1.3 構築物、系統及び機器

ここでは、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関する説明書について記載する。

具体的には、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した 31 種類の設計基準文書の記載を基本とし、商業機密や防護上の理由のため公開できないもの※1を除く 29 種類について、それぞれ 1.3-(1)から 1.3-(29)に示す。なお、商業機密や防護上の理由のため公開できないものについては、参考資料にまとめて記載する。

※1　特定重大事故等対処施設、発電用原子炉施設の詳細仕様（要目表、設定根拠に関する説明書等）

これまでの設置（変更）許可の経緯については、第 1.1.1.2 表に示す。

(1) 耐震

目次

1. 概要 ..... 1.3-(1)-3
1.1. 防護設計の概要 ..... 1.3-(1)-3
2. 設計要件 ..... 1.3-(1)-4
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則 ..... 1.3-(1)-4
2.2. 防護設計要件 ..... 1.3-(1)-5
2.2.1. 耐震設計の基本方針 ..... 1.3-(1)-5
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 ..... 1.3-(1)-5
2.2.3. 設計用地震力 ..... 1.3-(1)-6
2.2.4. 機能維持の基本方針 ..... 1.3-(1)-6
2.2.5. 構造計画と配置計画 ..... 1.3-(1)-7
2.2.6. 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針 ..... 1.3-(1)-7
2.2.7. ダクティリティに関する考慮 ..... 1.3-(1)-7
2.2.8. 機器・配管系の支持方針について ..... 1.3-(1)-7
2.2.9. 耐震計算の基本方針 ..... 1.3-(1)-8
3. 設備の概略仕様 ..... 1.3-(1)-9

1. 概要

1.1. 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。

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 Ss 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）、地震応答解析手法、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（特定重大事故等対処施設を除く。）については地震により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 Ss 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（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）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（以下、「耐震重要度」という。）に応じて、S クラス、B クラス又は C クラスに分類（以下、「耐震重要度分類」という。）し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられる設計とする。

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、施設の各設備が有する重大事故等（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を除く。）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。

重大事故等対処施設のうち、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（特定重大事故等対処施設を除く。）は、上記に示す、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設計とする。本施設と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両方に属す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 Ss による地震力を適用するものとする。

また、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。）並びにこれらの機能を維持するために必要な間接支持構造物（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。

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（特定重大事故等対処施設を除く。）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、電気的機能、気密性、止水性、遮蔽性、支持機能、通水機能及び貯水機能の維持を必要とする施設については、その機能が維持できる設計とする。

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

2.2.5. 構造計画と配置計画

設計基準対象施設、重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）並びにこれらの機能を維持するために必要な間接支持構造物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離隔をとり配置するか、上位クラスの施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して耐震性を保持するか若しくは、下位クラス施設の波及的影響を想定しても上位クラス施設の有する機能を保持する設計とする。

2.2.6. 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針

耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）については、基準地震動 Ss 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説明書［(4) 外部火災防護、(7) 飛散物防護及び(8) 火山防護を除く］に明記される。

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。

以上

(2) 津波防護

目次

1. 概要 ..... 1.3-(2)-3
1.1. 防護設計の概要 ..... 1.3-(2)-3
2. 設計要件 ..... 1.3-(2)-4
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則 ..... 1.3-(2)-4
2.2. 防護設計要件 ..... 1.3-(2)-4
2.2.1. 津波防護の基本方針 ..... 1.3-(2)-4
2.2.2. 津波防護対象設備 ..... 1.3-(2)-5
2.2.3. 入力津波の設定 ..... 1.3-(2)-5
2.2.4. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 ..... 1.3-(2)-5
2.2.5. 津波防護に関する施設の設計方針 ..... 1.3-(2)-6
2.2.6. 荷重の組合せ及び許容限界 ..... 1.3-(2)-7
2.2.7. 津波防護設計において前提となる運用 ..... 1.3-(2)-8
3. 設備の概略仕様 ..... 1.3-(2)-9

1. 概要

1.1. 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）第五条及び第四十条並びに「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則」（以下、技術基準規則）第六条及び第五十一条に従い、発電用原子炉施設内における津波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（特定重大事故等対処施設を除く。）が基準津波に対して、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設計とする必要がある。

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。

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

津波防護設計は、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. 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（特定重大事故等対処施設を除く。）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、発電用原子炉施設内における津波による損傷の防止として、基準津波に対して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設計とする必要がある。

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. 津波防護の基本方針

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）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、地震に起因する津波、地震以外に起因する津波、行政機関の波源モデルによ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

設計基準対象施設及び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、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（特定重大事故等対処施設を除く。）及び可搬型重大事故等対処設備とする。また、津波が地震の随伴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

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（以下「遡上波」という。）と取水路・放水路等の経路からの流入に伴う入力津波（以下「経路からの津波」という。）を設定する。

(1) 遡上波については、遡上への影響要因として、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評価する。遡上する場合は、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される津波高さとして設定する。

(2) 経路からの津波については、浸水経路を特定し、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される時刻歴波形及び津波高さとして設定する。

(3) (1)、(2)における入力津波の設定の際には、水位変動として、朔望平均潮位及び潮位のばらつきを考慮する。加えて、地殻変動として、基準津波の波源となる地震に伴う発電所敷地の地殻変動量を考慮し、安全側に評価する。また、入力津波が有する数値計算上の不確かさを考慮する。

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（特定重大事故等を除く。）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（特定重大事故等を除く。）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（特定重大事故等を除く。）に対処するために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、盛り土構造物、防潮壁等）

津波防護施設は、津波の流入による浸水及び漏水を防止する設計とする。

津波防護施設のうち海水ポンプ室の前面及び周囲に設置する防護壁については、入力津波高さを上回る高さで設置し、止水性を維持する設計とする。また、津波防護施設のうち海水ポンプ室前面を取り囲むように海中に設置する貯水堰については、津波による水位低下時に海水ポンプの取水に必要な海水を確保するために必要な高さで設置し、止水性を維持する設計とする。

主要な構造体の境界部には、想定される荷重の作用を考慮し、試験等にて止水性を確認した止水ゴムで止水処置を講じる設計とする。

b.浸水防止設備（水密扉、壁・床の開口部・貫通部の浸水対策設備（止水板、シール処理）等）

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。

浸水防止設備については、海水ポンプエリアに海水ポンプエリア浸水防止蓋、海水ポンプエリア前面及びその周辺に止水壁を設置する。

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（敷地の潮位計及び取水ピット水位計、並びに津波の襲来状況を把握できる屋外監視カメラ等）

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。津波監視カメラは波力、漂流物の影響を受けない位置、潮位計は波力、漂流物の影響を受けにくい位置に設置し、津波監視機能が十分に保持できる設計とする。また、漂流物の影響を受けた場合であっても他の津波監視設備で機能補完を行う設計とする。

津波監視設備のうち津波監視カメラは、３号機及び４号機の非常用所内電源から給電するとともに映像信号を中央制御室へ伝送し、中央制御室にて周囲の状況を昼夜にわたり監視できるよう、暗視機能を有する設計とする。

津波監視設備のうち潮位計は、経路からの津波に対し海水ポンプ室の上昇側及び下降側の水位変動のうち、2 台は T.P.-5.1m から T.P.+1.5m、もう 1 台は T.P.-5.1m から T.P.+8.5m を測定可能とし、非接触式の潮位検出器により計測できる設計とする。また、潮位計は３号機及び４号機の非常用所内電源から給電し、中央制御室から監視可能な設計とする。

d.津波影響軽減施設（港湾部の防波堤等）

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。

津波影響軽減施設である防波堤は、取水路東側の海中に設置する設計とする。

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津波防護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の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及び風荷重を適切に考慮する。また、津波影響軽減施設の設計においては、基準地震動 Ss 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)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については積雪荷重を考慮しないこととする。また、津波荷重と風荷重の組合せについては、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については、組合せを考慮する。

b.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を基本とする。

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を基本とする。

2.2.7. 津波防護設計において前提となる運用

津波防護設計において前提としている運用を以下に示す。

(1) 大津波警報が発令された場合に引き波による貯水堰の水量を確保するため、プラント停止並びに原子炉補機冷却水冷却器出口弁電源を操作（切）する。

また上記操作（プラント停止）に合わせて放水ピットから敷地への津波の流入を防止するため、循環水ポンプを停止する。

(2) 燃料等輸送船に関し、津波警報等が発令された場合において、荷役作業を中断し、陸側作業員及び輸送物を退避させるとともに、緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う。

