(1/8)

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
1A,1B,1C充てん／高圧注入ポンプ	容量: 147 m ³ /h(注2) 揚程: 732 m(注2) 出力: 780kW/個	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A) 充てん／高圧注入ポンプ流量 B) 高圧注入系の動作遅れ時間 2) 未臨界維持機能 A) 充てん／高圧注入ポンプ流量 B) 高圧注入系の動作遅れ時間	容量: 約147m ³ /h(1台当たり)(安全注入時) 揚程: 約732m(安全注入時)	参考資料に示す。	モード1,2,3において、1か月に1回、2台以上の充てん／高圧注入ポンプについて、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。 模擬信号により起動することを確認する。(定期事業者検査時) モード4において、1か月に1回、1台以上の充てん／高圧注入ポンプが手動起動可能であることを確認する。 (テストラインにおいて) 揚程: 参考資料に示す。 容量: 参考資料に示す。
1号体積制御タンク第1出口弁 1号体積制御タンク第2出口弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ —	B	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) 充てん／高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A) 充てん／高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1号CH/SIポンプB非常用補給弁 1号CH/SIポンプA非常用補給弁	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) 充てん／高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A) 充てん／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。

注2: 公称値

表3.1-1 各設備の仕様及び安全機能(2/8)

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
1号RWST CH/SI供給ライン逆止弁	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1号ほう酸注入タンクA,B入口弁	電動弁	MS-1	DB2 / SA2	S	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A) 充てん/高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1号ほう酸注入タンク循環ライン入口弁 1号ほう酸注入タンク循環ライン第1出口弁 1号ほう酸注入タンク循環ライン第2出口弁	空気作動弁	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1号ほう酸注入タンクA,B出口弁(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) 充てん/高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1A,1B,1Cほう酸注入ライン絞り弁(内隔離弁)	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1A,1B,1Cほう酸注入ライン逆止弁(内隔離弁)	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A) 充てん/高圧注入ポンプ流量 5) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	参考資料に示す。	—
1号高温側高圧補助注入弁(ほう酸注入タンク側)	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) 充てん/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。

注2: 公称値

表3.1-1 各設備の仕様及び安全機能(3/8)

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
1A,1B,1C高温側補助注入ライン(BITタンク側)絞り弁(内隔離弁)	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1A,1B,1C高温側補助注入ライン(BITタンク側)逆止弁(内隔離弁)	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量 5) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	参考資料に示す。	—
1号Aループ高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) 充てん/高圧注入ポンプ流量 5) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	—	—
1号低温側高圧補助注入弁(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) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1A,1B,1C低温側補助注入ライン絞り弁(内隔離弁)	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1A,1B,1C低温側補助注入ライン逆止弁(内隔離弁)	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量 5) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	参考資料に示す。	—
1号高温側高圧補助注入弁(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) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1A,1B,1C高温側補助注入ライン絞り弁(内隔離弁)	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1A,1B,1C高温側補助注入ライン逆止弁(内隔離弁)	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量 5) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	参考資料に示す。	—
1A,1B,1C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	—	—	—

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(4/8)

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
1A,1B,1C蓄圧タンク出口第1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。	—
1A,1B,1C蓄圧タンク出口第2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。	—
1A,1B低温側低圧注入弁(外隔離弁)	電動弁	MS-1	DB2 / SA2	S	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	—	—	—
1A,1B低温側低圧注入ライン逆止弁(内隔離弁)	逆止弁	MS-1	DB2 / SA2	S	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	—	—	—
1号A,B,Cループ低温側低圧注入ライン逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-1	DB1 / SA2	S	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。	—
1号A,B,Cループ低温側注入ライン逆止弁	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A) 充てん/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。	—
1号高温側低圧注入弁(外隔離弁)	電動弁	MS-1	DB2 / SA2	S	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	—	—	—
1号C,Bループ高温側低圧注入ライン逆止弁(内隔離弁)	逆止弁	MS-1 PS-1	DB1 / SA2	S	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。	—

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(5/8)

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
1号C.Bループ高温側注入ライン逆止弁	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) 充てん/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。	—
1号高温側高圧補助注入弁(ほう酸注入タンク側)前弁	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1号低温側高圧補助注入弁(外隔離弁)前弁	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1号高温側高圧補助注入弁(外隔離弁)前弁	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1A.1B CH/SIPポンプ入口ヘッダ第1弁 1B.1C CH/SIPポンプ入口ヘッダ第1弁 1A.1B CH/SIPポンプ入口ヘッダ第2弁 1B.1C CH/SIPポンプ入口ヘッダ第2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) 充てん/高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1A.1B.1C CH/SIポンプ出口ミニマムフロー逆止弁	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1A.1B.1C CH/SIポンプ出口ミニマムフロー隔離弁	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A) 充てん/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。

注2: 公称値

表3.1-1 各設備の仕様及び安全機能(6/8)

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
1号CH/SIポンプ出口ミニマムフロー元弁	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1A,1B,1C CH/SIポンプ出口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 / SA2	S	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A) 充てん/高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1A,1B CH/SIPポンプ出口ヘッダ第1弁 1B,1C CH/SIPポンプ出口ヘッダ第1弁 1A,1B CH/SIPポンプ出口ヘッダ第2弁 1B,1C CH/SIPポンプ出口ヘッダ第2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) 充てん/高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1号充てんライン第1隔離弁 1号充てんライン第2隔離弁(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) 充てん/高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—
1号CH/SIポンプ入口ベントライン第1隔離弁 1号CH/SIポンプ入口ベントライン第2-A,B,C隔離弁	空気作動弁	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) 充てん/高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A) 充てん/高圧注入ポンプ流量	—	—	—

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。

注2: 公称値

表3.1-1 各設備の仕様及び安全機能(7/8)

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
1号 ほう酸注入タンク	容量: 3.41 m ³ (注2)	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) 充てん/高压注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 C) ほう素濃度 D) ほう酸注入タンク容量	容量: 約3.4m ³ ほう素濃度: 20,000ppm以上	参考資料に示す。	ほう素濃度: 20,000ppm以上 ほう酸水量(有効水量): 3.41m ³ 以上 ほう酸水温度: 65℃以上
1A,1B,1C 蓄圧タンク	容量: 41 m ³ (注2)	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) 蓄圧タンク保持圧力 B) 蓄圧タンク保有水量 2) 未臨界維持機能 C) ほう素濃度	保持圧力: 約4.4Mpa[gage] 容量: 約41m ³ (1基当たり) ほう素濃度: 2700ppm以上	参考資料に示す。	ほう酸水量(有効水量): 29.0m ³ 以上 圧力: 4.04Mpa[gage]以上 ほう酸濃度: 2,700ppm以上
・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) 高压注入系としての炉心注入機能 A) 充てん/高压注入ポンプ流量 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) 充てん/高压注入ポンプ流量 B) 高压注入系の動作遅れ時間 4) 原子炉停止後の除熱機能、(低压注入系としての)炉心冷却機能 5) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	—	—	—

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(8/8)

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外で安全機能に係る範囲)	—	MS-1 MS-2	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) 充てん／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) 充てん／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			
					6) 燃料プール水の補給機能			

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。
注2: 公称値

設計基準文書 系統編

化学体積制御系統

川内原子力発電所 1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、川内1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／高圧注入ポンプ、ほう酸ポンプ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／高圧注入ポンプ、ほう酸ポンプの電動機は、各々独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により給電する設計としている。

1.3. 章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項	
1	概要		
	1.1	本書の目的 当該 DBD の対象系統を明確にする。	
	1.2	系統の概要 当該系統の主たる機能、安全重要度及び構成について概略記載する。	
	1.3	章構成と記載事項 本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。	
2	設計要件		
	2.1	準拠すべき設置許可基準規則等 当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則を抽出して記載する。	
	2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
		2.2.1	安全機能に関する設計要件 系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
		2.2.2	信頼性に関する設計要件 次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
		2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件 当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
		2.2.2.2	その他の一般的な設計要件 外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の概略仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。	
	3.1	系統構成設備 2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。	

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

化学体積制御系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条 定義
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設
- 第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 第二十三条 計測制御系統施設
- 第二十四条 安全保護回路
- 第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統
- 第二十七条 放射性廃棄物の処理施設
- 第三十二条 原子炉格納施設
- 第三十三条 保安電源設備

[技術基準規則]

- 第二条 定義
- 第十七条 材料及び構造
- 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十条 安全弁等
- 第二十一条 耐圧試験等
- 第四十八条 準用

2.2. 系統の設計要件

2.1 で示した化学体積制御系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに化学体積制御系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十三条については、化学体積制御系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1）

- 第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統
- 第三十二条 原子炉格納施設

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

化学体積制御系統には、以下の安全機能が要求される。^{1,2}

- 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³
- 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⁴

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 化学体積制御系は高圧注入系の炉心注入機能として炉心冷却機能を (MS-1) 有するが、高圧注入系の炉心注入機能に関しては、設計基準文書 系統編「安全注入系統」にて記載される。

³ 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。

⁴ 化学体積制御系統の有する未臨界維持機能のうち、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心へ注入する機能に関しては、設計基準文書 系統編「安全注入系統」にて記載される。

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) 誤動作時の希釈流量

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／高圧注入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／高圧注入ポンプ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／高圧注入ポンプ1台運転時の最大補給流量	・蒸気発生器伝熱管破損（添付書類十 3.4.2）

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」を参照すると、化学体積制御系統は、『未臨界維持機能』、『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』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／高圧注入ポンプ、ほう酸ポンプを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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、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）及び人為現象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

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

A) 竜巻防護

化学体積制御系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

- i) 化学体積制御系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) これら化学体積制御系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

- i) 化学体積制御系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) これら化学体積制御系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

- i) 化学体積制御系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) 化学体積制御系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4) 火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

化学体積制御系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

化学体積制御系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準が定める火災防護対策を講じた設計としている。

5) 溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

化学体積制御系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

化学体積制御系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。

6) 耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

化学体積制御系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるように設計している。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(1/9)

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／高 圧注入ポンプ	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34 m ³ /h(1台当たり) (充てん使用時) 約147 m ³ /h(1台当たり) (安全注入時) 揚程： 約1,770m(充てん使用時) 約732m(安全注入時)	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／高圧注入ポンプについて、ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。
A、Bほう酸ポンプ	容量： 17m ³ /h ^(注2) 揚程： 72m ^(注2)	MS-1	DB2 ／ SA2	S	2) 未臨界維持機能	容量： 約17(m ³ /h)／台	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。
充てん流量調節弁	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	—	—	—
封水注入流量調節 弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ —	S	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
原子炉補給水流量 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	—	—	—

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(2/9)

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
低圧抽出流量制御弁	空気作動弁	PS-2	DB2 / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
冷却材陽イオン脱塩塔流量制御弁	空気作動弁	PS-2	— / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
余剰抽出流量制御弁	空気作動弁	PS-2	— / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
体積制御タンク入口3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	—	—	—
体積制御タンク第1出口弁	電動弁	PS-2	DB2 / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
体積制御タンク第2出口弁	電動弁	PS-2	DB2 / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
CH/SIポンプB非常用補給弁	電動弁	MS-1	DB2 / SA2	S	2) 未臨界維持機能	—	—	—
CH/SIポンプA非常用補給弁	電動弁	MS-1	DB2 / SA2	S	2) 未臨界維持機能	—	—	—
加圧器水位第1制御弁	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	—	—	—
加圧器水位第2制御弁	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	—	—	—

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(3/9)

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
抽出ライン圧力調節弁	空気作動弁	PS-2	DB2 / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
冷却材混床式脱塩塔入口3方弁	空気作動弁	PS-2	DB2 / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B、C抽出オリフィス隔離弁(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	—	—	—
抽出オリフィス出口隔離弁(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	—	—	—
冷却材混床式脱塩塔入口逆止弁	逆止弁	PS-2	— / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B冷却材混床式脱塩塔入口弁	空気作動弁	PS-2	— / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B冷却材混床式脱塩塔出口弁	空気作動弁	PS-2	— / —	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入口弁	空気作動弁	PS-2	— / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
冷却材陽イオン脱塩塔出口弁	空気作動弁	PS-2	— / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
ほう酸除去脱塩塔バイパス3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(4/9)

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
体積制御タンク入口逆止弁	逆止弁	PS-2	DB2 / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
体積制御タンク出口逆止弁	逆止弁	PS-2	DB2 / —	S	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A,B CH/ SIポンプ入口ヘッダ第1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	—	—	—
B,C CH/ SIポンプ入口ヘッダ第1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	—	—	—
A,B CH/ SIポンプ入口ヘッダ第2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	—	—	—
B,C CH/ SIポンプ入口ヘッダ第2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	—	—	—
A、B、C CH/ SIポンプミニマムフロー逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-2	DB2 / —	S	2) 未臨界維持機能 3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B、C CH/ SIポンプミニマムフロー隔離弁	電動弁	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	—	—	—
CH/ SIポンプミニマムフロー元弁	電動弁	MS-1 PS-2	DB2 / —	S	2) 未臨界維持機能 3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B、C CH/ SIポンプ出口逆止弁	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	—	—	—

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(5/9)

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 CH/SIポンプ出口ヘッダ第1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	—	—	—
B,C CH/SIポンプ出口ヘッダ第1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	—	—	—
A,B-CH/SIポンプ出口ヘッダ第2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	—	—	—
B,C-CH/SIポンプ出口ヘッダ第2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	—	—	—
充てん流量調節補助弁	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	—	—	—
充てんライン第1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	—	—	—
充てんライン第2隔離弁(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	—	—	—
充てんライン逆止弁(内隔離弁)	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	—	—	—
加圧器補助スプレイ弁	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	—	—	—
加圧器補助スプレイ逆止弁	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	—	—	—

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(6/9)

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
ループC充てん弁	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	—	—	—
ループC充てん第1 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	—	—	—
ループC充てん第2 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	—	—	—
ループC充てんライン バイパス逆止弁	逆止弁	PS-2	DB2 / —	S	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
RCP封水注入流量 調節補助弁	空気作動弁	PS-2	DB2 / —	S	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B、C RCP封水 注入ライン第1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 RCP封水 注入ライン第2隔離 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 RCP封水 注入第1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 RCP封水 注入第2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	—	—	—

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(7/9)

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 RCP NO. 1シール出口 弁	空気作動弁	PS-2	— / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B、C RCP NO. 1シールバイ パス逆止弁	逆止弁	PS-2	— / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、B、C RCP NO. 1シールバイ 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	—	—	—
余剰抽出第1隔離 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	—	—	—
余剰抽出第2隔離 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3方 弁	空気作動弁	PS-2	— / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
RCP封水戻りライ ン第1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 ン第1隔離弁バイ パス弁	逆止弁	PS-2	DB2 / —	S	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
RCP封水戻りライ ン第2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ほう酸除去脱 塩塔入口弁	空気作動弁	PS-2	— / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—

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(8/9)

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ほう酸除去脱塩塔出口弁	空気作動弁	PS-2	— / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
ほう酸除去脱塩塔出口逆止弁	逆止弁	PS-2	DB2 / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
A、Bほう酸タンク出口弁	空気作動弁	MS-1	DB2 / SA2	S	2) 未臨界維持機能	—	—	—
A、Bほう酸ポンプ出口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 / SA2	S	2) 未臨界維持機能	—	—	—
A、Bほう酸ポンプミニマムフロー弁	空気作動弁	MS-1	DB2 / —	S	2) 未臨界維持機能	—	—	—
急速ほう酸補給弁	電動弁	MS-1	DB2 / SA2	S	2) 未臨界維持機能	—	—	急速ほう酸補給弁が開弁できることを確認する。 (定期事業者検査時)
急速ほう酸補給逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 / SA2	S	2) 未臨界維持機能	—	—	—
余剰抽出ライン逆止弁	逆止弁	PS-2	— / —	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(9/9)

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)	—	MS-1 PS-1 PS-2	DB1 / SA2 (一部SAク ラス対象外)	S	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 2) 未臨界維持機能 3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	(1)原子炉格納容器サンプ 水位計又は凝縮液量測定 装置によって測定される漏 えい率のうち、原子炉冷却 材圧力バウンダリからの漏 えいでないことが確認され ていない漏えい率(以下「未 確認の漏えい率」という。) が0.23m ³ /h以下であること (2)原子炉格納容器サンプ 水位計又は凝縮液量測定 装置によって測定される漏 えい率のうち、原子炉冷却 材圧力バウンダリからの漏 えいでないことは確認され ているが1次冷却系からの 漏えいでないことが確認さ れていない漏えい率(以下 「原子炉冷却材圧力バウン ダリ以外からの漏えい率」 という。)が2.3m ³ /h以下で あること
配管・継手(充てん 系、ほう酸移送系、 抽出系)	—	PS-1 PS-2	DB2 / SA2 (一部SAク ラス対象外)	S B	2) 未臨界維持機能 3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—
配管・継手 (RCPB、充てん 系、ほう酸移送系、 抽出系以外の安全 機能に係る範囲)	—	PS-2	DB3 / —	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	—	—	—

注1: 機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
なお、「—」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

川内原子力発電所 1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、川内1号機の原子炉補機冷却水系統について記載するものであり、設計要件（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準及び許認可申請図書等に準拠して記載する。

1.2. 系統の概要

原子炉補機冷却水系統は、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水サージタンク、配管、弁等で構成され、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、余熱除去冷却器、格納容器スプレイ冷却器、使用済燃料ピット冷却器等の原子炉補機に冷却水を供給し、それぞれの冷却器を冷却する機能と、原子炉補機から発生した熱を、原子炉補機冷却海水設備に伝達することにより最終的な熱の逃がし場である海に輸送する機能を有する系統である。