3. 設備の概略仕様

2章に記載した津波防護に係る設計要件を達成するために必要となる津波防護に関する設備（2.2.1～2.2.6に関する設備）は、すべて３、４号機共用設備であるため、本系統を構成する設備に対する安全機能を受けた性能要求が実機において確保されていることを確認するための性能確認事項及び確認方法は、最新の「大飯３号機　安全性向上評価届出書　(2) 津波防護」に示す。

以上

(3) 内部火災防護

目次

1. 概要 ..... 1.3-(3)-3
1.1. 防護設計の概要 ..... 1.3-(3)-3
2. 設計要件 ..... 1.3-(3)-4
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則 ..... 1.3-(3)-4
2.2. 防護設計要件 ..... 1.3-(3)-4
2.2.1. 火災防護の基本事項 ..... 1.3-(3)-5
2.2.2. 火災発生防止 ..... 1.3-(3)-6
2.2.3. 火災の感知及び消火 ..... 1.3-(3)-10
2.2.4. 火災の影響軽減対策 ..... 1.3-(3)-14
2.2.5. 原子炉の安全確保について ..... 1.3-(3)-17
3. 設備の概略仕様 ..... 1.3-(3)-19

1. 概要

1.1. 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。

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]

- 第八条　火災による損傷の防止
- 第四十一条　火災による損傷の防止

[技術基準規則]

- 第二条　定義
- 第十一条　火災による損傷の防止
- 第五十二条　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八条及び技術基準規則第十一条に従い、設計基準対処施設は、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四十一条及び技術基準規則第五十二条に従い、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築物、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築物、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及びその他の原子炉施設等の配置並びに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

火災区域又は火災区画は、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

火災区域又は火災区画は、火花を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

火災区域内又は火災区画内の電気系統は、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。

(6) 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、電源供給や機器状態の計測制御を行う目的のみに使用し、電気盤のみを設置する設計とする。

2.2.2.2.　不燃性材料又は難燃性材料の使用について

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

(1) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

a. 主要な構造材

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

b. 保温材

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

c. 建屋内装材

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する建屋の内装材は、不燃性材料を使用する設計とし、建屋の床材は、防炎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. 換気空調設備のフィルタ

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、建屋の床材として防炎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。

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。

(4) 竜巻（風（台風）含む。）による火災の発生防止

屋外の重大事故等対処施設は、竜巻防護に関する基本方針に基づき設計する竜巻飛来物防護対策設備の設置、空冷式非常用発電装置の固縛、衝突防止を考慮して実施する燃料油及び潤滑油を内包した車両の飛散防止対策、空冷式非常用発電装置の燃料油が漏えいした場合の拡大防止対策により、火災の発生防止を講じる設計とする。

また、空冷式非常用発電装置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

2.2.1.2 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、以下に示す火災の感知、消火対策を講じる設計とする。

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又は基準地震動 Ss による地震力に対し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及び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ている。

火災感知設備は、自然現象のうち、地震、凍結、風水害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 Ss による地震力に対し、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 Ss による地震

力に対し、電気的機能を保持することを構造強度上の性能目標とする。

(3) 機能設計

上記(2)の性能目標を達成するための機能設計の方針を設定する。

(4) 構造強度設計

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

火災感知設備は、上記(2)で設定している構造強度上の性能目標を踏まえ、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設計とする。

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 Ss による地震力に対し、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 Ss による地震力に対し、電気的機能を保持する設計とする。

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又は基準地震動 Ss による地震力に対して、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及びこれら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、凍結、風水害、地震、地盤変位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、煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する火災防護上

重要な機器等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 Ss による地震力に対し、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 Ss による地震力に対し、電気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、技術基準規則第十七条第 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、耐震設計の方針を以下のとおり設定する。

消火設備は、上記(2)で設定している構造強度上の性能目標を踏まえ、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設計とする。

消火設備のうち、耐震 S クラス機器設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 Ss による地震力に対し、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 Ss による地震力に対し、電気的及び動的機能を保持する設計とする。

(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水配管、全域ハロン消火設備の配管、局所ハロン消火設備の配管、フロアケーブルダクト消火設備の配管、二酸化炭素消火設備の配管及びケーブルトレイ消火設備の配管、並びに淡水タンク、消火水バックアップタンク、全域ハロン消火設備のボンベ、局所ハロン消火設備のボンベ、フ

ロアケーブルダクト消火設備のボンベ、二酸化炭素消火設備のボンベ、ケーブルトレイ消火設備のボンベ、消火器は、技術基準規則第十七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全域ハロン消火設備、局所ハロン消火設備、フロアケーブルダクト消火設備、二酸化炭素消火設備及びケーブルトレイ消火設備の容器（ボンベ）並びに消火器は、技術基準規則第十七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することで、技術基準規則の要求事項を満足するものとする。容器（ボンベ）の検査については、完成品として規制を受ける一般産業品の規格基準（高圧ガス保安法及び消防法）と使用環境が同等であることから、一般産業品の規格基準（高圧ガス保安法及び消防法）に適合することを確認することで、技術基準規則の要求事項を満足するものとする。

ディーゼル消火ポンプ燃料タンクを含むディーゼル消火ポンプの内燃機関は、技術基準規則第四十八条の規定により、「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」第二十五条から第二十九条に適合する設計とする。

2.2.4. 火災の影響軽減対策

2.2.1.2 に示した火災防護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、以下に示す火災の影響軽減のための対策を講じる設計とする。

2.2.4.1. 火災の影響軽減の対策が必要な火災区域（区画）の分離

火災の影響軽減の対策が必要な原子炉の安全停止に必要な機器等並びに放射性物質の貯蔵、かつ、閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域については、3 時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁（貫通部シール、防火扉、防火ダンパを含む。）により他の火災区域と分離する。

3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁（貫通部シール、防火扉、防火ダンパを含む。）により分離されている火災区域又は火災区画の目皿は、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又は離隔距離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

互いの系列間を隔壁又は離隔距離により系統分離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

大飯発電所第 4 号機における系統分離対策は、火災防護対象機器等が設置される火災区域（区画）に対して、上記(2)に示す考え方に基づき、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設定する。

(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隔壁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、火災発生箇所の特定が困難な場合も想定し、手動操作による固定式消火設備であるエアロゾル消火設備を配備する。

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ために、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 以上確保すること並びに 1 時間耐火性能を有している耐火ボードや発泡性耐火被覆は 1 次冷却材漏えい事故が発生した場合に、デブリ発生の要因となり、格納容器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適さない。

また、原子炉格納容器内にスプリンクラーを適用するとした場合、ケーブルが密集して設置されているため、スプリンクラーが有効に作動するように配管及びヘッドを設置することは適さない。また、ガス消火設備を適用するとした場合、原子炉格納容器内の自由体積が約 7 万 m^3 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。このため、原子炉格納容器の消火設備は、火災発生時の煙の充満による消火活動が困難でない場合、早期に消火が可能である、消火要員による消火を行う設計とする。

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響のため、消火要員による消火活動が困難である場合は、中央制御室からの手動操作が可能であり、原子炉格納容器全域を水滴で覆うことのできる原子炉格納容器スプレイ設備による手動消火を行う設計とする。

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

2.2.4.3. 換気空調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空調設備には、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、防火ダンパを設置する設計とする。

(2) 換気空調設備は、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) 換気空調設備のフィルタは、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

電気ケーブル及び引火性液体が密集する火災区域並びに運転員が常駐する火災区域には、火災発生時の煙を排気できるように排煙設備を設置することを設計の基本方針とする。

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、「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）に従い、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。