原子炉補機冷却水系統の安全機能を期待する設計基準事故は2.2.1に示される。

原子炉補機冷却水系統は、安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「安全上特に重要な関連機能（MS・1）」及び「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能（MS・1）」を有するため、多重性を持たせた設計としている。具体的には、原子炉補機冷却水ポンプは、Aトレン、Bトレンにそれぞれ2台ずつ設置され、設計基準事故時に要求される冷却水流量を片トレンのみで供給可能な容量を有している。

また、原子炉補機冷却水系統は耐震Sクラスで設計される。

原子炉補機冷却水ポンプの電動機は、各トレンで独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により給電する設計としている。

1.3. 章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項		
1	概要			
	1.1	本書の目的 当該 DBD の対象系統を明確にする。		
	1.2	系統の概要 当該系統の主たる機能、安全重要度及び構成について概略記載する。		
	1.3	章構成と記載事項 本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。		
2	設計要件			
	2.1	準拠すべき設置許可基準規則等 当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。		
	2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。	
		2.2.1	安全機能に関する設計要件 系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。	
		2.2.2	信頼性に関する設計要件 次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。	
			2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件 当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
			2.2.2.2	その他の一般的な設計要件 外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。		
	3.1	系統構成設備 2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。		

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

原子炉補機冷却水系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条 定義
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設
- 第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第二十二條 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 2 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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、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、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、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、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。

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

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(1/3)

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
A、B、C、D原子炉補機冷却水ポンプ	容量: 1300 m ³ /h (注2) 揚程: 55 m (注2)	MS-1	DB3 / SA2 (A,Bのみ)	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1,300(m ³ /h)／台 揚程:約55m	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原子炉補機冷却水冷却器	容量(設計熱交換量): 7.86 × 10 ³ kW (注2) 伝熱面積: 参考資料に示す。	MS-1	DB3 / SA2 (A,Bのみ)	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6.8 × 10 ⁶ (kcal/h)／基 ※W表示であれば、伝熱容量:約7.9MW(1基当たり)	参考資料に示す。	—
1号補機冷却水戻りCヘッド止弁	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	—	—	—
1A、1B、1C、1D補機冷却水ポンプ出口逆止弁	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 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
1号補機冷却水供給Cヘッド止弁	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	—	—	—
1A、1B、1C、1D冷却水ポンプモータ冷却水出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / SA2 (A,Bのみ)	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	—	—	—
1号SFP冷却器冷却水供給A、Bヘッド隔離弁	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	—	—	—
1号SFP冷却器冷却水戻りA、Bヘッド隔離弁	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	—	—	—

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
1A、1B制御用空 気圧縮装置冷却水 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	—	—	—
1A、1B余熱除去 冷却器冷却水第1 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	—	—	—
1A、1B余熱除去 冷却器冷却水第2 隔離弁	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	—	—	—
1A、1B余熱除去 ポンプ冷却水入口 弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / SA2 (Bのみ)	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	—	—	—
1A、1B余熱除去 ポンプモータ冷却 水入口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / SA2 (Bのみ)	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	—	—	—
1A、1Bスプレイ冷 却器冷却水第1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	—	—	—
1A、1Bスプレイ冷 却器冷却水第2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	—	—	—
1A、1Bスプレイポ ンプ冷却水入口弁	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 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
1A、1Bスプレイポ ンプモータ冷却水 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 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
1A、1B、1C CH /SIポンプオイル 冷却器冷却水出口 弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / SA2 (B,Cのみ)	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(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
1A、1B、1C CH /SIポンプ封水冷却器冷却水出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / SA2 (B,Cのみ)	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	—	—	—
1A、1B、1C CH /SIポンプモータ冷却水出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / SA2 (B,Cのみ)	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	—	—	—
1号RCP冷却水第1入口弁	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	—	—	—
1号RCP冷却水第2入口弁	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	—	—	—
1A、1B、1C主蒸気貫通孔冷却水出口弁	流量調整弁 (手動弁)	PS-3	DB3 / —	S	プラント運転補助機能 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。	—	—	—
1号格納容器貫通孔A、B、C給水側冷却水出口弁	流量調整弁 (手動弁)	PS-3	DB3 / —	S	プラント運転補助機能 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。	—	—	—
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 PS-3	DB3 / SA2 (一部 -)	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 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

川内原子力発電所 1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、川内 1 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、ポンプピットに設置された 4 台の海水ポンプの内、最低限 1 台の海水ポンプの運転によって、安全上必要な補機への海水供給が可能である。また、原子炉補機冷却海水系統は耐震 S クラスで設計される。

海水ポンプの電動機は、各トレンで独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により給電する設計としている。

1.3. 章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項	
1	概要		
	1.1	本書の目的 当該 DBD の対象系統を明確にする。	
	1.2	系統の概要 当該系統の主たる機能、安全重要度及び構成について概略記載する。	
	1.3	章構成と記載事項 本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。	
2	設計要件		
	2.1	準拠すべき設置許可基準規則等 当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。	
	2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
		2.2.1	安全機能に関する設計要件 系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
		2.2.2	信頼性に関する設計要件 次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
		2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件 当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
		2.2.2.2	その他の一般的な設計要件 外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
	3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。
3.1		系統構成設備 2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。	

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

原子炉補機冷却海水系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条 定義
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設
- 第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第二十二條 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、ポンプ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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、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、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

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: 2200m ³ /h ^(注2) 揚程: 36m ^(注2)	MS-1	DB2 / SA2 (A,Bのみ)	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)海水ポンプの供給流量	容量:約2,200m ³ /h (1台当たり) 揚程:約36m	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第1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入口第2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。	—	—	—
A, B, C, D空調用冷凍機海水入口弁	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, C, D空調用冷凍機海水出口弁	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。	—	—	—
A, B, C, D補機冷却クーラ海水入口弁	流量調整弁 (手動弁)	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	—	—	—

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補機冷却クーラ海水出口第1弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-3	DB3 / SA2 (A,Bのみ)	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, C, D補機冷却クーラ海水出口第2弁	電動弁	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 海水ポンプ軸冷海水供給逆止弁 C, D 海水ポンプ軸冷海水供給逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3 / —	S	1)安全上特に重要な関連機能 A)海水ポンプの供給流量	—	—	—
A, B, C, D軸冷海水入口逆止弁	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

川内原子力発電所 1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、川内1号機の補助給水系統について記載するものであり、設計要求（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準及び許認可申請図書等に準拠して記載する。

1.2. 系統の概要

補助給水系統は、補助給水ポンプ、復水タンク、配管、弁等で構成され、設計基準事故である、主給水流量喪失、主給水管破断時等、通常の給水機能が喪失した場合でも、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他残留熱を除去すべく、復水タンクを水源として、主給水隔離弁下流の主給水ラインに接続されている補助給水配管を介して、補助給水ポンプによって蒸気発生器に必要な量を給水する機能を有する系統である。

補助給水系統は安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「原子炉停止後の除熱機能（MS-1）」及び「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽及び放出低減機能（MS-1）」を有するため、多重性を持たせた設計とするとともに、全交流動力電源喪失事象も想定し多様性を確保した系統構成としている。具体的には、補助給水ポンプは、電動補助給水ポンプ2台、タービン動補助給水ポンプ1台を設けることで、動的機能に対する多重性及び多様性を確保している。また、補助給水系統は耐震Sクラスで設計される。

電動補助給水ポンプの電動機は、各々独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により給電する設計としている。また、タービン動補助給水ポンプの運転に必要な弁等は、蓄電池を電源としており、全交流動力電源喪失時においても中央制御室から操作及び監視を行うことができる。

1.3. 章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項			
1	概要				
	1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。		
	1.2	系統の概要	当該系統の主たる機能、安全重要度及び構成について概略記載する。		
	1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。		
2	設計要件				
	2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。		
	2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。		
		2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。	
		2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。	
			2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
			2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。			
	3.1	系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。		

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

補助給水系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条 定義
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設
- 第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の拡大防止
- 第十四条 全交流動力電源喪失対策設備
- 第二十一条 残留熱を除熱することができる設備
- 第二十三条 計測制御系統施設
- 第二十四条 安全保護回路
- 第三十二条 原子炉格納施設
- 第三十三条 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）

- 第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の拡大防止
- 第十四条 全交流動力電源喪失対策設備
- 第二十一条 残留熱を除熱することができる設備
- 第三十二条 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

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操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流量の供給が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ー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確認項目として必須ではない。

C) 蒸気発生器への補助給水供給開始時間

補助給水系統の機能を期待する設計基準事象の安全評価では、起動信号の設定値到達からポンプ定速達成までの時間²経過以降に補助給水ポンプによる給水開始を想定しており、この解析での想定時間内に補助給水を供給開始できるようにすることが安全性を担保するための設計要件となる。

また、安全評価においてはB項にある水温の補助給水が蒸気発生器に供給されるまでの輸送遅れを系統内体積として考慮しており、系統内体積はこの解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

D) 補助給水系統に対する必要最小保有水量

設計基準対象施設として使用する復水タンクの容量は、次の2点を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

- 主給水管破断時において、補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水機能が要求される原子炉停止後から余熱除去設備による冷却を開始するまでの期間、1次冷却系の熱量を除去するために必要な水量。
- 主給水管破断時において、すべての補助給水ポンプ（電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台）が起動した状態で、運転員が異常を検知してから破断側蒸気発生器への補助給水を停止するまでの10分間に破断口から流出する水量を確保した水量。

² この遅れ時間には信号遅れやタイマー、ポンプ定速達成時間、外部電源喪失時のDG起動遅れ及びシーケンスタイム等が考慮されている。

E) 補助給水の隔離機能

補助給水系統の機能を期待する設計基準事象のうち2次系配管破断や蒸気発生器伝熱管破損時においては、健全な蒸気発生器に給水を継続しつつ、所定の時間内に破損した蒸気発生器への給水を運転員が停止する操作を行うことを想定していることから、補助給水系統は、解析で想定している所定の時間内に破損した蒸気発生器への給水を停止できる隔離機能を有することが安全性を担保するための設計要件となる。

F) 補助給水の流量調整機能

補助給水によって1次系を除熱している間、蒸気発生器の満水を防止すべく、補助給水系統は蒸気発生器水位を所定の水位に維持するための給水流量の調整機能を有することが安全性を担保するための設計要件となる。

なお、本機能は設計基準事象の解析では直接取り扱わないものの、事故収束後の高温停止維持及び低温停止移行に際して期待される。

表 2.2.1-1 補助給水系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において補助給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	除熱を する 機能 の 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）
3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）
2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「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、3 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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、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。尚、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、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

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

A) 竜巻防護

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。
- 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。

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力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、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス1機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

10) 耐圧試験等

クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、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
1号タービン動補助給水ポンプ	容量: 210m ³ /h ^(注2) 揚程: 900m ^(注2)	MS-1	—/SA2	S	1)原子炉停止後の除熱機能 A)蒸気発生器への補助給水供給流量 C)蒸気発生器への補助給水供給開始時間	容量: 約210m ³ /h 揚程: 約900m	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)
1A、1B電動補助給水ポンプ	容量: 90m ³ /h ^(注2) 揚程: 900m ^(注2)	MS-1	—/SA2	S	1)原子炉停止後の除熱機能 A)蒸気発生器への補助給水供給流量 C)蒸気発生器への補助給水供給開始時間	容量: 約90m ³ /h (1台当たり) 揚程: 約900m	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)
1A(1B)T/D AFWP 蒸気入口弁	電動弁	MS-1	—/SA2	S	1)原子炉停止後の除熱機能 A)蒸気発生器への補助給水供給流量 C)蒸気発生器への補助給水供給開始時間 (注2) 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。	—	—	—
T/D AFWP 駆動蒸気制御弁	空気作動弁	MS-1	—/SA2	S	1)原子炉停止後の除熱機能 A)蒸気発生器への補助給水供給流量 C)蒸気発生器への補助給水供給開始時間 (注2) 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。	—	—	—
1号 M/D AFWP出口A(B、C)流量制御弁	電動弁	MS-1	—/SA2	S	1)原子炉停止後の除熱機能 A)蒸気発生器への補助給水供給流量 F)補助給水の流量調整機能	—	—	—

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
1号 T/D AFWP出口A(B、C)流量制御弁	空気作動弁	MS-1	—/SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給流量 F) 補助給水の流量調整機能	—	—	—
1A、1B、1C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機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給流量 E) 補助給水の隔離機能	—	—	—
A、B電動補助給水ポンプ給水逆止弁	逆止弁	MS-1	—/SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給流量	—	—	—
タービン動補助給水ポンプ給水逆止弁	逆止弁	MS-1	—/SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給流量	—	—	—
1A、1B M/D AFWP逆止弁	逆止弁	MS-1	—/SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給流量	—	—	—
A、B電動補助給水ポンプミニマムフロ逆止弁	逆止弁	MS-1	—/SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給流量	—	—	—
タービン動補助給水ポンプミニマムフロ逆止弁	逆止弁	MS-1	—/SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給流量	—	—	—
1A、1B、1C M/D AFWP出口流量制御弁出口逆止弁	逆止弁	MS-1	—/SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給流量	—	—	—
1A、1B、1C T/D AFWP出口流量制御弁出口逆止弁	逆止弁	MS-1	—/SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給流量	—	—	—
1A、1B、1C 補助給水逆止弁	逆止弁	MS-1	—/SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給流量	—	—	—
1号 電動補助給水ポンプ復水タンク元弁	電動弁	MS-1	—/SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給流量	—	—	—

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(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
1号 タービン動補 助給水ポンプ復水 タンク元弁	電動弁	MS-1	—/SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給流量	—	—	—
復水タンク	容量: 約800m ³	MS-1	—/SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 D) 補助給水系統に対する必要最小保有水量	容量: 約800m ³	参考資料に示す。	有効水量 520m ³ 以上(モード1~4のと きの運転上の制限)
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機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給流量 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機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給流量 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

川内原子力発電所 1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、川内 1 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 の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金」若しくは「ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金」又はジルカロイ-4 で被覆した燃料棒、制御棒案内シムル、炉内計装用案内シムル、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ル、残り 1 本が計装用案内シムルである。制御棒案内シムルは、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 1.2 の円柱形で、157 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	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。			
	3.1	機器構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該機器の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。		

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

原子炉及び炉心は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条 定義
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設
- 第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十五条 炉心等
- 第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 第二十三条 計測制御系統施設
- 第二十四条 安全保護回路
- 第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統

[技術基準規則]

- 第十七条 材料及び構造
- 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十一条 耐圧試験等

2.2. 設計要件

2.1 で示した原子炉及び炉心が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに原子炉及び炉心の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条及び第二十五条については、制御棒クラスタ駆動装置の機能を発揮するための前提となる機能（制御）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1 章）

- 第十二条 安全施設
- 第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十五条 炉心等
- 第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統

② 核設計に関する要件（2.2.1 章）

- 第十二条 安全施設
- 第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十五条 炉心等
- 第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統

③ 熱水力設計に関する要件（2.2.1 章）

- 第十二条 安全施設
- 第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十五条 炉心等
- 第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統

④ 信頼性に関する設計要件（2.2.2 章）

- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

原子炉及び炉心は、1.2 で示した設備から構成されており、それぞれの設備に対し以下の安全機能が要求される。各設備の記載ではここで示す安全機能の番号を記載する。これらの安全機能は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づいており、このため重要度が規定されない重大事故等対処施設には適用しない。

- 1) 炉心形状の維持機能
- 2) 原子炉の緊急停止機能
- 3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能
- 4) 過剰反応度の印加防止機能
- 5) 未臨界維持機能
- 6) その他の設計要件

2.2.1.1. 燃料及び制御棒クラスタの機械設計

燃料及び制御棒クラスタには、以下の安全機能が要求される。

- 1) 炉心形状の維持機能 (燃料)
- 2) 原子炉の緊急停止機能 (燃料・制御棒クラスタ)
- 5) 未臨界維持機能 (制御棒クラスタ)
- 6) その他の設計要件

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定めることに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行うことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様及び安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。

以下では、上記に基づき、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載する。

1) 炉心形状の維持機能

燃料の機械設計は、燃料材料、使用温度、圧力条件及び照射効果を考慮して、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の各設備とあいまって燃料の健全性を確保するため、次の設計方針を満たす設計とする。

1-1) 燃料棒

燃料棒は、燃料温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、歪み及び疲労を制限することにより、その健全性を確保する。このため、燃料寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、以下の方針を満たすように燃料棒の設計を行う。

設計にあたっては、ペレットの熱膨張、スエリング及び焼きしまり、核分裂生成ガスの生成及び放出、被覆管の熱膨張、クリープ、弾性変形等の原子炉運転中に生じる諸現象を考慮する。また、 ^{235}U 濃縮度、ガドリニア濃度等を考慮する。

- 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融点未満となる設計とし、それぞれのペレットと被覆管との熱膨張差によって生じる応力を抑える。
- b. 燃料棒内圧は、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えない設計とする。
- c. 被覆管応力は、被覆材の耐力以下となる設計とする。被覆材の耐力は、使用温度及び放射線照射の効果を考慮して設定する。
- d. 被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して 1%以下となる設計とする。
- e. 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下となる設計とする。設計疲労曲線としては、Langer and O'Donnell の曲線を使用する。

1-2) 燃料集合体

燃料集合体の健全性は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することにより確保する。また、燃料集合体が他の構成部品の機能に影響を与えないようにする。このため以下の方針で燃料集合体を設計する。

- a. 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、各構成要素が ASME Sec. III の規格に準拠して十分な強度を有し、その機能が保持できる設計とする。
- b. 輸送及び取扱い時に、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	炉心形状の維持機能※1	原子炉の緊急停止機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能※1	能過剰反応度の印加防止機能	未臨界維持機能	その他の設計要件
設計基準事象	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	添付書類十 2.2.1	—	○	—	—	—	○
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	添付書類十 2.2.2	—	○	—	—	—	○
	制御棒の落下及び不整合	添付書類十 2.2.3	—	○	—	—	—	○
	原子炉冷却材流量の部分喪失	添付書類十 2.3.1	—	○	—	—	—	—
	外部電源喪失	添付書類十 2.3.3	—	○	—	—	—	—
	主給水流量喪失	添付書類十 2.3.4	—	○	—	—	—	—
	2次冷却系の異常な減圧	添付書類十 2.3.6	—	—	—	—	○※3	—
	蒸気発生器への過剰給水	添付書類十 2.3.7	—	○	—	—	—	—
	負荷の喪失	添付書類十 2.4.1	—	○	—	—	—	—
	原子炉冷却材系の異常な減圧	添付書類十 2.4.2	—	○	—	—	—	—
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	添付書類十 2.4.3	—	○	—	—	—	—
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.2.1	—	○	—	—	—	—
	原子炉冷却材流量の喪失	添付書類十 3.2.2	—	○	—	—	—	—
	原子炉冷却材ポンプの軸固着	添付書類十 3.2.3	—	○	—	—	—	—
	主給水管破断	添付書類十 3.2.4	—	○	—	—	—	—
	主蒸気管破断	添付書類十 3.2.5	—	—	—	—	○※3	—
	制御棒飛び出し	添付書類十 3.3.1	—	○	※2	※2	—	—
	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十 3.4.2	—	○	—	—	—	—
制御棒飛び出し	添付書類十 3.4.5	—	○	※2	※2	—	—	

※1：PS-1,2に属する安全機能は、事故条件（外乱）としての想定以外では、当該系統（又は構築物、機器）は健全で、形状およびバウンダリ他が維持されるものとして期待される。特段の注記がない限りは評価の前提条件であるため、便宜上「—」としている。

※2：クラス1容器として設計及び製作された圧力ハウジングの破損は想定するものではないが、当該事象として、制御棒クラスタ1本の飛び出しの考慮のため安全解析上は圧力ハウジングが破断することを想定。

※3：制御棒クラスタが全挿入（但し、1本は全引き抜き位置で固着）され、初期未臨界状態を想定。

2.2.1.3. 核設計に関する要件

プラントの安全性の確保は、原子炉本体の炉心の特性と、原子炉の各設備や系統が持つ安全機能があいまって達成されるものである。

まず、設置（変更）許可申請段階においては、固有の安全性のような炉心が満たすべき特性を有していることを確認した上で、運転時の異常な過渡変化時及び事故時においては炉心以外の安全保護系、工学的安全施設等を含む原子炉施設全体が、「止める」「冷やす」「閉じ込める」で表される3つの機能を満足する総合的能力を有していることを確認している。この設置（変更）許可申請及びそれに関わる安全評価を通じて各原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性が確認され、個々の設備の安全機能が適切に機能することが確認されることとなる。

このような安全確保の仕組みの中で、炉心の特性を評価する核設計は、燃料の機械設計、熱水力設計及び安全評価と密接な関連を持ち、各設備の安全機能を確認する前提条件に位置付けられる。

このため、運転段階においては、当該サイクルにおける炉心の特性が、設置（変更）許可申請段階における各設備の安全機能の前提条件を満足することを確認することで、設置（変更）許可申請段階での安全性の確保が当該サイクルに対しても有効となる。前提条件の確認にあたっては、取替炉心毎の変動が小さいパラメータ等を含めて全てを確認する必要はなく、取替炉心毎に管理す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、川内 1 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、熱水力設計では安全上考慮すべき不確かさ及び余裕を考慮した最小 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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、JEAG4601に基づく耐震設計としている。3章に示す燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計としている。

2) 津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。

- i) 燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設、及び耐震 S クラスの施設が該当する。

3) 外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

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

A) 竜巻防護

燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

- i) 燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。
- ii) これら燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置は、日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

- i) 燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。
- ii) これら燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

- i) 燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。
- ii) 燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4) 火災による損傷の防止 (内部火災防護)

①設置許可基準規則に基づく要求

炉内構造物及び制御棒クラスタ駆動装置は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するが、内部火災防護設計で対象とする原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する機器に該当しないため、設計基準対象施設としては、内部火災防護設計は不要である。

②設計方針

炉内構造物及び制御棒クラスタ駆動装置は、内部火災防護設計で対象とする原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する機器に該当しないため、設計基準対象施設としては、内部火災防護設計は不要としている。

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、制御棒クラスタ及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線を考慮している。

7) 飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないように機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する1次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、1次冷却材管には、LBB (Leak Before Break) を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップ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(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4.1m	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(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(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	設工認要目表	保安規定
制御棒クラスタ駆動装置 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	—	PS-1 / MS-1	DB1 / —	S	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 2) 原子炉の緊急停止機能	最高使用圧力:17.16MPa 最高使用温度:343°C 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「制御棒の切離し時間(0.15秒)」を加え、定期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(炉心(核))(1/9)

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	≥ 1.8% Δk/k	参考資料に示す。	<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26条 炉物理検査 —モード2— 1.8% Δk/k以上であること</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 2.660MWt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 第24条 制御棒位置指示 全ての制御棒が不整合でないこと。 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> <p>第19条 停止余裕</p>

表3.1-4 各設備の仕様及び安全機能(炉心(核))(2/9)

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A	工認要目表	保安規定
炉心	最大線出力密度	—	—	—	安全機能全般に関連	≤39.6kW/m	—	<p>第94条 燃料の検査</p> <p>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。</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、以下の項目につ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 2,660MWt以下であること</p> <p>第22条 制御棒動作機能</p> <p>第24条 制御棒位置指示 全ての制御棒が不整合でないこと</p> <p>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> <p>第32条 1/4炉心出力偏差 1.02以下であること</p> <p>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</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>

表3.1-4 各設備の仕様及び安全機能(炉心(核))(3/9)

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	水平方向ピーキング係数 F_{XY}^N	—	—	—	安全機能全般に関連	≤ 1.52	—	<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</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 2.660MWt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</p> <p>第24条 制御棒位置指示 全ての制御棒が不整合でないこと。 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> <p>第32条 1/4炉心出力偏差 1.02以下であること</p>

表3.1-4 各設備の仕様及び安全機能(炉心(核))(4/9)

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	減速材温度係数	—	—	—	安全機能全般に関連	<p>—78 ~ +8 ×10⁻⁵(Δk/k)/°C</p>	—	<p>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、$-78 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$以上であること</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</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 2,660MWt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 第24条 制御棒位置指示 全ての制御棒が不整合でないこと</p> <p>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3.1-4 各設備の仕様及び安全機能(炉心(核))(5/9)

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A	工認要目表	保安規定
炉心	出力運転時ほう素濃度	—	—	—	安全機能全般に関連	—	—	<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 2,660MWt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 第24条 制御棒位置指示 全ての制御棒が不整合でないこと 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3.1-4 各設備の仕様及び安全機能(炉心(核))(6/9)

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A	工認要目表	保安規定
炉心	燃料集合体最高燃焼度	—	—	—	安全機能全般に関連	≤55.000MWd/t	参考資料に示す。	<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 2.660MWt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 第24条 制御棒位置指示 全ての制御棒が不整合でないこと</p> <p>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3.1-4 各設備の仕様及び安全機能(炉心(核))(7/9)

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A	工認要目表	保安規定
炉心	最大反応度添加率	—	—	—	安全機能全般に関連	$\leq 86 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$	—	<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 2,660MWt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 第24条 制御棒位置指示 全ての制御棒が不整合でないこと</p> <p>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3.1-4 各設備の仕様及び安全機能(炉心(核))(8/9)

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	制御棒クラスタ落下時の価値 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	制御棒価値 $\leq 0.25\% \Delta k/k$ 核的エンタルピ上昇熱水路係数 ≤ 1.84	—	<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 2,660MWt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 第24条 制御棒位置指示 全ての制御棒が不整合でないこと 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3.1-4 各設備の仕様及び安全機能(炉心(核))(9/9)

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	制御棒クラスタ飛び出し時の 価値 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>制御棒価値(%Δk/k)</p> <p>(サイクル初期 高温全出力時) ≤ 0.15 (サイクル初期 高温零出力時) ≤ 0.90 (サイクル末期 高温全出力時) ≤ 0.15 (サイクル末期 高温零出力時) ≤ 1.0</p> <p>熱流束熱水路係数</p> <p>(サイクル初期 高温全出力時) ≤ 5.0 (サイクル初期 高温零出力時) ≤ 14 (サイクル末期 高温全出力時) ≤ 5.0 (サイクル末期 高温零出力時) ≤ 26</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 2,660MWt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 第24条 制御棒位置指示 全ての制御棒が不整合でないこと</p> <p>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(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	工認要目表	保安規定
炉心	定格出力時の最小DNBR	—	—	—	—	2.36 (定格出力時の最小 DNBR)	—	第28条 原子炉熱出力 2.660MWt以下であること 第30条 核的エンタルピ上昇熱水路係数 1.64(1+0.3(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	—	—	—	—	41.1kW/m	—	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

川内原子力発電所 1号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書系統編のうち、川内1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、発電用原子炉の運転又は制御保護動作に必要な情報のなかで、特に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、炉出力に比例した中性子束レベルを連続測定し、中央制御室の炉外核計装盤で適当な信号処理を行う。発電用原子炉の運転に必要な信号は、中央制御盤に指示、記録し、また、発電用原子炉の制御保護機能に必要な信号は、原子炉制御保護設備に送る。

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、原子炉制御保護設備、原子炉計装のほかにプロセス計装を設ける。プロセス計装は、プロセスの温度、圧力、流量、水位、電気伝導率等を測定し、その主要な調節計、指示計、記録計等は中央制御盤に配置する。プロセス計装には、1次冷却系計装、化学体積制御系計装、主蒸気及び給水系計装、その他の計装がある。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、プラント計装からの信号により、炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリが運転時の異常な過渡変化状態へ接近するのを検知して、原子炉トリップを行う。

原子炉保護設備は、発電用原子炉プラントの種々のパラメータを監視する2ないし4重チャンネルの検出器を含む計測回路と、それから入力を受信し、原子炉トリップ遮断器を自動的に開くための2重トレンの論理回路とで構成する。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。

1.2.4. 工学的安全施設作動設備

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

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

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は、集中化し、中央制御盤に設置する。

(2) 中央制御室外原子炉停止装置

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

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	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則を抽出して記載する。		
	2.2	系統の設計要件	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／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
			2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び安全機能	2.2.1 章の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。			
	3.1	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

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
- 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次冷却材圧力
- 1次冷却材高温側温度（広域）
- 1次冷却材低温側温度（広域）
- 蒸気発生器水位（広域）
- ほう酸タンク水位
- 燃料取替用水タンク水位
- 制御用空気圧力
- 格納容器内温度
- 原子炉補機冷却水サージタンク水位
- 格納容器再循環サンプル水位（狭域、広域）
- 補助給水流量
- ほう酸注入ライン流量
- 補助注入ライン流量
- 余熱除去流量
- 復水タンク水位

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)
- 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)
- 2) 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 ・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次冷却材高温側温度 ・1次冷却材低温側温度 ・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 ・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 ・原子炉冷却材系の異常な減圧 ・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電圧	・ 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	—
・ 1次冷却材ポンプ遮断器開	・ 1次冷却材ポンプ遮断器	—
・ タービントリップ	・ タービン非常用遮断器油圧 ・ 主蒸気止め弁開閉状態	—
・ 蒸気発生器給水流量低	・ 給水流量 ・ 主蒸気流量 ・ 蒸気発生器水位	—
・ 蒸気発生器水位異常低	・ 蒸気発生器水位（狭域）	・ 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	—	—

- 安全保護系のデジタル計算機は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する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。
- 安全保護系のデジタル計算機は、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ことで物理的に分離し、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する設計とする。
 - 安全保護系のデジタル計算機は、外部からの不正アクセスを防止するため、計算機固有のプログラム及び言語を使用し、一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。
 - 安全保護系のデジタル計算機の設計、製作、試験及び変更管理の各段階において、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（JEAC4620-2008）」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（JEAG4609-2008）」に準じて、検証及び妥当性確認（コンピュータウイルスの混入防止を含む。）がなされたソフトウェアを使用する設計とする。
 - 不正な変更等による承認されていない動作や変更を防ぐため、発電所出入管理により、物理的アクセスを制限するとともに、安全保護系のデジタル計算機のパスワード管理により、電氣的アクセスを制限する設計とする。

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
ー非常用炉心冷却設備作動 ・原子炉圧力低と加圧器水位低の一致	・加圧器圧力 ・加圧器水位	・2次冷却系の異常な減圧 ・蒸気発生器伝熱管破損
・原子炉圧力異常低	・加圧器圧力	・原子炉冷却材喪失
・主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致	・主蒸気流量 ・主蒸気圧力 ・1次冷却材温度	・主蒸気管破断
・主蒸気ライン差圧高	・主蒸気圧力	ー
・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	ー	ー
ー主蒸気ライン隔離 ・原子炉格納容器圧力異常高	・原子炉格納容器圧力	ー
・主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致	・主蒸気圧力	・主蒸気管破断
・手動	ー	ー
ー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	ー	ー

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) 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が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。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器は、中央制御室外原子炉停止盤から操作を行うことができる設計とする。

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：制御室からの安全停止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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、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を確認している。

- 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、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。

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きわ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。
- 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力等により、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、一次冷却材管には 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。

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 3.1・2 に示す。

表3.1-1 各設備の仕様及び安全機能(監視対象)(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	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、2.2.1.4項) ・過大温度ΔT高原子炉トリップ ・過大出力ΔT高原子炉トリップ ・1次冷却材平均温度異常低炉心冷却設備作動及び主蒸気ライン隔離	—	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、2.2.1.4項) ・過大温度ΔT高原子炉トリップ ・過大出力ΔT高原子炉トリップ ・1次冷却材平均温度異常低炉心冷却設備作動及び主蒸気ライン隔離	—	参考資料に示す。	—
中性子源領域中性子束	$1 \times 10^0 \sim 1 \times 10^6$ cps	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) ・中性子源領域中性子束高 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	$1 \sim 10^6$ 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	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3}$ 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 ・出力領域中性子束変化率高(増加率高) ・出力領域中性子束変化率高(減少率高)	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 ・加圧器圧力高原子炉トリップ ・加圧器圧力異常低非常用炉心冷却設備作動 ・加圧器圧力と加圧器水位低の一致非常用炉心冷却設備作動	—	参考資料に示す。	—
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作動信号の発生機能(2.2.1.3項、2.2.1.4項) ・加圧器水位高原子炉トリップ ・加圧器圧力低と加圧器水位低の一致非常用炉心冷却設備作動 1) 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。	—
蒸気発生器水位(狭域)	0~100%	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) ・蒸気発生器水位異常低原子炉トリップ ・蒸気発生器水位異常高タービントリップ 1) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項) 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(2.2.1.4項、2.2.1.5項)	0~100%	参考資料に示す。	—

表3.1-1 各設備の仕様及び安全機能(監視対象)(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	工認要目表	保安規定
給水流量	—	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>給水流量不一致原子炉トリップ	—	—	—
主蒸気圧力	0~8.5MPa	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(2.2.1.4項) ・主蒸気ライン圧力低非常用炉心冷却設備作動及び主蒸気ライン隔離 ・蒸気ライン差圧高炉心冷却設備作動 1) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0~8.5MPa	参考資料に示す。	—
主蒸気流量	—	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) ・主蒸気流量高非常用炉心冷却設備作動及び主蒸気ライン隔離	—	—	—
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(2.2.1.3項) ・1次冷却材流量低原子炉トリップ	—	参考資料に示す。	—
1次冷却材ポンプ 母線電圧低	—	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(2.2.1.3項) ・1次冷却材ポンプ電源電圧低原子炉トリップ	—	—	—
1次冷却材ポンプ 母線周波数低	—	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	—	—	—
タービン非常用遮断油圧	—	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	—	—	—
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	—	—	—
地震計(水平)、(鉛直)	水平(上部階/下部階) 260Gal/160Gal 鉛直80Gal	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	—	—	—
1次冷却材ポンプ しゃ断器開	しゃ断器開状態	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次冷却材ポンプしゃ断器開による原子炉トリップ	—	—	—
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(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(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(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	—	—	—
1次冷却材低温側温度(広域)	0~400℃	MS-2	—	S	1) 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。	—

表3.1-1 各設備の仕様及び安全機能(監視対象)(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	工認要目表	保安規定
1次冷却材圧力	0～21.0 MPa	MS-2	—	S	1) 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	1) 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	0～180 m ³ /h	MS-2	—	S	1) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0～180 m ³ /h	参考資料に示す。	—
蒸気発生器水位 (広域)	0～100%	MS-2	—	S	1) 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。	—
復水タンク水位	0～100%	MS-2	—	S	1) 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。	—
燃料取替用水タンク 水位	0～100%	MS-2	—	S	1) 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	1) 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	1) 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。	—
補助注入ライン流 量	0～225 m ³ /h	MS-2	—	S	1) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0～225 m ³ /h	参考資料に示す。	—
ほう酸注入ライン 流量	0～225 m ³ /h	MS-2	—	S	1) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0～225 m ³ /h	参考資料に示す。	—
余熱除去流量	0～1100 m ³ /h	MS-2	—	S	1) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	0～1100 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%	MS-2	—	S	1) 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。	—