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

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

(1) 火災区域又は火災区画に設置される全機器の動的機能喪失を想定した設計

発電用原子炉施設内の火災区域又は火災区画に火災が発生し、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、当該火災区域又は火災区画に設置される全機器の動的機能喪失を想定しても、2.2.4 に示す火災の影響軽減のための系統分離対策によって、原子炉の安全停止に必要な成功パスを少なくとも 1 つ確保することで、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を安全に停止できる設計とする。

(2) 設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計

内部火災により、安全保護系及び原子炉停止系の作動を要求される設計基準事故及び運転時の異常な過渡変化が発生する場合には、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づく解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を想定しても、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できる設計とする。

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内部火災防護に関する設備（2.2.1～2.2.5 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。

以上

表 3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様

機器名称	設計要件の種類	安全重要度	機器クラス (DB／SA) （注１）	耐震重要度	確認事項に関する参照図書 （注３）
原子炉周辺建屋	火災区域及び火災区画の設定	MS-3	－／－	C	工認　要目表、火災防護計画
制御建屋（一部３・４号機共用）	火災区域及び火災区画の設定	MS-3	－／－	C	工認　要目表、火災防護計画
原子炉格納容器	火災区域及び火災区画の設定	MS-3	－／－	C	工認　要目表、火災防護計画
燃料油貯蔵タンク及び重油タンク	火災区域及び火災区画の設定	MS-3	－／－	C	工認　要目表、火災防護計画
格納容器スプレイポンプ	火災の感知及び消火	MS-3	Non／－	C	消火設備の構造図、消火水系統図
全域ハロン消火設備（パッケージ型）消火ユニット	火災の感知及び消火	MS-3	クラス 3／－	C（注２）	工認　要目表、消火設備の構造図、ハロゲン化物消火設備配置図、ガス消火設備の系統図（ハロン、二酸化炭素）
局所ハロン消火設備消火ユニット	火災の感知及び消火	MS-3	クラス 3／－	C（注２） C	工認　要目表、消火設備の構造図、ハロゲン化物消火設備配置図、ガス消火設備の系統図（ハロン、二酸化炭素）
フロアケーブルダクト消火設備ボンベ設備	火災の感知及び消火	MS-3	クラス 3／－	C（注２） C	工認　要目表、消火設備の構造図、フロアケーブルダクト消火設備配置図、フロアケーブルダクト消火設備系統図
二酸化炭素消火設備（ディーゼル発電機室）ボンベ設備	火災の感知及び消火	MS-3	クラス 3／－	C（注２）	工認　要目表、消火設備の構造図、炭酸ガス消火設備配置図、ガス消火設備の系統図（ハロン、二酸化炭素）
二酸化炭素消火設備（海水ポンプ）消火ユニット	火災の感知及び消火	MS-3	クラス 3／－	C（注２）	工認　要目表、消火設備の構造図、炭酸ガス消火設備配置図、ガス消火設備の系統図（ハロン、二酸化炭素）
ケーブルトレイ消火設備消火ユニット	火災の感知及び消火	MS-3	クラス 3／－	C（注２） C	工認　要目表、消火設備の構造図、消火水系統図、ケーブルトレイ防火対策箇所図
格納容器スプレイ冷却器	火災の感知及び消火	MS-3	クラス 3／－	C	消火設備の構造図、消火水系統図
燃料取替用水ピット	火災の感知及び消火	MS-3	クラス 3／－	C	消火設備の構造図、消火水系統図
オイルパン、ドレンリム、堰、油回収装置 （建屋に応じた区域・区画で記載）	火災発生防止	－	－／－	C	資料７　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、火災源配置図（油内包機器）
機器の溶接構造・シール構造	火災発生防止	－	－／－	C	資料７　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
・換気空調設備（火災区域の空調機器又は自然換気） ・防爆対策（油内包機器他） ・貯蔵対策（燃料油貯蔵タンク、重油タンク）	火災発生防止	－	－／－	C	資料７　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、換気空調設備（換気量一覧）

（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が定める材料及び構造、第二十一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）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及び消火設備は、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 Ss による地震力に対し、機能及び性能を保持する設計とする

（注３）改造工事実施の際、火災防護対象機器及び火災源の追加または変更がないか確認を行う。

表 3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様

機器名称	設計要件の種類	安全重要度	機器クラス (DB／SA) （注１）	耐震重要度	確認事項に関する参照図書 （注３）
・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）	火災発生防止	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
水素濃度検知器	火災発生防止	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
保護継電器、遮断器	火災発生防止	MS-3	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
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	火災発生防止	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
難燃ケーブル	火災発生防止	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
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）	火災発生防止	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
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）	火災発生防止	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
金属製の筐体、延焼防止剤、専用の電線管 （通信連絡設備用専用ケーブル）	火災発生防止	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
難燃性フィルタ（換気系） （チャコールフィルタ除く）	火災発生防止	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
保温材（けい酸カルシウム、ロックウール及び金属保温等）	火災発生防止	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
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）	火災発生防止	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
高圧水の一相流	火災発生防止	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
管理区域外への流出防止	火災の感知及び消火	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
未臨界の維持	火災の感知及び消火	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
避雷設備	火災発生防止	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
自然現象による火災の発生防止 （耐震設計含む）	火災発生防止	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
竜巻飛来物防護対策設備	火災発生防止	MS-3	－／－	C	資料 2-3　竜巻への配慮に関する説明書、資料 7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
空冷式非常用発電装置固縛	火災発生防止	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
燃料油等を内包した車両の飛散防止対策	火災発生防止	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書

（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が定める材料及び構造、第二十一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）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及び消火設備は、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 Ss による地震力に対し、機能及び性能を保持する設計とする

（注３）改造工事実施の際、火災防護対象機器及び火災源の追加または変更がないか確認を行う。

表 3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様

機器名称	設計要件の種類	安全重要度	機器クラス (DB／SA) （注１）	耐震重要度	確認事項に関する参照図書 （注３）
空冷式非常用発電装置の燃料油が漏えいした場合の拡大防止対策	火災発生防止	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
煙感知器（一部３・４号機共用、一部１・２・３・４号機共用）	火災の感知及び消火	MS-3	－／－	C（注２） C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、火災感知器配置図
熱感知器（防爆型、光ファイバケーブル含む）（一部３・４号機共用、一部１・２・３・４号機共用）	火災の感知及び消火	MS-3	－／－	C（注２） C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、火災感知器配置図
炎感知器（赤外線）（防爆型含む）	火災の感知及び消火	MS-3	－／－	C（注２）	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、火災感知器配置図
全域ハロン消火設備（選択弁、警報装置、蓄電池等含む）（一部３・４号機共用）	火災の感知及び消火	MS-3	－／－	C（注２）	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、ハロゲン化物消火設備配置図、ガス消火設備の系統図（ハロン、二酸化炭素）
局所ハロン消火設備（警報装置、蓄電池等含む）	火災の感知及び消火	MS-3	－／－	C（注２） C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、ハロゲン化物消火設備配置図、ガス消火設備の系統図（ハロン、二酸化炭素）
スプリンクラー（予作動弁、スプリンクラーヘッド、警報装置、蓄電池等含む）（一部３・４号機共用）	火災の感知及び消火	MS-3	－／－	C（注２）	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
二酸化炭素消火設備（ディーゼル発電機室）（選択弁、警報装置、蓄電池等を含む）	火災の感知及び消火	MS-3	－／－	C（注２）	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、炭酸ガス消火設備配置図、ガス消火設備の系統図（ハロン、二酸化炭素）
フロアケーブルダクト消火設備（選択弁、警報装置、蓄電池等含む）（一部３・４号機共用）	火災の感知及び消火	MS-3	－／－	C（注２） C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、フロアケーブルダクト消火設備配置図、フロアケーブルダクト消火設備系統図
ケーブルトレイ消火設備	火災の感知及び消火	MS-3	－／－	C（注２）	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、ケーブルトレイ消火設備系統図、ケーブルトレイ防火対策箇所図
エアロゾル消火設備（一部３・４号機共用）	火災の感知及び消火	MS-3	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
照明器具（電池内蔵式）	火災の感知及び消火	MS-3	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、照明配置図
消火器	火災の感知及び消火	MS-3	クラス 3／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
消火栓	火災の感知及び消火	MS-3	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、消火栓配置図
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、防火ダンパ含む）	火災の影響軽減対策	MS-3	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、3 時間耐火壁・防火壁図、貫通部配置図（スリーブ配置図）