表3.1-1 各設備の仕様及び安全機能(監視対象)(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	工認要目表	保安規定
格納容器再循環サンプ水位(広域)	0~100%	MS-2	—	S	1) 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。	—
制御用空気圧力	—	MS-2	—	S	1) 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	1) 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3.1-2 各設備の仕様及び安全機能(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	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
原子炉保護系計器ラック	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ設定値判定、信号出力 工学的安全施設作動設定値判定、信号出力 	MS-1 MS-2	—	S	—	—	—
炉外核計装盤	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ設定値判定、信号出力 警報設定値判定、信号出力 	MS-1 MS-2 MS-3	—	S	—	—	—
原子炉トリップ遮断器盤	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ動作(遮断器断) 	MS-1	—	S	—	—	—
原子炉安全保護盤	<ul style="list-style-type: none"> 各補機に対し工学的安全施設作動信号発信 	MS-1 MS-2	—	S	—	—	—
原子炉制御系計器ラック	—	MS-3	—	C	—	—	—
制御棒制御盤ロジックキャビネット	—	MS-3	—	C	—	—	—
中央制御盤	—	MS-1 MS-2 MS-3	—	S	—	—	—
中央制御室外原子炉停止盤	—	MS-2	—	S	—	—	—
警報監視盤	—	MS-3	—	C	—	—	—

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

川内原子力発電所 1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、川内 1 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、空気溜、除湿装置、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、中間建屋内、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	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。
	3.1	系統構成設備 2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

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	・安全補機室排気ファン入口ダンパ ・安全補機室排気ファン出口ダンパ ・アニュラス出口弁
	制御棒飛び出し	添付書類十 3.4.5	・アニュラス空気浄化よう素フィルタユニット入口弁 ・アニュラス空気浄化よう素フィルタユニット出口弁 ・アニュラス全量排気弁 ・アニュラス少量排気弁 ・アニュラス戻り弁

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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、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、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、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。

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

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

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18(Nm ³ /min)/台	参考資料に示す。	—		
A/B制御用空気溜						容量:約11m ³ /基			—	—
A/B制御用空気除湿装置						容量:約18(Nm ³ /min)/台			—	—
IASヘッダ連絡管1A /1Bヘッダ隔離弁	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	—	—	—		
IAS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	—	—	—		
IAS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	—	—	—		
IAS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	—	—	—		
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

川内原子力発電所 1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、川内1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、ガス減衰タンク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ジ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A廃液処理系、B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) A廃液処理系は、A廃液貯蔵タンクに回収、貯留される大気に接触した1次冷却材ドレンなどの良水質廃液の処理を行う。
- (2) B廃液処理系は、B廃液貯蔵タンクに回収、貯留される1次冷却材以外の機器ドレン及び床ドレン並びに薬品ドレンタンクに集められる強酸等以外の薬品ドレンなどの低水質廃液の処理を行う。
- (3) 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又は貯蔵保管を行う。

- (1) 廃液蒸留装置、洗浄排水処理装置の濃縮廃液及び強酸ドレン（強酸等）
- (2) 洗浄排水高濃縮装置の濃縮廃液
- (3) 脱塩塔の使用済樹脂
- (4) 使用済フィルタ、布、紙、小器等の雑固体廃棄物

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
		2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性及び独立性に関する設計要件を記載する。
		2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性等、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の概略仕様及び安全機能	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。		
	3.1	系統構成設備 2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。		

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

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、第二十四条、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

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、放射性廃棄物を貯蔵する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、『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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、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、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プレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TGカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

8) 材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9) 使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊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

廃棄物処理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

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ガス減衰タンク圧力調整弁	空気作動弁	PS-2	— /	B	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	—	—	—
A、B、C、Dガス減衰タンクサンプリング弁	空気作動弁	PS-2	— /	B	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	—	—	—
E、F、G、Hガス減衰タンク圧力調整弁	空気作動弁	PS-2	— /	B	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	—	—	—
E、F、G、Hガス減衰タンクサンプリング弁	空気作動弁	PS-2	— /	B	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	—	—	—
A、B、C、D、E、F、G、Hガス減衰タンク圧力調整弁後逆止弁	逆止弁	PS-2	— /	B	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	—	—	—
A、B、C、D、E、F、G、Hガス減衰タンク安全弁	安全弁	PS-2	— /	B	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	—	—	—
A、B、C、D、E、F、G、Hガス減衰タンク放出弁	空気作動弁	PS-2	— /	B	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	—	—	—
A、B、C、D、E、F、G、Hガス減衰タンクカバーガス出口弁	空気作動弁	PS-2	— /	B	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	—	—	—
配管・継手(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に係る範囲)	—	PS-2	DB3 /	B	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	—	—	—

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

放射線管理施設

川内原子力発電所 1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、川内原子力発電所1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、固定式周辺モニタリング設備、移動式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）、補助建屋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、補助建屋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	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。		
	3.1	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、発電所周辺の一般公衆、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 33「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 34「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、補助建屋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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、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、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

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、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。

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

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	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0.4m 円筒部壁厚 :約0.9m	参考資料に示す。	-
中央制御室遮蔽 (1,2号機共用)	鉄筋コンクリート	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A(低レンジ)	電離箱検出器 個数 2 計測範囲 $10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	MS-2	-	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	参考資料に示す。	-
格納容器内高レンジ エリアモニタB(高レンジ)	電離箱検出器 個数 2 検出器 計測範囲 $10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	MS-2	-	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能	$10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	参考資料に示す。	-
補助建屋排気筒高 レンジガスモニタ (低レンジ)	個数 1 計測範囲 $10 \sim 10^7 \text{cpm}$	MS-3	-	C	4) 異常状態の把握機能	-	-	-
補助建屋排気筒高 レンジガスモニタ (高レンジ)	個数 1 計測範囲 $10 \sim 10^7 \text{cpm}$	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

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
放射線計装盤	—	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)

川内原子力発電所 1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、川内1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、安全補機室排気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、安全補機室排気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1, 2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1, 2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	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。
3.1	系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

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、安全解析で使用了設計情報(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 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、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 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 2.2.1-1 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 2.2.1-1 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 2.2.1-1 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 33「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 34「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

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、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。

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

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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、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

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

A) 竜巻防護

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

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) 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A	設工認要目表	保安規定
1A,1B中央制御室非常用循環ファン	容量:340m ³ /min (注2) 出力:18.5kW/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340m 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)
1A,1B中央制御室空調ファン	容量: 1260m ³ /min(注2) 出力:55kW/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)	容量 約1,260m ³ /min (1台当たり)	参考資料に示す。	—
1A,1B中央制御室循環ファン	容量: 1260m ³ /min(注2) 出力:30kW/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)	容量 約1,260m ³ /min (1台当たり)	参考資料に示す。	—
1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 80%、温度50°C において) 容量: 約340m 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 (相対湿度80%、温度 50°C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)
1A,1B中央制御室空調ユニット	容量: 約1260m ³ /min	MS-1	— / —	S	2)安全上特に重要な関連機能(直接関連系)	容量:約1,260m ³ /min (1基当たり)	—	—
1A,1B中央制御室外気取入ダンパ 1A,1B中央制御室通常時放出ダンパ 1A,1B中央制御室事故時放出ダンパ 1A,1B中央制御室排気ファン入口ダンパ 1A,1B中央制御室排気ファン出口ダンパ	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)
1A,1B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	—	—	—
1A,1B中央制御室非常用循環ファン出口ダンパ	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 B)中央制御室バウンダリの気密機能	—	—	—

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
1A,1B中央制御室空調ファン入口ダンパ	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)	—	—	—
1A,1B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)	—	—	—
1A,1B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 2)安全上特に重要な関連機能(直接関連系)	—	—	—
1A,1B中央制御室循環ファン出口ダンパ	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 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)	—	—	—
1A,1B中央制御室外気取入事故時循環ダンパ 1A,1B中央制御室事故時切換ダンパ 1A,1B中央制御室事故時循環ダンパ	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	—	—	—
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	—	—	—
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	—	—	—
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	—	—	—

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
中央制御室バウンダリ体積	—	MS-1	— / —	S	1)安全上特に重要な関連機能 C)中央制御室バウンダリ体積	—	—	—
事故時滞在区画体積	—	MS-1	— / —	S	1)安全上特に重要な関連機能 D)事故時運転員立入区画の自由体積	—	—	—

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

(安全補機室排気系統)

川内原子力発電所 1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、川内1号機の安全補機室排気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、安全補機室排気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、安全補機室排気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

安全補機室排気系統は、安全補機室排気ファン、安全補機室排気フィルタユニット、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。

安全補機室排気系統は、安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「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、安全補機室排気ファンは、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、安全補機室排気系統は耐震 S クラスで設計される。

安全補機室排気ファンの電動機は、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	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。	
	3.1	系統構成設備 2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。	

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

安全補機室排気系統は、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排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、区分ごとに安全補機室排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、第二十四条及び第三十三条については、安全補機室排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)

[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

安全補機室排気系統には、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 に示す安全補機室排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) 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

安全補機室排気系統は、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排気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物質が安全補機室外に漏えいしないように、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排気系統からの排気が、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 安全補機室排気系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において安全補機室排気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	及び放出低減機能 放射性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、安全補機室排気系統は、『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、安全補機室排気系統の内、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、安全補機室排気系統の内、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、安全補機室排気系統は独立 2 系統で構成され、各系統に安全補機室排気ファンをそれぞれ 1 台、安全補機室排気フィルタユニットを 1 基設置している。安全補機室排気ファンは、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、安全補機室排気系統は、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

安全補機室排気系統は、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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、JEAG4601に基づく耐震設計としている。3章に示す安全補機室排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

安全補機室排気系統は、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、安全補機室排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) 安全補機室排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

安全補機室排気系統は、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、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

安全補機室排気系統は、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) 安全補機室排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) これら安全補機室排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。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) 安全補機室排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) これら安全補機室排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) 安全補機室排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) 安全補機室排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

安全補機室排気系統は、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、内部火災防護設計は不要である。

② 設計方針

安全補機室排気系統は、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、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

安全補機室排気系統は、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

安全補機室排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

安全補機室排気系統は、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

安全補機室排気系統は、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、高温高圧の流体を内包する1次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により安全補機室排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。）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。

10) 耐圧試験等

クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、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

安全補機室排気系統は、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

安全補機室排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(1/2)

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
1A,1B安全補機室 排気ファン	容量: 790m ³ /min ^(注2) 出力:75kW/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790(m ³ /min)/台	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)
1安全補機室排気 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 80%、温度50℃ において) 容量: 約790m ³ /min	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)
1A,1B安全補機室 補助建屋側排気ダ 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 A)閉じ込め機能 B)放射性よう素濃度低減機能	—	—	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。
1A,1B安全補機室 排気フィルタユニッ ト入口ダンパ	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	—	—	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。
1A,1B安全補機室 排気ファン入口ダ 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	—	—	—
1A,1B安全補機室 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 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(2/2)

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
1A,1B C/V圧力逃がし装置第1隔離弁(内隔離弁)	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 C)排気筒放出機能	—	—	—
1A,1B C/V圧力逃がし装置第2隔離弁(外隔離弁)	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	—	—	—
1号 C/V圧力逃がし装置元弁	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	—	—	—
1A,1B C/V圧力逃がし装置ドレンライン隔離弁	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	—	—	—
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	—	—	—
C/V圧力逃がし装置配管	—	MS-2	DB2/—	—	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/—※ ※安全補機室排気ファン出口ダンパ下流ダクトのみSA2	—	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	—	—	—

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)

川内原子力発電所 1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、川内1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、安全補機室排気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、安全補機室排気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微粒子除去フィルタユニット、アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット、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	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。	
	3.1	系統構成設備 2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。	

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

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、及び少量排気時に負圧維持でき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	及び放出低減機能 放射性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微粒子除去フィルタユニット、アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットをそれぞれ 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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、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、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、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。）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。

10) 耐圧試験等

クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、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。

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
1A,1Bアニュラス空気浄化ファン	容量: 226m ³ /min ^(注2) 出力:22kW/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226m 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)
1A,1Bアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット	よう素除去効率 総合除去効率: 95%(相対湿度 80%、温度 100℃において) 容量: 約226m ³ /min	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 100℃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)
1A,1Bアニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット	容量: 約226m ³ /min	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	粒子除去効率:99%以上(0.7 μm粒子)	参考資料に示す。	—
1A,1Bアニュラス出口弁	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	—	—	—
1A,1Bアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット出口弁	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	—	—	—
1A,1Bアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット出口弁	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	—	—	—
1A,1Bアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットバイパス弁	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 A)閉じ込め機能	—	—	—
1A,1Bアニュラス全量排気弁	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	—	—	—
1A,1Bアニュラス少量排気弁	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	—	—	—

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
1A,1Bアニュラス戻り弁	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	—	—	—
1A,1Bアニュラス逆止弁	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 B)放射性よう素濃度低減機能 C)排気筒放出機能	—	—	—
1号格納容器排気筒放出第1ダンパ 1号格納容器排気筒放出第2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	—	—	—
1A,1B格納容器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	—	—	—
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 61m	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1.8m×約1.0m 地上高さ 約61m	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 1.7×1016Bq/年 よう素131 6.2×1016Bq/年

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

川内原子力発電所 1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、川内 1 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	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。		
	3.1	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

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。

G) アニュラスを形成する構造物の表面積及び体積

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、事故時の負圧達成時間が用いられており、その時間は原子炉格納容器からの受熱及びアニュラス部からの放熱、並びに原子炉格納容器の膨張を考慮して設定している。これら効果を考慮した評価に際し、原子炉格納容器及び外部遮へい壁の表面積と体積が必要となる。

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系統）」の設計基準文書にて記載。

しかしながら、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、上記 F) 項に記載の通り、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原子炉格納容器と外部遮へい壁の壁面面積及び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系統）」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 (変更) 許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、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、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、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、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。

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

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 80,100m 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 洩率:0.1%/d以下 (常温空気、設計圧 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				
アニユラス	容積:約 11,200m 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) アニユラス自由体積	アニユラス部容積: 約11,200 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。

川内1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
余熱除去出口配管	#151	1 A-RHRS入口弁 (内隔離弁)
		1 A余熱除去入口管ベント弁
		1 A-RHRS入口逃がし弁
格納容器再循環配管	#152	1 A-RHRS-C/V再循環弁 (外隔離弁)
		1 A-RHRS-C/V再循環ライン保護箱テスト弁
	#153	1 A-CSS-C/V再循環弁 (外隔離弁)
		1 A-C/V再循環サンプスプレイポンプ側保護管T. C弁
	#154	1 B-CSS-C/V再循環弁 (外隔離弁)
		1 B-C/V再循環サンプスプレイポンプ側保護管T. C弁
	#155	1 B-RHRS-C/V再循環弁 (外隔離弁)
1 B-RHRS-C/V再循環ライン保護箱テスト弁		
余熱除去出口配管	#156	1 B-RHRS入口弁 (内隔離弁)
		1 B余熱除去入口管ベント弁
		1 B-RHRS入口逃がし弁
消火用配管	#221	1号消火用水格納容器入口弁 (外隔離弁)
		1号消火用水格納容器入口逆止弁 (内隔離弁)
		1号消火用水管第2 T. C弁
蓄圧タンクテスト配管	#222	1号蓄圧タンクテストライン隔離弁 (内隔離弁)
		1号蓄圧タンクテストライン隔離弁 (外隔離弁)
A 1次冷却材ポンプ封水注入配管	#223	1 A-RCP封水注入ライン第1隔離弁 (外隔離弁)
		1 A-RCP封水注入ライン第2隔離弁前T. C弁
		1 A-RCP封水注入ライン第2隔離弁
蓄圧タンクサンプル配管	#224	1 A蓄圧タンクサンプル弁 (内隔離弁)
		1 B蓄圧タンクサンプル弁 (内隔離弁)
		1 C蓄圧タンクサンプル弁 (内隔離弁)
		1号蓄圧タンクサンプル弁 (外隔離弁)
制御棒位置指示装置盤室冷却ユニット冷却水出口配管	#225	1号DRPI盤冷水系出口C/V隔離弁
1次冷却材管低温側低圧注入配管	#226	1 A低温側低圧注入弁 (外隔離弁)
		1 A低温側低圧注入弁用T. C弁 (内隔離弁)
		1 A低温側低圧注入ライン逆止弁
制御棒位置指示装置盤室冷却ユニット冷却水入口配管	#227	1号DRPI盤冷水系入口C/V隔離弁
1次冷却材管低温側高圧注入配管 (補助注入配管)	#228	1号低温側高圧補助注入弁 (外隔離弁)
		1号低温側補助注入弁用T. C弁 (内隔離弁)
		1 A低温側補助注入弁試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 B低温側補助注入弁試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 C低温側補助注入弁試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 A低温側補助注入弁試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 B低温側補助注入弁試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 C低温側補助注入弁試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 A低温側補助注入ライン絞り弁
		1 B低温側補助注入ライン絞り弁
		1 C低温側補助注入ライン絞り弁
		1 A低温側補助注入ライン逆止弁 (内隔離弁)
		1 B低温側補助注入ライン逆止弁 (内隔離弁)
		1 C低温側補助注入ライン逆止弁 (内隔離弁)
		RCS-Aループ低温側補助注入配管ベント弁
RCS-Bループ低温側補助注入配管ベント弁		
RCS-Cループ低温側補助注入配管ベント弁		
原子炉キャビティ浄化ライン出口配管	#229	1号キャビティ浄化ライン取出弁 (C/V内)
		1号キャビティ浄化ライン取出弁 (C/V外)
		1号キャビティ浄化ライン (往) 第1隔離弁バイパス逆止弁
1次冷却材管高温側低圧注入配管	#230	1号高温側低圧注入弁 (外隔離弁)
		1号BCLループ高温側低圧注入用T. C弁 (内隔離弁)
		1号CLループ高温側注入ライン逆止弁
		1号BLループ高温側注入ライン逆止弁
1次冷却材管高温側高圧注入配管	#231	1号高温側高圧補助注入弁 (外隔離弁)
		1号高温側高圧補助注入用T. C弁 (内隔離弁)
		1 A高温側補助注入ライン試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 B高温側補助注入ライン試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 C高温側補助注入ライン試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 A高温側補助注入ライン試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 B高温側補助注入ライン試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 C高温側補助注入ライン試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 A高温側補助注入ライン絞り弁
		1 B高温側補助注入ライン絞り弁
		1 C高温側補助注入ライン絞り弁
		1 A高温側補助注入ライン逆止弁 (内隔離弁)
		1 B高温側補助注入ライン逆止弁 (内隔離弁)
		1 C高温側補助注入ライン逆止弁 (内隔離弁)
		RCS-Bループ高温側補助注入配管ベント弁
RCS-Cループ高温側補助注入配管ベント弁		
RCS-Aループ高温側補助注入配管ベント弁		

川内1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
1次冷却材管低温側低圧注入配管	#232	1 B 低温側低圧注入弁 (外隔離弁)
		1 B 低温側低圧注入弁用 T. C 弁 (内隔離弁)
		1 B 低温側低圧注入ライン逆止弁
格納容器圧力逃がし配管	#233	1 A-C/V 圧力逃がし装置第1隔離弁 (内隔離弁)
		1号 C/V 圧力逃がし装置 A ドレン弁 (T. C 兼用)
		1 A-C/V 圧力逃がし装置第2隔離弁 (外隔離弁)
1次冷却材管低温側高圧注入配管	#234	1号ほう酸注入タンク A 出口弁 (外隔離弁)
		1号ほう酸注入タンク B 出口弁 (外隔離弁)
		1号ほう酸注入タンク出口弁洗浄水戻り第1弁 (外隔離弁)
		1号ほう酸注入タンク出口弁用 T. C 弁 (内隔離弁)
		1 A ほう酸注入ライン試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 B ほう酸注入ライン試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 C ほう酸注入ライン試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 A ほう酸注入ライン試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 B ほう酸注入ライン試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 C ほう酸注入ライン試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 A ほう酸注入ライン絞り弁
		1 B ほう酸注入ライン絞り弁
		1 C ほう酸注入ライン絞り弁
		1 A ほう酸注入ライン逆止弁 (内隔離弁)
		1 B ほう酸注入ライン逆止弁 (内隔離弁)
		1 C ほう酸注入ライン逆止弁 (内隔離弁)
		1号ほう酸注入タンク出入口バイパスラインドレン弁
		ほう酸注入タンク~RCS-Aループ低温側注入配管ベント弁
		ほう酸注入タンク~RCS-Cループ低温側注入配管ベント弁
		ほう酸注入タンク~RCS-Bループ低温側注入配管ベント弁
格納容器圧力逃がし配管	#235	1 B-C/V 圧力逃がし装置第1隔離弁 (内隔離弁)
		1号 C/V 圧力逃がし装置 B ドレン弁 (T. C 兼用)
		1 B-C/V 圧力逃がし装置第2隔離弁 (外隔離弁)
1次冷却材管高温側高圧注入配管	#236	1号高温側高圧補助注入弁 (ほう酸注入タンク側)
		1号高温側補助注入弁 (B I タンク側) 用 T. C 弁 (内隔離弁)
		1 A 高温側補助注入ライン (B I タンク側) 試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 B 高温側補助注入ライン (B I タンク側) 試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 C 高温側注入ライン (B I タンク側) 試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 A 高温側注入ライン (B I タンク側) 試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 B 高温側注入ライン (B I タンク側) 試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 C 高温側注入ライン (B I タンク側) 試験用流量計弁 (内隔離弁)
		1 A 高温側補助注入ライン (B I タンク側) 絞り弁
		1 B 高温側補助注入ライン (B I タンク側) 補助絞り弁
		1 C 高温側補助注入ライン (B I タンク側) 補助絞り弁
		1 A 高温側補助注入ライン (B I タンク側) 逆止弁 (内隔離弁)
		1 B 高温側補助注入ライン (B I タンク側) 逆止弁 (内隔離弁)
		1 C 高温側補助注入ライン (B I タンク側) 逆止弁 (内隔離弁)
		RCS-Cループ高温側補助注入配管ベント弁
		RCS-Bループ高温側補助注入配管ベント弁
RCS-Aループ高温側補助注入配管ベント弁		
B 1次冷却材ポンプ封水注入配管	#237	1 B-RCP 封水注入ライン第1隔離弁 (外隔離弁)
		1 B-RCP 封水注入ライン第2隔離弁前 T. C 弁
		1 B-RCP 封水注入ライン第2隔離弁
A事故後1次冷却材サンプリング戻り配管	#238	1 A 自動遠隔試料採取装置 C/V 戻り弁 (外隔離弁)
		1 A 補助建屋サンプリング装置 C/V 戻りライン第2隔離弁
		1 A 自動遠隔試料採取装置 T. C 弁
蓄圧タンク充てん配管	#239	1号蓄圧タンク充てんポンプ出口弁 (外隔離弁)
		1号蓄圧タンク充てんポンプ出口弁用 T. C 弁 (内隔離弁)
		1号蓄圧タンク充てんライン逆止弁 (内隔離弁)
抽出配管	#240	1 A 抽出オリフィス隔離弁 (内隔離弁)
		1 B 抽出オリフィス隔離弁 (内隔離弁)
		1 C 抽出オリフィス隔離弁 (内隔離弁)
		1号抽出オリフィス出口逃がし弁
		1号抽出オリフィス出口隔離弁 (外隔離弁)
1次冷却材ポンプ封水戻り配管	#253	1号 RCP 封水戻りライン第1隔離弁 (内隔離弁)
		1号 RCP 封水戻りライン第1隔離弁バイパス弁
		1号 RCP 封水戻りライン第2隔離弁
制御用空気配管	#254	1 A-IAS 格納容器隔離弁 (外隔離弁)
		1 A-IAS 格納容器隔離用逆止弁
		1号制御用空気 A/Bヘッダ C/V 隔離弁 T. C 弁
充てん配管	#255	1号充てんライン第2隔離弁 (外隔離弁)
		1号充てんライン第2隔離弁前 T. C 弁
		1号充てんライン逆止弁
C 1次冷却材ポンプ封水注入配管	#257	1 C-RCP 封水注入ライン第1隔離弁 (外隔離弁)
		1 C-RCP 封水注入ライン第2隔離弁前 T. C 弁
		1 C-RCP 封水注入ライン第2隔離弁

川内1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
加圧器蒸気部サンプリング配管	#258	1号加圧器蒸気部サンプル弁 (内隔離弁)
		1号加圧器蒸気部サンプル弁 (外隔離弁)
加圧器液相部及びA事故後1次冷却材サンプリング配管		1号加圧器液相部サンプル弁 (内隔離弁)
1号加圧器液相部サンプル弁 (外隔離弁)		
1次冷却材及びB事故後1次冷却材サンプリング配管		1号Bループ高温側サンプル弁 (内隔離弁)
		1号Cループ高温側サンプル弁 (外隔離弁)
加圧器逃がしタンク窒素供給配管	#259	1号加圧器逃がしタンク窒素隔離弁
		1号加圧器逃がしタンク窒素ラインT. C弁
1号加圧器逃がしタンク窒素逆止弁		
C, D格納容器空調装置冷却水入口配管	#260	1 C-1 D-C/V再循環ユニット冷却水入口弁
格納容器冷却材ドレンタンクベントヘッド連絡管	#261	1号CVD Tベントライン第1隔離弁
		1号CVD Tベントライン第2隔離弁
		1号CVD T窒素供給隔離弁
加圧器逃がしタンク純水補給配管	#262	1号加圧器逃がしタンク補給水隔離弁
		1号加圧器逃がしタンク補給水ラインT. C弁
		1号加圧器逃がしタンク補給水逆止弁
B事故後1次冷却材サンプリング戻り配管	#263	1 B自動遠隔試料採取装置C/V戻り弁 (外隔離弁)
		1 B補助建屋サンプリング装置C/V戻りライン第2隔離弁
		1 B自動遠隔試料採取装置T. C弁
格納容器サンプポンプ出口配管	#264	1号C/Vサンプポンプ出口ライン第1隔離弁
		1号C/Vサンプポンプ出口ライン第2隔離弁
D格納容器空調装置冷却水出口配管	#265	1 D-C/V再循環ユニット冷却水出口隔離弁
C格納容器空調装置冷却水出口配管	#266	1 C-C/V再循環ユニット冷却水出口隔離弁
格納容器冷却材ドレンタンクガス分析器連絡管	#267	1号CVD TGAライン第1隔離弁
		1号CVD TGAライン第2隔離弁
加圧器逃がしタンクガス分析管	#267	1号PRTガス分析ライン隔離弁 (内隔離弁)
		1号PRTガス分析ライン隔離弁 (外隔離弁)
格納容器冷却材ドレン冷却器冷却水出口配管	#268	1号冷却材ドレン冷却器冷却水隔離弁
格納容器冷却材ドレンタンク出口配管	#269	1号C/V冷却材ドレン冷却器出口第1隔離弁
		1号C/V冷却材ドレン冷却器出口第2隔離弁
A主給水管	#301	1 A主給水隔離弁 (外隔離弁)
		1 A補助給水隔離弁 (外隔離弁)
A主蒸気管	#302	1 A主蒸気逃がし弁元弁
		1 A-1主蒸気安全弁
		1 A-2主蒸気安全弁
		1 A-3主蒸気安全弁
		1 A-4主蒸気安全弁
		1 A-5主蒸気安全弁
		1 A-6主蒸気安全弁
		1 A-7主蒸気安全弁
		1 A主蒸気隔離弁
		1 A主蒸気隔離弁ベント第1弁 (外隔離弁)
		1 A主蒸気隔離弁ベント第2弁
		1号T/D AFWP A蒸気元弁
		1 A主蒸気サンプル元弁
		1 A主蒸気サンプル弁 (外隔離弁)
		1 A主蒸気隔離弁上流ドレン元弁 (外隔離弁)
		1 A主蒸気隔離弁バイパス弁 (外隔離弁)
		1号T/D補助給水ポンプ蒸気管ベント弁
		1号T/D補助給水ポンプ蒸気管ベント弁
		1 A主蒸気圧力検出第1弁 (外隔離弁)
		1 A主蒸気圧力検出第2弁 (外隔離弁)
		1 A主蒸気圧力検出第1弁 (外隔離弁)
		1 A主蒸気圧力検出第2弁 (外隔離弁)
		1 A主蒸気圧力検出第1弁 (外隔離弁)
		1 A主蒸気圧力検出第2弁 (外隔離弁)
		1 A主蒸気圧力検出第1弁 (外隔離弁)
		1 A主蒸気圧力検出第2弁 (外隔離弁)
		1 A主蒸気圧力検出第1弁 (外隔離弁)
1 A主蒸気圧力検出第2弁 (外隔離弁)		
B主給水管	#303	1 B主給水隔離弁 (外隔離弁)
		1 B補助給水隔離弁 (外隔離弁)

川内1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主蒸気管	#304	1 B主蒸気逃がし弁元弁
		1 B-1主蒸気安全弁
		1 B-2主蒸気安全弁
		1 B-3主蒸気安全弁
		1 B-4主蒸気安全弁
		1 B-5主蒸気安全弁
		1 B-6主蒸気安全弁
		1 B-7主蒸気安全弁
		1 B主蒸気隔離弁
		1 B主蒸気隔離弁ベント第1弁 (外隔離弁)
		1 B主蒸気隔離弁ベント第2弁
		1 B主蒸気サンプル元弁
		1 B主蒸気サンプル弁 (外隔離弁)
		1 A-C/V出口主蒸気管ドレン元弁 (外隔離弁)
		1 B主蒸気隔離弁上流ドレン元弁 (外隔離弁)
		1 B主蒸気隔離弁バイパス弁 (外隔離弁)
		1 B主蒸気圧力検出第1弁 (外隔離弁)
		1 B主蒸気圧力検出第2弁 (外隔離弁)
		1 B主蒸気圧力検出第1弁 (外隔離弁)
		1 B主蒸気圧力検出第2弁 (外隔離弁)
		1 B主蒸気圧力検出第1弁 (外隔離弁)
		1 B主蒸気圧力検出第2弁 (外隔離弁)
		1 B主蒸気圧力検出第1弁 (外隔離弁)
1 B主蒸気圧力検出第2弁 (外隔離弁)		
1 B主蒸気圧力検出第1弁 (外隔離弁)		
1 B主蒸気圧力検出第2弁 (外隔離弁)		
C主給水管	#305	1 C主給水隔離弁 (外隔離弁)
		1 C補助給水隔離弁 (外隔離弁)
C主蒸気管	#306	1 C主蒸気逃がし弁元弁
		1 C-1主蒸気安全弁
		1 C-2主蒸気安全弁
		1 C-3主蒸気安全弁
		1 C-4主蒸気安全弁
		1 C-5主蒸気安全弁
		1 C-6主蒸気安全弁
		1 C-7主蒸気安全弁
		1 C主蒸気隔離弁
		1 C主蒸気隔離弁ベント第1弁 (外隔離弁)
		1 C主蒸気隔離弁ベント第2弁
		1号T/D AFWP B蒸気元弁
		1 C主蒸気サンプル元弁
		1 C主蒸気サンプル弁 (外隔離弁)
		1 B-C/V出口主蒸気管ドレン元弁 (外隔離弁)
		1 C主蒸気隔離弁上流ドレン元弁 (外隔離弁)
		1 C主蒸気隔離弁バイパス弁 (外隔離弁)
		1 C主蒸気圧力検出第1弁 (外隔離弁)
		1 C主蒸気圧力検出第2弁 (外隔離弁)
		1 C主蒸気圧力検出第1弁 (外隔離弁)
		1 C主蒸気圧力検出第2弁 (外隔離弁)
		1 C主蒸気圧力検出第1弁 (外隔離弁)
		1 C主蒸気圧力検出第2弁 (外隔離弁)
1 C主蒸気圧力検出第1弁 (外隔離弁)		
1 C主蒸気圧力検出第2弁 (外隔離弁)		
1 C主蒸気圧力検出第1弁 (外隔離弁)		
1 C主蒸気圧力検出第2弁 (外隔離弁)		
炉内計装用炭酸ガス配管	#324	1号ICIGS格納容器第1隔離弁
		1号ICIGS格納容器第1隔離弁後T、C弁
		1号ICIGS格納容器第2隔離弁
格納容器圧力逃がし装置ドレン配管	#325	1 A-C/V圧力逃がし装置ドレンライン隔離弁
		1号C/V圧力逃がし装置ドレンラインA隔離T、C弁
		1号C/V圧力逃がし装置ドレンラインA第2隔離弁
格納容器圧力逃がし装置ドレン配管	#326	1 B-C/V圧力逃がし装置ドレンライン隔離弁
		1号C/V圧力逃がし装置ドレンラインB隔離T、C弁
		1号C/V圧力逃がし装置ドレンラインB第2隔離弁

川内1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
1次冷却材ポンプ消火用炭酸ガス配管	#327	1号RCP用CO2消火設備C/V隔離弁
		RCP用CO2消火設備ラインT. C弁
		RCP用CO2消火設備ライン逆止弁 (C/V)
格納容器空気サンプリング 取出し配管	#328	1号格納容器空気サンプル取出弁 (内隔離弁)
		1号格納容器空気サンプル取出弁 (外隔離弁)
1次冷却材ポンプ及び モータ冷却水出口配管	#329	1号RCP冷却水第1出口弁 (内隔離弁)
		1号RCP冷却水第1出口弁バイパス弁逆止弁 (内隔離弁)
		1号RCP冷却水第2出口弁 (外隔離弁)
漏えい試験圧力取出し配管	#331	1号C/V圧力検出元弁 (C/V内)
		1号C/V圧力検出弁 (C/V外)
1次冷却材ポンプ及び モータ冷却水入口配管	#332	1号RCP冷却水第2入口弁 (外隔離弁)
		1号RCP冷却水入口T. C弁
		1号RCP冷却水入口逆止弁
制御棒クラスタ駆動装置 冷却ユニット冷却水出口配管	#334	1号CRDM冷却水A出口弁
	#335	1号CRDM冷却水B出口弁
制御棒クラスタ駆動装置 冷却ユニット冷却水入口配管	#336	1号CRDM冷却水入口弁 (外隔離弁)
原子炉キャビティ浄化ライン入口配管	#351	1号キャビティ浄化ライン戻り弁 (外隔離弁)
		1号キャビティ浄化ライン戻り管T. C弁 (隔離弁)
		1号キャビティ浄化ライン戻り逆止弁 (CV内)
1次系補助蒸気配管	#353	1号補助蒸気格納容器隔離弁
		1号補助蒸気隔離弁T. C弁
		1号補助蒸気格納容器隔離弁
格納容器空気サンプリング戻り配管	#354	1号格納容器空気サンプル戻りライン隔離弁
		格納容器空気サンプリング戻り内側逆止弁
		格納容器空気サンプリング戻り隔離弁T. C弁
蓄圧タンク窒素充てん配管	#355	1号蓄圧タンクN2ライン隔離弁 (外隔離弁)
		1号蓄圧タンクN2ライン隔離弁用T. C弁 (内隔離弁)
		1号蓄圧タンクN2ライン隔離弁 (内隔離弁)
制御用空気配管	#356	1B-IAS格納容器隔離弁 (外隔離弁)
		1B-IAS格納容器隔離用逆止弁
		1号制御用空気A/BヘッダC/V隔離弁T. C弁
A蒸気発生器 ブローダウンサンプル配管	#357	1A-S/Gサンプル隔離弁 (外隔離弁)
B蒸気発生器 ブローダウンサンプル配管		1B-S/Gサンプル隔離弁 (外隔離弁)
C蒸気発生器 ブローダウンサンプル配管		1C-S/Gサンプル隔離弁 (外隔離弁)
A, B格納容器 空調装置冷却水入口配管	#358	1A-1B-C/V再循環ユニット冷却水入口弁
B格納容器空調装置冷却水出口配管	#359	1B-C/V再循環ユニット冷却水出口隔離弁
C蒸気発生器ブローダウン配管	#360	1C-S/Gブローダウン第1隔離弁 (外隔離弁)
A格納容器空調装置冷却水出口配管	#361	1A-C/V再循環ユニット冷却水出口隔離弁
余剰抽出冷却器冷却水入口配管	#362	1号余剰抽出冷却器冷却水第2入口弁
余剰抽出冷却器冷却水出口配管	#363	1号余剰抽出冷却器冷却水第1出口弁
A蒸気発生器ブローダウン配管	#364	1A-S/Gブローダウン第1隔離弁 (外隔離弁)
加圧器圧力較正配管	#366	1号デットウエイト圧力発生装置元弁
B蒸気発生器ブローダウン配管	#367	1B-S/Gブローダウン第1隔離弁 (外隔離弁)