（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が定める材料及び構造、第二十一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）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及び消火設備は、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 Ss による地震力に対し、機能及び性能を保持する設計とする

（注３）改造工事実施の際、火災防護対象機器及び火災源の追加または変更がないか確認を行う。

表 3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様

機器名称	設計要件の種類	安全重要度	機器クラス (DB／SA) （注１）	耐震重要度	確認事項に関する参照図書 （注３）
煙等流入防止装置	火災の影響軽減対策	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
鉄板＋発泡性耐火被覆 （1 時間の耐火性能を有する）	火災の影響軽減対策	－	－／－	C（注２） C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
70mm 以上のコンクリート壁	火災の影響軽減対策	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
中央制御盤内の火災の影響軽減対策（体制及び消火手順含む）	火災の影響軽減対策	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
高感度煙感知器（中央制御盤内）	火災の影響軽減対策	MS-3	－／－	C（注２）	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
原子炉格納容器内の火災の影響軽減対策	火災の影響軽減対策	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
排煙設備（中央制御室） （常設設備）	火災の影響軽減対策	－	－／－	C	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
スプリンクラー（自動消火）（予作動弁、スプリンクラーヘッド、警報装置、蓄電池、火災感知器等含む）（一部３・４号機共用）	火災の影響軽減対策	MS-3	－／－	C（注２）	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
全域ハロン消火設備（自動消火）（選択弁、警報装置、蓄電池、火災感知器等含む）（一部３・４号機共用）	火災の影響軽減対策	MS-3	－／－	C（注２）	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、ハロゲン化物消火設備配置図、ガス消火設備の系統図（ハロン、二酸化炭素）
局所ハロン消火設備（自動消火）（警報装置、蓄電池、火災感知器等含む）	火災の影響軽減対策	MS-3	－／－	C（注２）	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、ハロゲン化物消火設備配置図、ガス消火設備の系統図（ハロン、二酸化炭素）
二酸化炭素消火設備（海水ポンプ）（自動消火）（警報装置、蓄電池、火災感知器等含む）	火災の影響軽減対策	MS-3	－／－	C（注２）	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、炭酸ガス消火設備配置図、ガス消火設備の系統図（ハロン、二酸化炭素）
フロアケーブルダクト消火設備（自動消火）（選択弁、警報装置、蓄電池、火災感知器等含む）（蓄電池含む）（一部３・４号機共用）	火災の影響軽減対策	MS-3	－／－	C（注２）	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、フロアケーブルダクト消火設備配置図、フロアケーブルダクト消火設備系統図
ケーブルトレイ消火設備（自動消火）（感知チューブ等含む）	火災の影響軽減対策	MS-3	－／－	C（注２）	資料7　発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書、ケーブルトレイ消火設備系統図、ケーブルトレイ防火対策箇所図
配管・継手（消火水配管：ＣＶ貫通部）	火災の感知及び消火	MS-3	クラス 2／—	S	工認　要目表、系統図
配管・継手（消火水配管：ＣＶ貫通部以外）	火災の感知及び消火	MS-3	Non／— クラス 3／—	C（注２） C	工認　要目表、系統図
配管・継手（全域ハロン消火設備）	火災の感知及び消火	MS-3	クラス 3／—	C（注２）	工認　要目表、ガス消火設備の系統図（ハロン、二酸化炭素）、ハロゲン化物消火設備配置図

（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が定める材料及び構造、第二十一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）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及び消火設備は、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 Ss による地震力に対し、機能及び性能を保持する設計とする

（注３）改造工事実施の際、火災防護対象機器及び火災源の追加または変更がないか確認を行う。

表 3.1 内部火災防護に関する設備の概略仕様

機器名称	設計要件の種類	安全重要度	機器クラス (DB／SA) （注１）	耐震重要度	確認事項に関する参照図書 （注３）
配管・継手（局所ハロン消火設備）	火災の感知及び消火	MS-3	クラス 3／—	C（注２） C	工認　要目表、ガス消火設備の系統図（ハロン、二酸化炭素）、ハロゲン化物消火設備配置図
配管・継手（二酸化炭素消火設備）	火災の感知及び消火	MS-3	クラス 3／—	C（注２）	工認　要目表、ガス消火設備の系統図（ハロン、二酸化炭素）、炭酸ガス消火設備配置図
配管・継手（フロアケーブルダクト消火装置配管）	火災の感知及び消火	MS-3	クラス 3／—	C（注２）	工認　要目表、フロアケーブルダクト消火設備系統図、フロアケーブルダクト消火設備配置図
配管・継手（ケーブルトレイ消火装置配管）	火災の感知及び消火	MS-3	クラス 3／—	C（注２）	工認　要目表、ケーブルトレイ消火設備系統図、ケーブルトレイ防火対策箇所図

（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が定める材料及び構造、第二十一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）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及び消火設備は、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 Ss による地震力に対し、機能及び性能を保持する設計とする

（注３）改造工事実施の際、火災防護対象機器及び火災源の追加または変更がないか確認を行う。

(4) 外部火災防護

目次

1. 概要 ..... 1.3-(4)-3
1.1. 防護設計の概要 ..... 1.3-(4)-3
2. 設計要件 ..... 1.3-(4)-4
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則 ..... 1.3-(4)-4
2.2. 防護設計要件 ..... 1.3-(4)-4
2.2.1. 外部火災防護の基本方針 ..... 1.3-(4)-5
2.2.2. 外部火災の影響を考慮する施設の選定 ..... 1.3-(4)-6
2.2.3. 外部火災防護における評価の基本方針 ..... 1.3-(4)-7
2.2.4. 二次的影響（ばい煙等） ..... 1.3-(4)-8
2.2.5. 有毒ガスの影響 ..... 1.3-(4)-8
2.2.6. 外部火災防護設計において前提となる運用 ..... 1.3-(4)-8
3. 設備の概略仕様 ..... 1.3-(4)-9

1. 概要

1.1. 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、防護対象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ない設計とする必要がある。

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（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）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設計とする必要がある。

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。

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、防護対象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ない設計とする必要がある。

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（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）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設計とする必要がある。

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（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）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

外部火災から防護すべき施設は、重要度分類のクラス 1、クラス 2 及びクラス 3 に属する施設並びに重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）を構成する設備とする。そのうち、クラス 3 に属する施設は、代替設備による必要な機能の確保又は消火活動にて対応する。また、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。）については、屋内の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。）についてはそれらを内包している建屋にて防護し、屋外の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。）については位置的分散にて対応することから、影響評価を実施する防護対象施設はクラス 1 及びクラス 2 に属する施設とする。

以上より、影響評価を実施する防護対象施設はクラス 1 及びクラス 2 に属する施設とする。

2.2.1.2. 外部火災より防護すべき施設の設計方針

(1) 防護対象施設の設計方針

森林火災については、防護対象施設を内包する建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所、以下同様）の表面温度が許容温度となる危険距離及び屋外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、航空機墜落による火災及び発電所港湾内に入港する船舶の火災については、防護対象施設を内包する建屋においては建屋表面温度を算出し、屋外の防護対象施設においては屋外施設の温度を算出し、許容温度以下とする設計とする。

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の表面温度を算出し、許容温度以下とする設計とする。

(2) クラス 3 に属する施設の設計方針

クラス 3 に属する施設については、代替設備により必要な機能を確保すること、消火活動にて対応することにより防護する。

(3) 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。）の設計方針

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。）については、屋内の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。）についてはそれらを内包している建屋にて防護し、屋外の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。）については必要な機能を損なうおそれがないよう、位置的分散を図り複数個所に分散して保管する。