川内1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
脱塩水配管	#369	1号C/V内脱塩水供給第1隔離弁
		1号C/V内脱塩水供給第2隔離弁
		1号C/V内脱塩水供給第2隔離弁前T. C弁
所内用空気配管	#371	1号C/V内所内用空気供給第1隔離弁
		格納容器内所内用空気逆止弁
		1号C/V内所内用空気供給第2隔離弁前T. C弁
工用酸素配管	#401	工用酸素配管外隔離弁 (手動弁)
		工用酸素配管内隔離弁 (手動弁)
真空逃がし配管	#403	1号格納容器真空逃がし装置A第1弁
		1号格納容器真空逃がし装置A第2弁
工用アセチレン配管	#404	工用アセチレン配管外隔離弁 (手動弁)
		工用アセチレン配管内隔離弁 (手動弁)
工用アルゴン配管	#405	工用アルゴン配管外隔離弁 (手動弁)
		工用アルゴン配管内隔離弁 (手動弁)
真空逃がし配管	#407	1号格納容器真空逃がし装置B第1弁
		1号格納容器真空逃がし装置B第2弁
漏えい試験圧力取出し配管	#409	1号格納容器漏えい率試験空気出口配管内隔離弁
格納容器スプレイ配管	#413	1 Aスプレイクーラ出口弁 (外隔離弁)
		1 Aスプレイテストライン空気テスト弁
		1 Aスプレイライン逆止弁 (内隔離弁)
A格納容器水素サンプリング取出し配管	#415	1 A-C/V雰囲気サンプル取出弁 (内隔離弁)
A格納容器水素サンプリング戻り配管		1 A-C/V雰囲気サンプル取出弁 (外隔離弁)
		1 A-C/V雰囲気サンプル戻り弁 (外隔離弁)
		1 A-C/V雰囲気サンプル戻り弁 (内隔離弁)
		1 A-C/V雰囲気サンプル戻りラインT. C弁
格納容器水素パージ給気配管	#416	1 A-C/V水素パージ用空気入口弁 (外隔離弁)
		1号格納容器水素パージ給気格納容器隔離逆止弁
		1号格納容器水素パージ給気格納容器隔離リーク試験弁
格納容器排気ダクト	#417	1号格納容器排気内側隔離弁
		1号格納容器排気外側隔離弁
格納容器スプレイ配管	#422	1 Bスプレイクーラ出口弁 (外隔離弁)
		1 Bスプレイテストライン空気テスト弁
		1 Bスプレイライン逆止弁 (内隔離弁)
格納容器水素パージ給気配管	#423	1 B-C/V水素パージ用空気入口弁 (外隔離弁)
		1号格納容器水素パージ給気格納容器隔離逆止弁
		1号格納容器水素パージ給気格納容器隔離リーク試験弁
B格納容器水素サンプリング取出し配管	#424	1 B-C/V雰囲気サンプル取出弁 (内隔離弁)
B格納容器水素サンプリング戻り配管		1 B-C/V雰囲気サンプル取出弁 (外隔離弁)
		1 B-C/V雰囲気サンプル戻り弁 (外隔離弁)
		1 B-C/V雰囲気サンプル戻り弁 (内隔離弁)
		1 B-C/V雰囲気サンプル戻りラインT. C弁
格納容器給気ダクト	#425	1号格納容器給気外側隔離弁
		1号格納容器給気内側隔離弁
格納容器作業用排気ダクト	#426	1号格納容器内作業用排気内側隔離弁
		1号格納容器内作業用排気外側隔離弁

設計基準文書 系統編
格納容器スプレイ系統

川内原子力発電所 1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、川内1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、燃料取替用水タンク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苛性ソーダ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	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。		
	3.1	系統構成設備 2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様等を整理する。		

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

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、燃料取替用水タンク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よる

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。

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経過以降によう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（JEAG4612-2010）」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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、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、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 添付書類八	設工認要目表	保安規定
A、B格納容器スプレイポンプ	容量: 940 m ³ /h ^(注2) 揚程:170 m ^(注2) 出力:700kW/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940m ³ /h (1台当たり) 揚程:約170m	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:参考資料に示す。 ・容量:参考資料に示す。 であることを確認する。 (定期事業者検査時)
格納容器スプレイ冷却器	容量(設計熱交換量): 2.7×10 ⁴ kW ^(注2) 伝熱面積: 参考資料に示す。	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27MW (1基当たり)	参考資料に示す。	—
1号よう素除去薬品タンク	容量:15 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):11.1m ³ 以上 苛性ソーダ濃度: 30wt%以上
1A、Bスプレイポンプ供給弁	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	—	—	—
1A、BRWSTースプレイポンプ供給側逆止弁	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	—	—	—

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
1A、B CSS C/V再循環弁(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	—	—	—
1A、B 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	—	—	—
1A、Bスプレイクーラ出口弁(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	—	—	—
1A、Bスプレイライン逆止弁(内隔離弁)	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	—	—	—
1A、B CSS-C/V再循環ライン逆止弁	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	—	—	—
1A、Bよう素除去薬注弁	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	—	—	—
1A、Bよう素除去薬注逆止弁	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

川内原子力発電所 1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、川内 1 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 送電線から所内変圧器を通し、また、所内変圧器から受電できなくなった場合には予備変圧器から、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する。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、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 10 秒以内に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、計装用電源装置（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。計装用電源装置（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、計装用電源装置（無停電電源装置）内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。

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）及び蓄電池（重大事故等対処用）を使用する。これらの設備は、負荷切り離し（中央制御室及び 1 次系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である。

1.3. 章構成と記載事項

章構成の詳細を、表 1.3-1 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	2.2.1 章の設計要件を具体化する設備仕様と設備の安全機能を記載する。		
	3.1	系統構成設備	2.2.1 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

[技術基準規則]

- 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 項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 2.2.1-1 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 10 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
- ・電動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプ及び電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及び電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	充てん/高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ
		添付書類十 3.4.4	格納容器スプレイポンプ
		添付書類十 3.5.1	アニュラス空気浄化ファン 安全補機室排気ファン
	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	充てん/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	充てん/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 安全補機室排気ファン	

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	+2.0 秒	1A アンユラス空気浄化ファン	1C1 原子炉コントロールセンタ
SI	0 秒	+2.0 秒	1A 蓄電池室排気ファン	1C1 原子炉コントロールセンタ
SI	0 秒	+2.0 秒	1A 蓄電池室給気ファン	1C1 原子炉コントロールセンタ
SI	5 秒	±2.0 秒	1A 充てん/高圧注入ポンプ	4・1C 所内非常用高圧母線
SI	5 秒	±2.0 秒	(1B1 充てん/高圧注入ポンプ)	4・1C 所内非常用高圧母線
SI	5 秒	±2.0 秒	1A 空調用冷水ポンプ	1C2 原子炉コントロールセンタ
M	5 秒	±2.0 秒	1A 中央制御室循環ファン	1C1 原子炉コントロールセンタ
M	5 秒	±2.0 秒	1A 中央制御室空調ファン	1C1 原子炉コントロールセンタ
M	5 秒	±2.0 秒	1A 中央制御室非常用循環ファン	1C1 原子炉コントロールセンタ
SI	10 秒	±2.0 秒	1A 安全補機開閉器室空調ファン	1C1 原子炉コントロールセンタ
SI	10 秒	±2.0 秒	1A ディーゼル発電機始動用空気圧縮機	1A ディーゼル発電機コントロールセンタ
SI	10 秒	±2.0 秒	1A 余熱除去ポンプ	4・1C 所内非常用高圧母線
SP	10 秒	±2.0 秒	1A 格納容器スプレイポンプ	4・1C 所内非常用高圧母線
SI	15 秒	±2.0 秒	1A 原子炉補機冷却水ポンプ	4・1C 所内非常用高圧母線
SI	15 秒	±2.0 秒	(1B 原子炉補機冷却水ポンプ)	4・1C 所内非常用高圧母線
SI	25 秒	±2.0 秒	1A 電動補助給水ポンプ	4・1C 所内非常用高圧母線
SI	30 秒	±2.0 秒	1A 海水ポンプ	4・1C 所内非常用高圧母線
SI	30 秒	±2.0 秒	(1B 海水ポンプ)	4・1C 所内非常用高圧母線
SI	60 秒	±2.0 秒	1A 空調用冷凍機	4・1C 所内非常用高圧母線
SI	65 秒	±2.0 秒	1A 安全補機室排気ファン	3・1C 所内非常用低圧母線
SI	70 秒	±2.0 秒	1A 制御用空気圧縮機	3・1C 所内非常用低圧母線

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	+2.0 秒	1B アンユラス空気浄化ファン	1D1 原子炉コントロールセンタ
SI	0 秒	+2.0 秒	1C 空調用冷水ポンプ	1D2 原子炉コントロールセンタ
SI	0 秒	+2.0 秒	1B 蓄電池室排気ファン	1D1 原子炉コントロールセンタ
SI	0 秒	+2.0 秒	1B 蓄電池室給気ファン	1D1 原子炉コントロールセンタ
M	0 秒	+2.0 秒	1B 中央制御室循環ファン	1D1 原子炉コントロールセンタ
M	0 秒	+2.0 秒	1B 中央制御室空調ファン	1D1 原子炉コントロールセンタ
M	0 秒	+2.0 秒	1B 中央制御室非常用循環ファン	1D1 原子炉コントロールセンタ
SI	5 秒	±2.0 秒	1C 充てん/高圧注入ポンプ	4-1D 所内非常用高圧母線
SI	5 秒	±2.0 秒	(1B2 充てん/高圧注入ポンプ)	4-1D 所内非常用高圧母線
SI	10 秒	±2.0 秒	1B 安全補機開閉器室空調ファン	1D1 原子炉コントロールセンタ
SI	10 秒	±2.0 秒	1B ディーゼル発電機始動用空気圧縮機	1B ディーゼル発電機コントロールセンタ
SI	10 秒	±2.0 秒	1B 余熱除去ポンプ	4-1D 所内非常用高圧母線
SP	10 秒	±2.0 秒	1B 格納容器スプレイポンプ	4-1D 所内非常用高圧母線
SI	15 秒	±2.0 秒	1C 原子炉補機冷却水ポンプ	4-1D 所内非常用高圧母線
SI	15 秒	±2.0 秒	(1D 原子炉補機冷却水ポンプ)	4-1D 所内非常用高圧母線
SI	25 秒	±2.0 秒	1B 電動補助給水ポンプ	4-1D 所内非常用高圧母線
SI	30 秒	±2.0 秒	1C 海水ポンプ	4-1D 所内非常用高圧母線
SI	30 秒	±2.0 秒	(1D 海水ポンプ)	4-1D 所内非常用高圧母線
SI	60 秒	±2.0 秒	1C 空調用冷凍機	4-1D 所内非常用高圧母線
SI	70 秒	±2.0 秒	1B 制御用空気圧縮機	3-1D 所内非常用低圧母線
SI	75 秒	±2.0 秒	1B 安全補機室排気ファン	3-1D 所内非常用低圧母線

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	+2.0 秒	1A 蓄電池室排気ファン	1C1 原子炉コントロールセンタ
BO	0 秒	+2.0 秒	1A 蓄電池室給気ファン	1C1 原子炉コントロールセンタ
BO	5 秒	±2.0 秒	1A 空調用冷水ポンプ	1C2 原子炉コントロールセンタ
BO	5 秒	±2.0 秒	1A 中央制御室循環ファン	1C1 原子炉コントロールセンタ
BO	5 秒	±2.0 秒	1A 中央制御室空調ファン	1C1 原子炉コントロールセンタ
BO	5 秒	±2.0 秒	1A 制御用空気圧縮機	3-1C 所内非常用低圧母線
BO	10 秒	±2.0 秒	1A 安全補機開閉器室空調ファン	1C1 原子炉コントロールセンタ
BO	10 秒	±2.0 秒	1A ディーゼル発電機始動用空気圧縮機	1A ディーゼル発電機コントロールセンタ
BO	15 秒	±2.0 秒	1A 原子炉補機冷却水ポンプ	4-1C 所内非常用高圧母線
BO	20 秒	±2.0 秒	1B 原子炉補機冷却水ポンプ	4-1C 所内非常用高圧母線
BO	25 秒	±2.0 秒	1A 電動補助給水ポンプ	4-1C 所内非常用高圧母線
BO	30 秒	±2.0 秒	1A 海水ポンプ	4-1C 所内非常用高圧母線
BO	35 秒	±2.0 秒	1B 海水ポンプ	4-1C 所内非常用高圧母線
BO	60 秒	±2.0 秒	1A 空調用冷凍機	4-1C 所内非常用高圧母線
BO	70 秒	±2.0 秒	1A 格納容器再循環ファン	3-1C 所内非常用低圧母線
BO	70 秒	±2.0 秒	1A 制御棒駆動装置冷却ファン	3-1C 所内非常用低圧母線
BO	80 秒	±2.0 秒	1B 格納容器再循環ファン	3-1C 所内非常用低圧母線
BO	80 秒	±2.0 秒	1A 原子炉容器室冷却ファン	3-1C 所内非常用低圧母線
BO	110 秒	±2.0 秒	1A 軸受冷却水ポンプ	4-1C 所内非常用高圧母線

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	+2.0 秒	1C 空調用冷水ポンプ	1D2 原子炉コントロールセンタ
BO	0 秒	+2.0 秒	1B 中央制御室循環ファン	1D1 原子炉コントロールセンタ
BO	0 秒	+2.0 秒	1B 中央制御室空調ファン	1D1 原子炉コントロールセンタ
BO	0 秒	+2.0 秒	1B 蓄電池室排気ファン	1D1 原子炉コントロールセンタ
BO	0 秒	+2.0 秒	1B 蓄電池室給気ファン	1D1 原子炉コントロールセンタ
BO	5 秒	±2.0 秒	1B 制御用空気圧縮機	3-1D 所内非常用低圧母線
BO	10 秒	±2.0 秒	1B 安全補機開閉器室空調ファン	1D1 原子炉コントロールセンタ
BO	10 秒	±2.0 秒	1B ディーゼル発電機始動用空気圧縮機	1B ディーゼル発電機コントロールセンタ
BO	15 秒	±2.0 秒	1C 原子炉補機冷却水ポンプ	4-1D 所内非常用高圧母線
BO	20 秒	±2.0 秒	1D 原子炉補機冷却水ポンプ	4-1D 所内非常用高圧母線
BO	25 秒	±2.0 秒	1B 電動補助給水ポンプ	4-1D 所内非常用高圧母線
BO	30 秒	±2.0 秒	1C 海水ポンプ	4-1D 所内非常用高圧母線
BO	35 秒	±2.0 秒	1D 海水ポンプ	4-1D 所内非常用高圧母線
BO	60 秒	±2.0 秒	1C 空調用冷凍機	4-1D 所内非常用高圧母線
BO	70 秒	±2.0 秒	1C 格納容器再循環ファン	3-1D 所内非常用低圧母線
BO	70 秒	±2.0 秒	1B 制御棒駆動装置冷却ファン	3-1D 所内非常用低圧母線
BO	80 秒	±2.0 秒	1D 格納容器再循環ファン	3-1D 所内非常用低圧母線
BO	90 秒	±2.0 秒	1B 原子炉容器室冷却ファン	3-1D 所内非常用低圧母線
BO	110 秒	±2.0 秒	1B 軸受冷却水ポンプ	4-1D 所内非常用高圧母線

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（変更）許可申請書及び設工認申請書の基本設計方針に示す通り、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

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、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、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. 設備の概略仕様及び安全機能

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
1A、1Bディーゼル発電機	容量: 5700kW	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5,700kW(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、10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: 870l以上
燃料油貯油そう	—	—	—	—	—	基数:2 容量:約135kℓ (1基当たり) 重大事故等時のみ1,2号炉共用 基数:4	参考資料に示す。	燃料油貯油そう等の油量(保有油量): 255kℓ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	—	—	—	—	—	[燃料油貯油そう] 基数:2 容量:約135kℓ (1基当たり) [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。	貯油量(保有油量):870ℓ以上 燃料油貯油そう等の油量(保有油量): 255kℓ以上※2 ※2: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。