2.2.1.3. 防護対象施設の評価方針

屋内に設置されている防護対象施設は、建屋にて防護することから建屋の評価を行い、屋外にある防護対象施設は、屋外施設を評価する。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及び屋外施設の温度を算出し、許容温度と比較する方法を用いる。

2.2.2. 外部火災の影響を考慮する施設の選定

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

2.2.2.1. 防護対象施設の選定

屋内に設置されている防護対象施設は、建屋にて防護されることから、防護対象施設の代わりに防護対象施設を内包する建屋を外部火災の影響を考慮する施設として選定する。屋外に設置されている防護対象施設は、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。

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。

外気を取り込む換気空調設備は二次的影響（ばい煙）により人体に影響を及ぼすおそれがあるため、二次的影響（ばい煙）を考慮する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外気を取り込む換気空調設備を選定する。

2.2.3.　外部火災防護における評価の基本方針

2.2.2 で選定した施設について、それぞれの火災源ごとに、危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離が確保されていること、又は算出した建屋表面温度及び屋外施設の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

発電所周辺の植生を確認し、作成した植生データ、気象条件及び発火点により求めた森林火災影響評価における発電所敷地内の最大の火炎輻射発散度を用いて、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の表面温度及び屋外施設の温度を算出し、許容温度以下であることを確認する。

(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の表面温度及び屋外施設の温度を算出し、許容温度以下であることを確認する。

(4) 敷地内の危険物タンク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を算出し、許容温度以下であることを確認する。

(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、船舶の燃料積載量等を勘案して、防護対象施設を内包する建屋の建屋表面温度及び屋外施設の温度を算出し、許容温度以下であることを確認する。

(6) 近隣の産業施設の火災・爆発

石油コンビナート施設及び石油コンビナート施設に相当する産業施設について、発電所周辺10km以内に存在しないことを確認する。

危険物を搭載した車両による火災の影響は、タンクローリー等が移動する主要道路について、発電所から離隔距離を確保し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）

ばい煙等による防護対象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の居住性を確保するため、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。

2.2.6. 外部火災防護設計において前提となる運用

外部火災防護設計において前提としている運用を以下に示す。

(1) 外部火災によるばい煙発生時には、外気取入口に設置されている平型フィルタ、外気取入ダンパの閉操作、換気空調設備の停止、又は閉回路循環運転により、建屋内へのばい煙の侵入を阻止する。

(2) 外部火災による有毒ガス発生時には、外気取入ダンパの閉操作、換気空調設備の停止、又は、閉回路循環運転により、建屋内への有毒ガスの侵入を阻止する。

(3) モニタリングポストが外部火災の影響を受けた場合は、代替設備を防火帯内側に設置する。

(4) 油計量タンクは常時空運用とする。

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（2.2.1～2.2.5 に関する設備）の概略仕様を表 3.1 に示す。外部火災防護に関する設備のうち、３，４号機共用設備については、最新の「大飯 3 号機　安全性向上評価届出書 1.3 構築物、系統及び機器 (4) 外部火災防護」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。

以上

表 3.1 外部火災防護に関する施設の概略仕様

機器名称	設計要件の種類	安全重要度	機器クラス (DB／SA)	耐震重要度	設備仕様に関する参照図書
原子炉格納容器	防護対象施設を内包する建屋	—	—	—	資料 2-5-6　外部火災防護における評価条件及び評価結果
原子炉周辺建屋	防護対象施設を内包する建屋	—	—	—	資料 2-5-6　外部火災防護における評価条件及び評価結果
海水ポンプ	防護対象施設 二次的影響（ばい煙）を考慮する施設のうち外気を設備内に取り込む機器	—	—	—	資料 2-5-6　外部火災防護における評価条件及び評価結果
換気空調設備	二次的影響（ばい煙）を考慮する施設のうち外気を取り込む空調系統 有毒ガスの影響を考慮する施設	—	—	—	添付書類八　変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書
ディーゼル発電機	二次的影響（ばい煙）を考慮する施設のうち外気を設備内に取り込む機器	—	—	—	添付書類八　変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書
主蒸気逃し弁（消音器）	二次的影響（ばい煙）を考慮する施設のうち外気を設備内に取り込む機器	—	—	—	添付書類八　変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書
主蒸気安全弁（排気管）	二次的影響（ばい煙）を考慮する施設のうち外気を設備内に取り込む機器	—	—	—	添付書類八　変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書
排気筒	二次的影響（ばい煙）を考慮する施設のうち外気を設備内に取り込む機器	—	—	—	添付書類八　変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書
安全保護系計装盤	二次的影響（ばい煙）を考慮する施設のうち室内の空気を取り込む機器	—	—	—	添付書類八　変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書
制御用空気圧縮機	二次的影響（ばい煙）を考慮する施設のうち室内の空気を取り込む機器	—	—	—	添付書類八　変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書

(5) 内部溢水防護

目次

1. 概要 ..... 1.3-(5)-3
1.1. 防護設計の概要 ..... 1.3-(5)-3
2. 設計要件 ..... 1.3-(5)-4
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則 ..... 1.3-(5)-4
2.2. 防護設計要件 ..... 1.3-(5)-4
2.2.1. 防護すべき設備 ..... 1.3-(5)-4
2.2.2. 溢水源 ..... 1.3-(5)-5
2.2.3. 溢水防護区画及び溢水経路 ..... 1.3-(5)-5
2.2.4. 溢水評価 ..... 1.3-(5)-5
2.2.5. 浸水防護施設 ..... 1.3-(5)-8
2.2.6. 溢水評価において前提条件となる運用 ..... 1.3-(5)-9
3. 設備の概略仕様 ..... 1.3-(5)-11

1. 概要

1.1. 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）に対して防護すべき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。

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並びに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（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）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、ガイドに基づき、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. 防護すべき設備

防護すべき設備として防護対象設備を設定する。原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドを踏まえ、以下の設備を防護対象設備（とする。防護すべき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。

①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

②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

③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。）

①及び②を「防護対象設備」と称し、①、②及び③を「防護すべき設備」と称する。

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。

また、溢水防護区画において、各種対策設備の追加及び資機材の持込み等により可燃性物質の量に見直しがある場合は、溢水評価への影響確認を実施する必要がある。

(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

(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

(4) その他の要因（地下水の流入、地震以外の自然現象に伴う屋外タンクの破損による溢水及び機器の誤作動、弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等）により生じる溢水

2.2.3. 溢水防護区画及び溢水経路

溢水防護区画は、防護すべき設備を設置しているすべての区画並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定する。

溢水防護区画は壁、扉及び堰又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離される区画として設定する。また、溢水防護区画において、各種対策設備の追加及び資機材の持込み等により滞留面積に見直しがある場合は、溢水評価への影響確認を実施する必要がある。

溢水経路は溢水防護区画の水位が最も高くなるように保守的に溢水経路を設定する。

2.2.4. 溢水評価

各種溢水源からの防護すべき設備等への影響評価として以下に示す確認を実施する。

防護対象設備については、以下に示す没水、被水及び蒸気の影響を受けて、要求される機能を損なうおそれのないことを確認する。

また、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。）については、被水又は蒸気影響に対しては可能な限り、設計基準事故対処設備等との配置も含めて位置的分散を図り、没水影響に対しては溢水水位を考慮した位置に設置又は保管していることを確認する。

2.2.4.1　建屋内の防護すべき設備に関する溢水評価

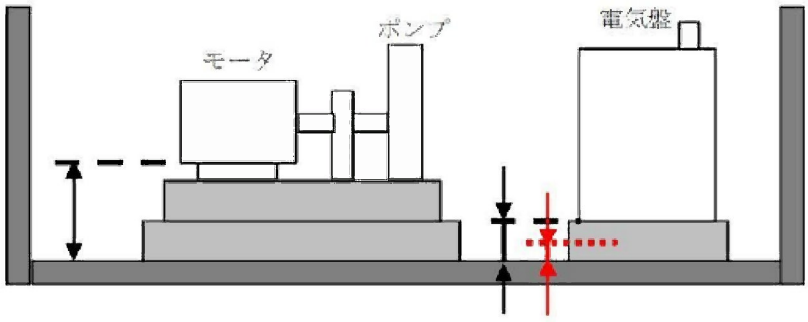
2.2.4.1.1　没水影響に対する評価

建屋内で発生を想定する溢水量、溢水防護区画及び溢水経路から算出される溢水水位と、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれのある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を比較し、防護すべき設備が没水影響により要求される機能を損なうおそれのないことを確認する。「溢水防護上の配慮が必要な高さ」を設定する場合は、防護すべき設備が設置される溢水防護区画のうち、機能喪失高さの裕度が最も低い設備を選定し、設定する。

また、溢水の流入状態、溢水源からの距離、運転員のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、機能喪失高さは溢水水位に対して裕度を確保することとし、防護すべき設備に対して溢水防護区画ごとに算出される溢水水位にゆらぎの影響を踏まえた裕度 100mm を確保する（※1）。「溢水防護上の配慮が必要な高さ」は、溢水防護区画のうち、機能喪失高さの裕度が最も低い設備の機能喪失高さに、ゆらぎの影響を踏まえた裕度 100mm（※1）を考慮した値で設定する（※2）。

（※1）高浜３，４号機及び大飯３，４号機については、更に 50mm の余裕を加えた 150mm を裕度とする。

（※2）「溢水防護上の配慮が必要な高さ」が「－」となる設備は、溢水影響評価の対象外となる静的機器や原子炉格納容器内に設置される設備である。



：機能喪失高さ（同一区画内で最も裕度が低いもの）

：溢水防護上の配慮が必要な高さ

「溢水防護上の配慮が必要な高さ」＝「機能喪失高さ（同一区画内で最も裕度が低い設備）」－「ゆらぎの影響を踏まえた裕度」

2.2.4.1.2　被水影響に対する評価

建屋内における溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水又は天井面開口部若しくは貫通部からの被水の影響により、防護すべき設備のうち防護対象設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が要求される機能を損なうおそれのないことを確認する。

2.2.4.1.3　蒸気影響に対する評価

想定破損発生区画内で想定する漏えい蒸気、区画間を拡散する漏えい蒸気及び破損想定箇所近傍での漏えい蒸気の直接噴出による影響について、防護すべき設備のうち防護対象設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が蒸気影響により要求される機能を損なうおそれのないことを確認する。

2.2.4.1.4　その他の溢水のうち機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等影響に対する評価

その他の溢水のうち機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等（以下「その他漏えい事象」という。）に対しては、床ドレン及びシステムドレンにより排水可能な設計又は漏えい水が区画内に滞留しないような設計となっていることを確認する。

2.2.4.1.5　使用済燃料ピットの機能維持に関する評価

使用済燃料ピットに関しては、発生を想定する溢水又は基準地震動Ssによる地震力に対して影響を受けて、燃料ピット冷却浄化系及び燃料取替用水系が要求される機能（使用済燃料ピットの冷却機能（水温65℃以下））を損なうおそれのないことを確認する。また、使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水を考慮しても、使用済燃料ピットの冷却機能を維持するために必要な使用済燃料ピット水位並びに使用済燃料が貯蔵されている状態で使用済燃料ピット水面の線量率が基準線量率（遮蔽設計区分 (注1)Ⅲ≦0.02mSv/h）を満足するために必要な使用済燃料ピット水位を維持できることを確認する。

（注1）立入頻度及び滞在時間を考慮し、放射線業務従事者の放射線被ばくを管理する上で定めた遮蔽設計のための区分。

2.2.4.2　建屋外の防護すべき設備に関する溢水評価

屋外タンクで発生を想定する溢水等による影響を評価し、建屋外に設置される防護すべき設備が、要求される機能を損なうおそれのないことを確認する。

2.2.4.3　建屋外からの流入防止に関する評価

防護すべき設備が設置される建屋の隣接建屋及び建屋外で発生を想定する循環水管伸縮継手部の全円周状の破損、２次系機器の破損及び屋外タンクの破損による溢水が、防護すべき設備が設置される建屋内へ流入し伝播しないことを確認する。

また、防護すべき設備が設置される建屋外で発生を想定する地下水は、建屋最下層にある湧水サンプより排水されることを確認する。

鯨谷タンクエリアについては、立坑及び排水トンネルを設置し、溢水を構外へ排水されることを確認する。

2.2.4.4　管理区域外への漏えい防止に関する評価

原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備からの溢水、使用済燃料ピット（燃料取替用キャナル、キャスクピット、燃料検査ピット及び燃料取替用水ピット含む。）のスロッシング及び消火水の放水により、発生を想定する放射性物質を含む液体について、溢水量、溢水防護区画及び溢水経路により溢水水位を算出し、放射性物質を含む液体が管理区域外へ漏えいすることを防止し伝播するおそれのないことを確認する。

なお、原子炉キャビティ（キャナル含む。）のスロッシングによる溢水については、管理区域外へ漏えいするおそれはないことを確認する。

2.2.5.　浸水防護施設

溢水防護区画の設定、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。

2.2.5.1.　溢水伝播を防止する設備

2.2.5.1.1　水密扉

想定される溢水水位による静水圧又は基準地震動 Ss によるスロッシングの動水圧に対し、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また、基準地震動Ｓｓによる地震力に対して、地震時及び地震後においても、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

2.2.5.1.2　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、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また、基準地震動Ｓｓによる地震力に対して、地震時及び地震後においても、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

2.2.5.1.3　内郭浸水防護堰

2.2.5.1.3.1　管理区域外伝播防止堰

管理区域内で発生を想定する放射性物質を含む液体が、管理区域外へ伝播することを防止する設計とする。また、想定される溢水水位による静水圧に対し、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また、基準地震動Ｓｓによる地震力に対して、地震時及び地震後においても、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

2.2.5.1.3.2　浸水防止堰

想定される溢水水位による静水圧に対し、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また、基準地震動Ｓｓによる地震力に対して、地震時及び地震後においても、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

2.2.5.1.4　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外で発生を想定する地下水を排水する設計とする。また、基準地震動 Ss による地震力に対して、地震時及び地震後においても、地下水を処理し、溢水伝播を防止する機能を保持する設計とする。

2.2.5.2.　被水影響を防止する設備

防護すべき設備が被水により要求される機能を損なうおそれがある場合には、保護カバー及び盤筐体扉部のパッキンにより要求される機能を損なうおそれのない設計とし、実機での被水条件を考慮しても要求される機能を損なうおそれのないことを被水試験により確認する。

2.2.5.3.　蒸気影響を緩和する設備

2.2.5.3.1　蒸気漏えい検知システム

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、蒸気の漏えいを自動検知し、隔離（直ちに環境温度が上昇し健全性が確認されている条件を超えるおそれがある場合は自動隔離、それ以外は中央制御室からの遠隔手動隔離。）を行うために、蒸気漏えい検知システム（温度センサ、蒸気止め弁、漏えい検知監視盤及び漏えい検知制御盤）を設置する。

2.2.5.3.2　ターミナルエンド防護カバー

漏えい蒸気による環境条件を、蒸気曝露試験又は既往の知見に基づく試験相当の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、ターミナルエンド防護カバーと配管のすき間（両側合計 4㎜ 以下）を流出面積と設定することで漏えい蒸気量を抑制する設計とする。

2.2.6.　溢水評価において前提条件となる運用

溢水評価において前提条件となる運用について、以下に示す。各項目について変更する際には溢水評価が満足することを確認する必要がある。

(1)配管の想定破損による溢水、スプリンクラーからの放水による溢水及び地震による溢水が発生する場合においては、的確に操作を行うために手順等を整備する。

(2)水密扉については、開放後の確実な閉止操作、中央制御室における閉止状態の確認及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を的確に行うために手順を整備する。また、水密扉の閉止状態を的確に管理するために社内ルール等の運用を適切に実施する。

(3)運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の 2%又はプラント運転期間の 1%より小さい。）により低エネルギー配管としている設備の運転時間実績管理を行う。