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
4-1C、4-1D 非常用高圧母線	—	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。
3-1C、3-1D 所内非常用低圧母線	—	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。

1.3-714

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
1C1、1C2、1D1、1D2 原子炉コントロールセンタ	—	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	—	—	—
1A、1Bディーゼル発電機 コントロールセンタ	—	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	—	—	—
1A、1B加圧器ヒータ (後 備グループ)分電盤	—	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	—	—	—
1A、1B蓄電池	容量: 約1,200A・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1,200A・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126.0kV 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。
1A、1B充電器	容量: 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。
1A、1Bドロップパ盤	—	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	—	—	—

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
1A、1B 直流 コントロールセンタ	母線容量:約 800A/個×2個 約1500A/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	母線容量:約800A/個 ×2個 約1500A/個	—	—
1A、1B 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	—	—	—
1A1~3、1B1~3原子炉ソ レノイド用直流分電盤	—	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	—	—	—
1A、1B換気系ソレノイド用 直流分電盤	—	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	—	—	—
1A、1Bタービン動補助給 水ポンプ電動弁盤	—	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	—	—	—
1A、1B電動補助給水ポン プ電動弁盤	—	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	—	—	—
1A、1B、1C、1D計装用電 源装置	—	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	—	—	—
1A、1B、1C、1D自動切換 /後備分電盤	—	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	—	—	—
1A、1B、1C、1D計装用交 流分電盤	—	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	—	—	—
1A-1、1B-1、1C-1計装用 交流分電盤	—	MS-1	—/—	S	2)他系統設備への電源供給 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	—	—	—
1A-2、1C-3、1D-1、1D-2 計装用交流分電盤	—	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	—	—	—

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

川内原子力発電所 1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、川内 1 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五条及び第四十条、技術許可基準規則第六条及び第五十一条に係る津波影響軽減施設、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、津波影響軽減施設、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、遮蔽性及び支持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、遮蔽性及び支持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。剛構造としない建物・構築物は、剛構造と同等又はそれを上回る耐震安全性を確保する。

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若しくは、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、水平 1 方向及び鉛直方向地震力の組合せで実施した上で、その計算結果に基づき水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せが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（事象）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

川内原子力発電所 1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、川内 1 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（変更）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、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

津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び津波影響軽減施設については、「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.津波防護施設（防潮堤、防潮壁、建屋等の内壁や床など）

津波防護施設は、非常用海水冷却系の取水性に配慮し、津波の流入による浸水及び漏水を防止する設計とする。

b.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。

c.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。

d.津波影響軽減施設（防波堤、離岸堤、消波工など）

津波影響軽減施設は、津波防護施設及び浸水防止設備への津波による影響を軽減する機能を保持する設計とする。また、地震後において、津波による影響を軽減する機能が保持できる設計とする。

2.2.6. 荷重の組合せ及び許容限界

津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び津波影響軽減施設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)津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び津波影響軽減施設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。また、津波影響軽減施設の設計においては、基準地震動 S_s による地震力を考慮し、その他の荷重と適切に組み合わせる。
- (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)津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び津波影響軽減施設のうち、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、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及び海中に設置されてい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

津波防護施設、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とする。

津波影響軽減施設は、津波の繰返し作用を想定し、施設が機能を喪失する変形に至らないこと及び終局状態に至らないこととする。

3. 設備の概略仕様

2章にて整理した津波防護に係る設計要件を満足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（川内1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
A, B海水ポンプエリア水密扉 (1, 2号機共用)	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (b. 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, D海水ポンプエリア水密扉 (1, 2号機共用)	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (b. 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
E, G海水ポンプエリア水密扉 (1, 2号機共用)	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (b. 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
F, H海水ポンプエリア水密扉 (1, 2号機共用)	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (b. 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
海水ポンプエリア防護壁 (1, 2号機共用)	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (a. 津波防護施設（防潮堤、防潮壁、建屋等の内壁や床など）)	MS-3	—	—	S
貯留堰 (1, 2号機共用)	2. 2. 4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価	MS-3	—	—	S
1B中間建屋水密扉	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (b. 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
制御建屋水密扉 (1, 2号機共用)	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (b. 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
A, B海水ポンプエリア水密扉 (1, 2号機共用)	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (b. 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
E, G海水ポンプエリア水密扉 (1, 2号機共用)	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (b. 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（川内1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
F, H海水ポンプエリア水密扉 (1, 2号機共用)	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (b. 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 (1, 2号機共用)	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (a. 津波防護施設（防潮堤、防潮壁、建屋等の内壁や床など）)	MS-3	—	—	S C-2
津波防護対象設備	2. 2. 2津波防護対象設備	—	—	—	— (設備による)
床ドレンライン逆止弁（海水ポンプエリア） (1, 2号機共用、1号機に設置)	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (b. 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(中間建屋)	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (b. 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（海水ポンプエリア）(1, 2号機共用、1号機に設置)	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (b. 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（タービン建屋と中間建屋との境界）	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (b. 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（タービン建屋と制御建屋との境界） (1, 2号機共用、1号機に設置)	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (b. 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） (2号機設備、1, 2号機共用、2号機に設置)	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (c. 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
取水ピット水位計（監視含む）	2. 2. 5 津波防護に関する施設の設計方針 (c. 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（川内1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
防波堤 (1,2号機共用、1号機に設置)	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (d. 津波影響軽減施設 (防波堤、離岸堤、消波工など))	—	—	—	C(Ss)
防護堤 (1,2号機共用、1号機に設置)	2.2.5 津波防護に関する施設の設計方針 (d. 津波影響軽減施設 (防波堤、離岸堤、消波工など))	MS-3	—	—	C(Ss)

設計基準文書 一般事項編
竜巻防護

川内原子力発電所 1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、川内 1 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. 竜巻より防護すべき施設

設計竜巻から防護する施設としては、安全施設が設計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、2 及び 3 に該当する構築物、系統及び機器とする。ただし、竜巻防護施設を内包する建屋は、「竜巻防護施設を内包する施設」として抽出する。設計竜巻から防護する施設のうち、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、安全機能を損なわない設計とすることから、クラス 1 及び 2 に属する施設を竜巻防護施設とする。

また、重大事故等対処設備についても対象とする。

2.2.1.5. 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のうち屋外のもの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。

2.2.1.6. 竜巻防護のための固縛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飛来物等の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資機材等を調査し、その結果に基づき防護対象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資機材等については、竜巻の風圧力に対し、資機材等が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する。

屋外の重大事故等対処設備等に関しては、重大事故等対処設備等の機能を損なわないよう、また、他の設備に悪影響を与えないよう、全ての重大事故等対処設備等を固縛することとし、屋外の重大事故等対処設備等の保管場所に保管する資機材等については、竜巻の風圧力に対し、浮き上がり又は横滑りにより波及的影響を及ぼす可能性があるものを固縛する。

2.2.1.7. 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

建屋の入口扉及びブローアウトパネル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全ての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

防護対象施設の損傷防止のために防護措置として設置する施設、防護対象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（防護対象施設及び重大事故等対処設備等）は、建屋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。

(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

原子炉補助建屋及びディーゼル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、防護対象施設の屋外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) 防護対象施設の屋外の附属設備

外気と繋がっており、竜巻の風圧力及び気圧差による影響を受ける可能性があり防護対象施設の吸排気管である施設を選定する。

(b) 防護対象施設を内包する区画の換気空調設備

外気と繋がっており、気圧差による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等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。

2.2.1.8. 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。抽出した飛来物の寸法、重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、竜巻防護対策によって防護が出来ない可能性があるものは固縛、建屋内収納又は撤去の対策を実施する。

2.2.1.9. 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、設置（変更）許可を受けた竜巻による荷重（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、設置（変更）許可を受けた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、たわみ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 (川内1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 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
復水タンク	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
燃料取替用水タンク	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
海水ストレーナ	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
配管、弁(海水ポンプ、復水タンク、燃料取替用水タンク廻り)	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
換気空調設備(アニュラス空気浄化系、中央制御室空調系、安全補機室給・排気系、ディーゼル発電機室給・排気系、制御用空気圧縮機給・排気系、補助給水ポンプ室給・排気系、安全補機開閉機室空調系、格納容器排気系(格納容器排気筒を含む))のうち、ダンパ、ダクト及びバタフライ弁	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
使用済燃料ラック	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-

表3.1 竜巻防護に関する設備の概略仕様 (川内1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
燃料集合体	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
使用済燃料ピット	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
ディーゼル発電機	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
主蒸気配管、主給水配管、主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気隔離弁	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
竜巻防護ネット(海水ポンプエリア) (1,2号機共用、1号機に設置)	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3)防護対策施設)	MS-3	-	-	-
竜巻防護ネット(屋外タンクエリア)	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3)防護対策施設)	MS-3	-	-	-
竜巻防護ネット(主蒸気管室建屋)	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3)防護対策施設)	MS-3	-	-	-
海水ポンプエリア水密扉 (1,2号機共用)	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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 (川内1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
屋外タンクエリア防護扉	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3)防護対策施設)	MS-3	-	-	-
ディーゼル建屋水密扉	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3)防護対策施設)	MS-3	-	-	-
タンクローリ車庫入口扉 (1,2号機共用、1号機に設置)	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3)防護対策施設)	MS-3	-	-	-
タンクローリ車庫 (1,2号機共用、1号機に設置)	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 竜巻の影響を考慮する施設の選定 (3)防護対策施設)	MS-3	-	-	-
原子炉建屋	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-
主蒸気管室建屋	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-
ディーゼル建屋	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-
燃料取扱建屋	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-
燃料油貯油そう基礎	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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 (2.2.1.7 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 (川内1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
タービン建屋	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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 (2.2.1.7 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)	-	-	-
耐火隔壁	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
ジブクレーン	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
ディーゼル発電機消音器	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
主蒸気逃がし弁消音器	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
主蒸気安全弁排気管	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-

表3.1 竜巻防護に関する設備の概略仕様 (川内1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
タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出口	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
燃料油貯油そうべント管	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
燃料油貯蔵タンクベント管	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
タンクローリ	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
換気空調設備(蓄電池室給・排気系)のうちダンパ及びダクト	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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 (b)防護対象施設を内包する区画の換気空調設備)	-	-	-	-
屋外の燃料タンク(火災)	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
屋外の水タンク等(溢水)	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
送電線(外部電源喪失)	2.2.1 竜巻評価条件の概要 (2.2.1.7 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)	-	-	-	-
固縛装置 (たるみ巻取装置含む) (1,2号機共用、1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)	-	-	-	-

設計基準文書 一般事項編
火山防護

川内原子力発電所 1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、川内 1 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。

火山事象に対しては、発電用原子炉施設の安全性を確保するため、必要となる安全施設の各機能（以下「安全機能」という。）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
- 設計条件に用いる降下火砕物の設定
- 降下火砕物の影響から防護する施設
- 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
- 設計対象施設の設計
- 直接的影響因子に対する設計方針
- 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、火砕流が敷地に到達した可能性は否定できないことから、また、自然現象における不確かさを考慮すると敷地への影響は否定できないことから、火山活動のモニタリングを実施する。

安全施設における運用期間中の噴火規模を考慮し、発電所の安全機能に影響を及ぼし得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. 設計条件に用いる降下火砕物の設定

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。また、文献調査結果及び地質調査結果より、設計条件として、層厚、密度、粒径を設定する。

2.2.1.9. 降下火砕物の影響から防護する施設

降下火砕物の影響から防護する施設としては、発電所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、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に属する施設とする。並びに重大事故等対処設備についても、降下火砕物より防護すべき施設とする。

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。

降下火砕物が堆積し、防護対象施設を内包する建屋に隣接している施設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については、降下火砕物の影響による機械的な波及的影響を考慮し、機械的な波及的影響を及ぼす可能性があ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し得るクラス 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) 機械的な波及的影響を及ぼす可能性がある施設

降下火砕物が堆積し、防護対象施設を内包する建屋に隣接している施設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については、降下火砕物の影響による機械的な波及的影響を考慮し、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

(7) 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。

(8) 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。

(9) 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. 設計対象施設の設計

降下火砕物が発電所の構築物、系統及び機器に及ぼす影響は、「直接的影響」と、「間接的影響」に分けられ、各構築物、系統及び機器についてはこれらを適切に考慮して、設計を行う。

2.2.1.13. 直接的影響に対する設計方針

降下火砕物の特徴から抽出される影響モードに対し設計対象施設の特徴を考慮し、有意な直接的影響を及ぼす因子を次の(1)～(7)のとおり選定し、想定される各影響因子に対して、影響を受ける設計対象施設の特徴毎に適切に設計を行う。

(1) 荷重

「荷重」について考慮すべき直接的影響因子は、建屋又は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」、及び建屋又は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直接的影響因子は、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直接的影響因子は、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直接的影響因子は、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「構造物の化学的影響（腐食）」、換気系、電気系及び計装制御系の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直接的影響因子は、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時滞在する中央制御室内に侵入することによる居住性の劣化や降下火砕物の除去、清掃等の屋外での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淡水等に降下火砕物が混入することによる影響があるが、発電所では補給水処理装置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淡水等を直接給水として使用しないこと及び給水は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直接的影響因子は、湿った降下火砕物が、電気系及び計装制御系に導電性を生じさせることによる「計装盤の絶縁低下」である。

2.2.1.14. 間接的影響に対する設計方針

降下火砕物によって原子力発電所周辺にもたらされる影響に伴い、原子力発電所内の構築物、系統及び機器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及び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おける「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「発電所外の交通の途絶」及び「発電所内の交通の途絶」がある。

各構築物、系統及び機器についてはこれらを適切に考慮して、設計を行う。

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、組み合わせることによって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 (川内1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
原子炉建屋、原子炉補助建屋、燃料取扱建屋、ディーゼル建屋、主蒸気管室建屋	<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 (8)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)	-	-	-
復水タンク、燃料取替用水タンク	<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 (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>	-	-	-	-

表3.1 火山防護に関する設備の概略仕様 (川内1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
海水ストレーナ、取水設備	<p>海水ストレーナ: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> <p>取水設備: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 (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>	-	-	-	-
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>	-	-	-	-
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>	-	-	-	-

表3.1 火山防護に関する設備の概略仕様 (川内1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、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>	-	-	-	-
タービン動補助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>	-	-	-	-
非常用ディーゼル発電機機関・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>・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>	-	-	-	-

表3.1 火山防護に関する設備の概略仕様 (川内1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
補助建屋排気筒、格納容器排気筒	<ul style="list-style-type: none"> •補助建屋排気筒: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) 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) •格納容器排気筒: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) 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) 	-	-	-	-
中央制御室換気空調系外気取入口、安全補機開閉器室空調系外気取入口、ディーゼル発電機室換気系外気取入口、補助給水ポンプ室換気系外気取入口、制御用空気圧縮機室換気系外気取入口、主蒸気配管室換気系外気取入口、格納容器給気系外気取入口、補助建屋給気系外気取入口、放射線管理室給気系外気取入口、安全補機室給気系外気取入口、蓄電池室給気系外気取入口	<ul style="list-style-type: none"> •蓄電池室給気系外気取入口、補助建屋給気系外気取入口以外: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) 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) •蓄電池室給気系外気取入口、補助建屋給気系外気取入口: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) 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) •中央制御室換気空調系外気取入口 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 (5)大気汚染) 	-	-	-	-

表3.1 火山防護に関する設備の概略仕様 (川内1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
制御用空気圧縮機	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 (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 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (3) 磨耗)	-	-	-	-
安全保護系計装盤	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 (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 (2.2.1.13 直接的影響に対する設計方針 (7) 絶縁低下)	-	-	-	-
燃料油貯油そう	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 (9) 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)	-	-	-	-
燃料油貯蔵タンク	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 (9) 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)	-	-	-	-
タンクローリ	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 (9) 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)	-	-	-	-

設計基準文書 一般事項編
外部火災防護

川内原子力発電所 1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、川内 1 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、発電所敷地内に存在する危険物タンク火災、航空機墜落による火災、近隣の産業施設の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（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。

発電所敷地内に存在する危険物タンク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表面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。

(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。

2.2.1.4. 防護措置の設計方針

防護対象施設の許容温度を満足できない場合又は危険距離、危険限界距離、容器の破裂による破片の最大飛散範囲を上回る離隔距離を確保できない場合は、必要な防護措置を講じることによって防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

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及び消火活動により防護する。

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。

換気空調系統は二次的影響（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）を考慮する系統として選定する。

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盤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

外部火災による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系統を選定する。

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が許容温度以下であることを確認する。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) 発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災

発電所敷地内に存在する危険物タンク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。

(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。

(4) 敷地内の危険物タンク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がコンクリート許容温度となる危険距離を求め、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。

(5) 発電所港湾内に入港する船舶の火災

発電所港湾内で防護対象施設から最も近い地点で起こることを想定し、船舶の燃料保有量等を勘案して、防護対象施設を内包する建屋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。

(6) 近隣の産業施設の火災・爆発

石油コンビナート施設等の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。

爆風圧の影響については、「石油コンビナートの防災アセスメント指針」により高圧ガス貯蔵所のガス貯蔵量から求められるガス爆発の爆風圧が0.01MPa以下となる危険限界距離を算出し、その危険限界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。

爆発による飛来物の影響については、「石油コンビナートの防災アセスメント指針」により高圧ガス貯蔵所のガス貯蔵量から容器の破裂による破片の最大飛散範囲を算出し、その最大飛散範囲を上回る離隔距離が確保されていることを確認する。