(4)機能喪失高さが低い防護すべき設備が消火水の放水による溢水により機能喪失することのないよう、消火水放水時の注意事項を現場に表示する。

⑸配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために継続的な肉厚管理を実施する。
⑹タンクにおいて、水位制限を設ける場合は手順等を整備する。

3.　設備の概略仕様

2 章にて整理した溢水防護に係る設計要件を満足するために必要となる溢水防護に関する設備（2.2.5.1～2.2.5.3 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。

以上

表 3.1　内部溢水防護に関する施設の概略仕様

機器名称	設計要件の種類	安全重要度	機器クラス (DB／SA) （注１）	耐震重要度	設備仕様に関する参照図書
4 原子炉周辺建屋堰（No. 3）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4 原子炉周辺建屋堰（No. 4）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4A ディーゼル発電機室浸水防止堰（No. 2）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4B ディーゼル発電機室浸水防止堰	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4 原子炉周辺建屋堰（No. 2）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4 原子炉周辺建屋堰（No. 1）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4 補助給水ポンプ室浸水防止堰	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4A ディーゼル発電機室浸水防止堰（No. 1）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4 原子炉トリップ遮断器室浸水防止堰	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4 制御用空気圧縮機室給気ファン室浸水防止堰	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4A 高圧注入ポンプ室浸水防止堰（No. 1）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書

（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が定める材料及び構造、第二十一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）C クラスの設備のうち、基準地震動による地震力に対して、地震時の溢水の伝播を防止する機能を保持できる設計とするもの。

表 3.1　内部溢水防護に関する施設の概略仕様

機器名称	設計要件の種類	安全重要度	機器クラス (DB／SA) （注１）	耐震重要度	設備仕様に関する参照図書
4A 高圧注入ポンプ室浸水防止堰（No. 2）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4B 高圧注入ポンプ室浸水防止堰（No. 1）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4B 高圧注入ポンプ室浸水防止堰（No. 2）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4 中央制御室浸水防止堰（No. 1）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4 中央制御室浸水防止堰（No. 2）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4 安全補機開閉器室浸水防止堰	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4 原子炉周辺建屋管理区域外伝播防止堰（No. 5）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4 原子炉周辺建屋管理区域外伝播防止堰（No. 6）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4 原子炉周辺建屋管理区域外伝播防止堰（No. 3）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4 原子炉周辺建屋管理区域外伝播防止堰（No. 4）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
4 原子炉周辺建屋管理区域外伝播防止堰（No. 1）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書

（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が定める材料及び構造、第二十一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）C クラスの設備のうち、基準地震動による地震力に対して、地震時の溢水の伝播を防止する機能を保持できる設計とするもの。

表 3.1　内部溢水防護に関する施設の概略仕様

機器名称	設計要件の種類	安全重要度	機器クラス (DB／SA) （注１）	耐震重要度	設備仕様に関する参照図書
4 原子炉周辺建屋管理区域外伝播防止堰（No. 2）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-3　内郭浸水防護堰の強度計算書
原子炉周辺建屋水密扉（No. 4-A）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-1　水密扉の強度計算書
原子炉周辺建屋水密扉（No. 4-B）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-1　水密扉の強度計算書
原子炉周辺建屋水密扉（No. 4-C）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-1　水密扉の強度計算書
原子炉周辺建屋水密扉（No. 4-3A）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-1　水密扉の強度計算書
原子炉周辺建屋水密扉（No. 4-3B）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-1　水密扉の強度計算書
原子炉周辺建屋水密扉（No. 4-4A）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-1　水密扉の強度計算書
原子炉周辺建屋水密扉（No. 4-4B）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-1　水密扉の強度計算書
原子炉周辺建屋水密扉（No. 4-5）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-1　水密扉の強度計算書
原子炉周辺建屋水密扉（No. 4-6）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-1　水密扉の強度計算書
制御建屋水密扉（No. 4-1）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-1　水密扉の強度計算書

（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が定める材料及び構造、第二十一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）C クラスの設備のうち、基準地震動による地震力に対して、地震時の溢水の伝播を防止する機能を保持できる設計とするもの。

表 3.1　内部溢水防護に関する施設の概略仕様

機器名称	設計要件の種類	安全重要度	機器クラス (DB／SA) （注１）	耐震重要度	設備仕様に関する参照図書
制御建屋水密扉（No. 4-2）	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	工認　要目表、添付図面、 資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-1　水密扉の強度計算書
湧水サンプポンプ及び吐出ライン	溢水伝播を防止する設備	MS-3	クラス３※1/－ ※1　吐出ラインのみ	C（注２）	資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14-3-5　クラス３管の強度計算書
温度センサ （蒸気漏えい検知システム）	蒸気影響を防止する設備	MS-3	－/－	C	資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計 大飯発電所３・４号機発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書に係る補足説明資料その他発電用原子炉施設の附属施設のうち、浸水防護施設について ・蒸気漏えい早期検知及び隔離システムについて
漏えい検知監視盤、漏えい検知制御盤 （蒸気漏えい検知システム）	蒸気影響を防止する設備	MS-3	－/－	C	資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計 大飯発電所３・４号機発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書に係る補足説明資料その他発電用原子炉施設の附属施設のうち、浸水防護施設について ・蒸気漏えい早期検知及び隔離システムについて
蒸気止め弁 （蒸気漏えい検知システム）	蒸気影響を防止する設備	MS-3	－/－	C	資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計 大飯発電所３・４号機発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書に係る補足説明資料その他発電用原子炉施設の附属施設のうち、浸水防護施設について ・蒸気漏えい早期検知及び隔離システムについて
ターミナルエンド防護カバー	蒸気影響を防止する設備	MS-3	－/－	C	資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-4　ターミナルエンド防護カバーの強度計算書
貫通部止水処置	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計、 資料 14 別添 3-4-2　貫通部止水処置の強度計算書
保護カバー及び盤筐体扉部のパッキン	被水影響を防止する設備	MS-3	－/－	C	資料 8-1　溢水等による損傷防止の基本方針、 資料 8-5　浸水防護施設の詳細設計
機械式緊急遮断弁	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	大飯３号炉及び４号炉 設置許可基準規則等への適合性について（設計基準対象施設等）－（第 9 条 内部溢水の影響評価について）－別添資料１ 大飯３号炉及び４号炉 内部溢水の影響評価について　添付資料３「廃棄物処理建屋の溢水影響評価」
補助給水流量調節弁	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	資料 8-2　防護すべき設備の設定
通気用チャンバー	溢水伝播を防止する設備	MS-3	－/－	C（注２）	大飯発電所３・４号機発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書に係る補足説明資料その他発電用原子炉施設の附属施設のうち、浸水防護施設について ◎燃料取替用水ピット及び復水ピットのスロッシングで発生する溢水の伝播防止について

（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が定める材料及び構造、第二十一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）C クラスの設備のうち、基準地震動による地震力に対して、地震時の溢水の伝播を防止する機能を保持できる設計とするもの。

(6) 竜巻防護

目次

1. 概要 ..... 1.3-(6)-3
1.1. 防護設計の概要 ..... 1.3-(6)-3
2. 設計要件 ..... 1.3-(6)-4
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則 ..... 1.3-(6)-4
2.2. 防護設計要件 ..... 1.3-(6)-4
2.2.1. 竜巻防護の基本方針 ..... 1.3-(6)-4
2.2.2. 竜巻より防護すべき施設 ..... 1.3-(6)-5
2.2.3. 設計に用いる竜巻及び飛来物の設定 ..... 1.3-(6)-5
2.2.4. 竜巻の影響を考慮する施設の選定 ..... 1.3-(6)-5
2.2.5. 竜巻の影響を考慮する施設の竜巻防護設計方針 ..... 1.3-(6)-6
2.2.6. 竜巻影響評価 ..... 1.3-(6)-8
2.2.7. 竜巻防護設計において前提となる運用 ..... 1.3-(6)-10
3. 施設の概略仕様 ..... 1.3-(6)-11

1. 概要

1.1. 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付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（本書では竜巻）によりその安全性を損なうおそれがない設計とする必要がある。