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（川内1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、燃料取扱建屋、中間建屋、制御建屋、ディーゼル発電機建屋、屋外施設(海水ポンプ、燃料取替用水タンク、復水タンク)) 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)	-	- (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)	-	-	-	-
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)	-	-	-	-
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)	-	-	-	-
発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災への対応	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 (2)発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災)	-	-	-	-
	障壁(2号機燃料取扱建屋)	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)	MS-3	-	-	C-1

設計基準文書 一般事項編
内部火災防護

川内原子力発電所 1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、川内原子力発電所第1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開閉器室は、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. 不燃性材料及び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、防火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（1,2号機共用、1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している竜巻防護ネットの設置、大容量空冷式発電機の固縛、衝突防止を考慮して実施する燃料油等を内包した車両の飛散防止対策等、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

2.2.1.1 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。

火災感知設備のうち耐震 S クラス機器を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備は、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、耐震 S クラス機器を設置する火災区域又は火災区画の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。

火災感知設備のうち耐震 S クラス機器を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備は、火災起因の荷重は発生しないため、基準地震動 S_s による地震力に対し、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、基準地震動 S_s による地震力に対し、電氣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。

消火設備のうち耐震 S クラス機器を設置する火災区域又は火災区画の消火設備は、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、煙の充満等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及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、耐震 S クラス機器を設置する火災区域又は火災区画の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。

消火設備のうち、耐震 S クラス機器を設置する火災区域又は火災区画の消火設備は、火災起因の荷重は発生しないため、基準地震動 S_s による地震力に対し、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、基準地震動 S_s による地震力に対し、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、その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（主配管）、泡消火設備の容器、ハロン消火設備の配管及び二酸化炭素自動消火設備の配管は、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。

燃料小出槽を含むディーゼル消火ポンプの内燃機関は技術基準規則第 48 条の規定により、「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」第 25 条から第 29 条に適合する設計とし、同省令第 25 条に基づく強度評価を行う。

モニタリングステーション及びモニタリングポストに設置するハロン消火設備又はハロゲン化物自動消火設備の管は、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、同エリアに設置するハロン消火設備又はハロゲン化物自動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、2 号燃料取扱建屋北側、モニタリングステーション及びモニタリングポストに設置する消火器は、クラス 3 容器の消火器と同様に消防法に適合するものを使用する設計とし、これらの強度評価を行う。

(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

2.2.1.1 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。）により他の区域と分離する。

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

火災が発生しても、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持する（以下、原子炉の安全停止）ためには、プロセスを監視しながら原子炉の停止及び冷却が必要であり、このためには、原子炉の安全停止に必要な機能を達成するための系統の機能を確保するための手段（以下、成功パス）を手動操作に期待してでも、少なくとも 1 つ確保する必要がある。

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

川内原子力発電所第1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は困難である。

また、原子炉格納容器内の自由体積が約8万m³あることから、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、原子炉格納容器の全域を水滴で覆うことができる多重性を有する格納容器スプレー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（1,2号機共用、1号機に保管）を配備する。

(2) 配線処理室

電気ケーブルが密集する配線処理室は、全域ハロン自動消火設備による自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。

配線処理室は、2箇所を入口を設置することによって、消火要員による消火活動も可能とする。

(3) ディーゼル発電機燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンク

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及び燃料油貯蔵タンクは、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

川内原子力発電所第1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（川内1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)	—	—	—	C
制御建屋 (一部1,2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
中間建屋	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)	—	—	—	C
ディーゼル建屋	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)	—	—	—	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)	—	—	—	C
燃料取扱建屋	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)	—	—	—	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)	—	—	—	C
屋外タンク	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)	—	—	—	C
海水管トレンチ	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
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)	—	—	—	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)	—	—	—	C

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様 (川内1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
固体廃棄物貯蔵庫(1,2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
代替緊急時対策所(1,2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
モニタリングステーション、モニタリングポスト(1,2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 (2号機設備、1,2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
電動消火ポンプ(1,2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(1,2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
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
オイルパン、ドレンリム、堰 (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)	—	—	—	C (機器による)
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)	—	—	—	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)	MS-3(換気設備は、更なる安全確保のための関連系)	—	—	C (機器による)
・火花対策(金属製の本体への収納) ・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)	—	—	—	C (機器による)

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様（川内1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
水素濃度検知器	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)	-	-	-	C
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)	-	-	-	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)	-	-	-	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)	-	-	-	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)	-	-	-	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)	-	-	-	C

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様 (川内1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
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)	—	—	—	C
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防止について (1) 落雷による火災の発生防止)	—	—	—	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)	—	—	—	—
竜巻防護ネット	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防止について (4) 竜巻(風(台風)含む。)による火災の発生防止)	—	—	—	C
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) (「1号機設備」、「1,2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) (「1号機設備」、「1,2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) (2号機設備、1,2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感知器	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) (「1号機設備」、「1,2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
火災受信機盤(蓄電池内蔵) (「1,2号機共用、1号機に設置」、「2号機設備、1,2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

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様 (川内1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
全域ハロン自動消火設備 (警報装置含む)(蓄電池含む) (「1号機設備」、「1,2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	クラス3	—	C
全域ハロン消火設備 (警報装置含む)(蓄電池含む) (「1号機設備」、「1,2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	クラス3	—	C
全域ハロン消火設備(WD/B用) (警報装置含む)(蓄電池含む) (2号機設備、1,2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	クラス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	クラス3	—	C
海水ポンプ用二酸化炭素自動消火設備(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	クラス3	—	C
水噴霧消火設備 (警報装置含む)(蓄電池含む) (2号機設備、1,2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
泡消火設備 (警報装置含む)(蓄電池含む) (1,2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	クラス3	—	C
ハロゲン化物自動消火設備 (1,2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
選択弁・ボンベ・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	クラス3	—	C
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) (1,2号機共用、1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 (川内1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
消火用水供給水源(ろ過水貯蔵タンク、燃料取替用水タンク)	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)	—	—	—	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	—	—	—	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	—	—	—	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

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様 (川内1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) (1,2号機共用、1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
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)	—	—	—	C
排煙設備(中央制御室) (可搬式)(1,2号機共用、1号機に保管)	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(火災に関する機能)	クラス3	—	C
A,Bろ過水貯蔵タンク～電動消火ポンプ及びディーゼル消火ポンプ (1,2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～弁1V-FS-008 (1,2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号機連絡ライン分岐点～燃料取扱建屋供給ライン分岐点 (1,2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
燃料取扱建屋供給ライン分岐点～弁1V-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3	—	C

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様 (川内1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1V-FS-503～格納容器貫通部(貫通部番号221)	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	—	S
格納容器貫通部(貫通部番号221)～弁1V-FS-504	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	—	S
弁1V-FS-504～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
燃料取扱建屋供給ライン分岐点～廃棄物処理建屋供給ライン分岐点 (1,2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～燃料取扱建屋内第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
アニュラス供給ライン分岐点～アニュラス内第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
消火ポンプ出口ヘッダ～1-固体廃棄物貯蔵庫内第1分岐点 (1,2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-固体廃棄物貯蔵庫 供給ライン分岐点～2-固体廃棄物貯蔵庫内第1分岐点 (1,2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
固体廃棄物貯蔵庫泡消火用供給ライン分岐点～混合器出口ヘッダ (1,2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 (川内1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
泡原液槽～混合器 (1,2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
混合器出口ヘッダ分岐点～1-固体廃棄物貯蔵庫内泡消火ライン 第1分岐点 (1,2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
混合器出口ヘッダ分岐点～2-固体廃棄物貯蔵庫1階泡消火ライン 第1分岐点 (1,2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
混合器出口ヘッダ分岐点～2-固体廃棄物貯蔵庫2階泡消火ライン 第1分岐点 (1,2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～弁IV-FS-561(1,2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IV-FS-561～廃棄物処理建屋内第1分岐点 (2号機設備、1,2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～廃棄物処理建屋内水 噴霧供給ライン第1分岐点(2号機設備、1,2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
燃料取替用水タンク～燃料取替用水タンク出口ライン分岐点	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
燃料取替用水タンク出口ライン分岐点～弁IV-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

表3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様 (川内1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1V-CP-001A～A格納容器スプレイポンプ入ロライン合流点	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)	クラス3	—	C
A格納容器スプレイポンプ入ロライン合流点～A格納容器スプレイポンプ～A格納容器スプレイ冷却器～A格納容器スプレイ冷却器出口ロライン分岐点	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)	クラス3	—	C
A格納容器スプレイ冷却器出口ロライン分岐点～格納容器貫通部(貫通部番号413)	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
弁1V-CP-001B～B格納容器スプレイポンプ～B格納容器スプレイ冷却器～格納容器貫通部(貫通部番号422)	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
格納容器貫通部(貫通部番号413,422)～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

設計基準文書 一般事項編
内部溢水防護

川内原子力発電所 1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、川内 1 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。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. 溢水伝ばを防止する設備

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. 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。

2.2.4.2. 水密扉・蓋

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。

2.2.4.3. 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。

2.2.4.8. 電気盤水密化処置

想定される溢水水位による静水圧に対し、電気盤内への溢水伝ばを防止する機能を損なうおそれがない設計とする。

2.2.5. 排水を期待する設備

2.2.5.1. 海水ポンプエリア床ドレン

海水ポンプエリア床ドレンは、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。

海水ポンプエリア床ドレンは、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 (川内1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
1号燃料取扱建屋堰	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
1A,1B,1C,1D,1E原子炉補助建屋 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
1F,1G,1H原子炉補助建屋 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
1A,1B,1C,1D燃料取扱建屋 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
1A原子炉補助建屋水密扉	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.2水密扉・蓋)	MS-3	—	—	C-2
1B原子炉補助建屋水密扉	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.2水密扉・蓋)	MS-3	—	—	C-2
1A中間建屋水密扉	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.2水密扉・蓋)	MS-3	—	—	C-2
1B中間建屋水密扉	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
1C中間建屋水密扉	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.2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 (川内1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
制御建屋水密扉 (1,2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
A,B海水ポンプエリア水密扉 (1,2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
C,D海水ポンプエリア水密扉 (1,2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	—	—	C-2
E,G海水ポンプエリア水密扉 (1,2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
F,H海水ポンプエリア水密扉 (1,2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 (1,2号機共用)	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.1防護壁)	MS-3	—	—	S C-2
1号海水管ダクト堅坑蓋	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.2水密扉・蓋)	MS-3	—	—	C-2
A,B,C,D廃棄物処理建屋 管理区域外伝ば防止堰 (2号機設備、1,2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
E廃棄物処理建屋 管理区域外伝ば防止堰 (2号機設備、1,2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 (川内1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
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)
水密区画壁、障壁(汚染拡大防止含む)	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.3水密区画壁)	PS-3	—	—	C(Ss)
中間建屋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(Ss)
海水ポンプエリア床ドレン (1,2号機共用、1号機に設置)	2.2.5排水を期待する設備 (2.2.5.1海水ポンプエリア床ドレン)	MS-3	—	—	C(Ss)
湧水サンプポンプ及び吐出ライン	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(Ss)
温度検出器 (蒸気漏えい早期検知システム)	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)	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・検知監視盤 (蒸気漏えい早期検知システム)	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
ターミナルエンド部防護カバー	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	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(Ss)
電気盤水密化処置	2.2.4溢水伝播を防止する設備 (2.2.4.8電気盤水密化処置)	MS-3	—	—	C

設計基準文書 一般事項編
飛散物防護

川内原子力発電所 1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、川内 1 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

タービンに対して、その損壊によりプラントの安全を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えるよう、機器の設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払う。さらに、万一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。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

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（川内1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 (1,2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 (1,2号機共用)	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—	—	SAクラス3	—
可搬型ディーゼル注入ポンプ (1,2号機共用)	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—	—	SAクラス3	—
可搬型電動低圧注入ポンプ (1,2号機共用)	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—	—	SAクラス3	—
移動式大容量ポンプ車[No. 3, 4] (1,2号機共用)	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—	—	SAクラス3	—
1V-RH-003A, 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（川内1号）

(2/4)

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
復水タンク補給用水中ポンプ（1,2号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—	—	SAクラス3	—
移動式大容量ポンプ車 （1,2号機共用） [No. 1, 2, 3]	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 （2号機設備、1,2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 主配管（弁1V-RH-001A, B～弁1V-RH-003A, B）	2.2.3 配管破損防護評価	—	クラス1	SAクラス2	S
移動式大容量ポンプ車[No4] [予備No. 3] （1,2号機共用）	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—	—	SAクラス3	—
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	—
中容量発電機車内燃機関（1,2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（川内1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
高圧発電機車内燃機関(1,2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(1,2号機共用)	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—	—	火力技術基準	—
代替緊急時対策用発電機内燃機関(1,2号機共用)	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—	—	火力技術基準	—
可搬型電動ポンプ用発電機内燃機関(1,2号機共用)	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—	—	火力技術基準	—
使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機内燃機関(1,2号機共用)	2.2.1. 回転機器飛散物評価	—	—	火力技術基準	—
取水用水中ポンプ用発電機内燃機関(1,2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)(1,2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（川内1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1,2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 (2号機設備、重大事故等時のみ1,2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 (1,2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 (1,2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

川内原子力発電所 1 号機

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書 土木建築編のうち、川内 1 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の対象系統を明確にする。		
	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)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

第三十六条 補助ボイラー

[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
- ・ 第二十六条 原子炉制御室等
- ・ 第三十条 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）

- ・ 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
- ・ 第三十六条 補助ボイラー

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、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた線量限度を超えないようにするのはもちろん、放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減するような遮へい設計とする。

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

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。

また、基準津波に対して、海水ポンプが引波時においても機能維持できるよう、貯留堰（取水口の一部）を設置することで、原子炉補機冷却海水系の冷却に必要な海水が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、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、原子炉建屋、原子炉補助建屋、制御建屋、中間建屋、ディーゼル建屋、燃料取扱建屋、海水管ダクト、燃料取替用水タンク基礎、燃料取替用水補助タンク基礎、復水タンク基礎、1次系純水タンク基礎、燃料油貯油そう基礎及び燃料油貯蔵タンク基礎はPS-1、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
- 放射性廃棄物の処理施設
- 放射性廃棄物の汚染拡大防止
- 原子炉格納施設
- 補助ボイラ
- 放射性物質による汚染の防止

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

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

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）及び人為事象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

外部からの衝撃のうち自然事象として竜巻、火山、外部火災を、人為事象として船舶の衝突を想定し、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。

D) 船舶の衝突

取水口前面は防波堤により船舶が容易に侵入しにくい構造とすること及び取水路呑み口を広く設けることにより船舶の衝突による取水路の閉塞が生じない設計とする。

4) 火災による損傷の防止

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

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蔽を有し、使用済燃料の上部は十分な水深を持たせた遮蔽により、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、容器に封入又はこん包、あるい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、出入り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) 補助ボイラ

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三十六条に従い、補助ボイラ煙突は、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものとする必要がある。

② 設計方針

補助ボイラの損傷時においても発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

11) 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 各設備の仕様及び安全機能

機器名称	安全機能 (種類)	安全 重要度	耐震 クラス	判定事項に関連する記載事項		
				設置許可 添付八	工認 要目表	保安規定
中央制御室遮蔽 (1,2号機共用)	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	S	—	参考資料に示す。	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施
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	MS-1	S	—	参考資料に示す。	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施
一次しゃへい	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	—	—	参考資料に示す。	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施
二次しゃへい	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	—	—	参考資料に示す。	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施
燃料移送しゃへい	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	—	—	参考資料に示す。	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施
燃料移送しゃへい (燃料取扱建屋内)	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	—	—	参考資料に示す。	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施
補助しゃへい	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	—	—	参考資料に示す。	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施
取水口 (貯留駆を除く) (1号機設備、1,2号機共用)	安全上特に重要な関連機能	MS-1	C-3	種類 鉄筋コンクリート扶壁式擁壁 材料 鉄筋コンクリート 容量 4,400m ³ 以上	参考資料に示す。	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施
貯留駆 (1号機設備、1,2号機共用)	安全上特に重要な関連機能	MS-1	C-3	種類 コンクリート駆 材料 コンクリート 容量 4,400m ³ 以上	参考資料に示す。	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施
取水路 (1/2号機設備、重大事故等時のみ 1,2号機共用)	安全上特に重要な関連機能	MS-1	C-3	種類 鉄筋コンクリート函渠 材料 鉄筋コンクリート 容量 4,400m ³ 以上	参考資料に示す。	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施
取水ビット (1/2号機設備、重大事故等時のみ 1,2号機共用)	安全上特に重要な関連機能	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 容量 4,400m ³ 以上	参考資料に示す。	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施
原子炉建屋	当該系の支持機能	PS-1 MS-1	—	—	—	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施
原子炉補助建屋	当該系の支持機能	PS-1 MS-1	—	—	—	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施
主蒸気管室建屋	当該系の支持機能	PS-1 MS-1	—	—	—	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施
制御建屋	当該系の支持機能	PS-1 MS-1	—	—	—	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施
中間建屋	当該系の支持機能	PS-1 MS-1	—	—	—	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施
ディーゼル建屋	当該系の支持機能	PS-1 MS-1	—	—	—	保守管理計画に基づく保守管理、点検、補修の実施
燃料取扱建屋	当該系の支持機能	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
海水管ダクト	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
燃料取替用水タンク基礎、燃料取替用水補助タンク基礎、復水タンク基礎、1次系純水タンク基礎	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
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
燃料油貯蔵タンク基礎	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