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（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）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設計とする必要がある。

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、設計竜巻、設計飛来物、竜巻の影響を考慮する施設、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竜巻の影響を評価し、防護設計を実施する。

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

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（本書では竜巻）によりその安全性を損なうおそれがない設計とする必要がある。

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（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）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設計とする必要がある。

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、設計竜巻、設計飛来物、竜巻の影響を考慮する施設、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竜巻の影響を評価し、防護設計を実施する。

＜関連する基準・ガイド等＞

- 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド

2.2.1. 竜巻防護の基本方針

防護対象施設が、竜巻により、その安全機能が損なわれないよう、施設の設置状況等を考慮して竜巻からの影響を評価し、防護対象施設が安全機能を損なうおそれがある場合は、影響に応じた防護対策を講ずる設計とする。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。）は重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないように、重大事故等対処設

備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が使用される条件の下における悪影響防止及び環境条件を考慮した設計とする。

2.2.2. 竜巻より防護すべき施設

竜巻より防護すべき施設は、重要度分類のクラス 1、クラス 2 及びクラス 3 に属する施設並びに重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）を構成する設備とする。そのうち、クラス 3 に属する施設は、代替設備による必要な機能の確保又は安全上支障のない期間に修復する等の対応を行うことから、竜巻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（以下、防護対象施設という）並びに重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）を構成する設備とする。

2.2.3. 設計に用いる竜巻及び飛来物の設定

（1）設計に用いる竜巻

竜巻に対する設計に当たっては、設計竜巻の最大風速 92m/s を安全側に数字を切り上げて、最大風速 100m/s の竜巻の特性値に基づく設計荷重に対して、安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

（2）飛来物

飛来した場合に運動エネルギー及び貫通力が最も大きくなる鋼製材を設計飛来物として設定する。また、評価対象物の設置状況その他環境状況に応じて、鋼製パイプ及び砂利についても、評価において設計飛来物に代わる飛来物として設定する。

2.2.4. 竜巻の影響を考慮する施設の選定

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。

屋外に設置する防護対象施設、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。）及び防護措置として設置する竜巻飛来物防護対策設備は、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。

屋内に設置する防護対象施設及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）を構成する設備は、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（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）を構成する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。ただし、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。

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。

2.2.5. 竜巻の影響を考慮する施設の竜巻防護設計方針

竜巻の影響を考慮する施設について、竜巻による荷重及びその他考慮すべき荷重に対する竜巻防護設計を実施する。

a. 防護対象施設

(a) 屋外の防護対象施設

屋外の防護対象施設は、竜巻による荷重に対し、竜巻時及び竜巻通過後において、安全機能を損なわないよう、施設に要求される機能を維持する設計とする。なお、このとき防護対象施設が安全機能を損なうおそれがある場合は、防護措置として竜巻飛来物防護対策設備を設置する等の防護対策を講ずる。また、屋外の防護対象施設のうち、原子炉格納容器については、後述する竜巻より防護すべき施設を内包する施設を兼ねることから、竜巻より防護すべき施設を内包する施設として扱うが、上記に述べた防護対象施設として要求される機能である放射性物質の閉じ込め機能についても維持する設計とする。

(b) 屋内の防護対象施設

ｲ. 屋内の防護対象施設は、竜巻による荷重に対し、竜巻時及び竜巻通過後において、安全機能を損なわないよう、建屋等の竜巻より防護すべき施設を内包する施設により防護する設計とする。

ﾛ. 外気と繋がっている屋内の防護対象施設は、竜巻の気圧差による荷重に対し、竜巻時及び竜巻通過後において、安全機能を損なわないよう、施設に要求される機能を維持する設計とする。

ﾊ. 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は、飛来物の衝撃荷重に対し、竜巻時及び竜巻通過後において、安全機能を損なわないよう、施設に要求される機能を維持する設計とする。飛来物の衝突により安全機能を損なうおそれがある場合には、防護措置を講ずる設計とする。

b. 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。）

(a) 屋外の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。）

屋外の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。）は、竜巻時及び竜巻通過後において、竜巻の風圧力による荷重に対し、位置的分散を図るとともに、浮き上がり又は横滑りによって設計基準事故対処設備や他の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。）に衝突する可能性がある設備に対し飛散させないよう固縛の措置をとることにより、同じ機能を持つ設計基準事故対処設備や他の重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が同時に損傷しないような設計とする。

(b) 屋内の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。）

屋内の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。）については、竜巻の風圧力による荷重に対し、環境条件を考慮しても、必要な機能を損なうおそれがなく、他の設備に悪影響を及ぼさないよう、当該設備を内包する施設により防護する設計とする。

c. 竜巻飛来物防護対策設備

竜巻飛来物防護対策設備は、竜巻時及び竜巻通過後において、竜巻による荷重に対し、内包する防護対象施設が安全機能を損なわないよう、防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が防護対象施設に衝突することを防止可能な設計とする。

また、竜巻飛来物防護対策設備は、その他考えられる自然現象（地震、積雪）に対して、構造強度を保つことにより防護対象施設に波及的影響を及ぼさない設計とする。

d. 竜巻より防護すべき施設を内包する施設

竜巻より防護すべき施設を内包する施設は、竜巻時及び竜巻通過後において、竜巻による荷重に対し、内包する竜巻より防護すべき施設の機能を損なわないよう、竜巻より防護すべき施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が竜巻より防護すべき施設に衝突することを防止可能な設計とする。なお、放射性物質の閉じ込め機能が要求されるアニュラスは原子炉周辺建屋の一部であるアニュラス区画構造物に内包されているため、竜巻より防護すべき施設を内包する施設として扱う。また、竜巻より防護すべき施設を内包する施設のうち、原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の一部であるアニュラス区画構造物は上記に加え、放射性物質の閉じ込め機能を維持する設計とする。ただし、原子炉周辺建屋のうちアニュラス区画構造物が飛来物の衝突により損傷するおそれがある場合には、適切な措置を講じる設計とする。

e. 波及的影響を及ぼす可能性がある施設

防護対象施設は、竜巻による荷重に対し、竜巻時及び竜巻通過後において、機械的及び機能的な波及的影響により防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

機械的な波及的影響としては竜巻による荷重に対し、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倒壊等により防護対象施設に与える影響を考慮し、機能的影響としては竜巻による荷重に対し、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損傷等による防護対象施設の機能喪失を考慮する。

f. 竜巻随伴事象を考慮する施設

防護対象施設は、竜巻による随伴事象として過去の竜巻被害の状況及び発電所における施設の配置から想定される危険物タンク等の火災、屋外の水タンク等からの溢水及び外部電源喪失によって、その安全機能を損なわない設計とする。竜巻随伴による火災に対しては、火災による損傷の防止における想定に包含される又は火災を起こさない設計とする。屋外の危険物タンク等に対する火災防護設計については、「(4) 外部火災防護」に示す。また、竜巻随伴による溢水に対しては、溢水による損傷の防止における溢水量の想定に包含される又は溢水を起こさない設計とする。屋外の水タンク等に対する溢水防護設計については、「(5) 内部溢水防護」に示す。さらに、竜巻随伴による外部電源喪失に対しては、外部電源喪失を発生させない又は代替設備による電源供給ができるように、代替設備として竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し十分な強度を有する建屋等にディーゼル発電機を設置する設計とする。

2.2.6. 竜巻影響評価

竜巻の影響を考慮する施設は、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設計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。

（１）荷重の組合せ

(a) 竜巻の影響を考慮する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、竜巻による荷重及び運転時の状態で作用する荷重を適切に考慮する。

(b) 竜巻による荷重については、対象とする施設の設置場所その他の環境条件によって設定する。

(c) 飛来物による衝突の設定においては、評価に応じて影響の大きくなる向きで衝突するように設定する。更に、衝突断面積についても、影響が大きくなるような形状として設定する。

(d) 常時作用する荷重及び運転時の状態で作用する荷重については、組み合わせることで竜巻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。

（２）許容限界

(a) 防護対象施設の許容限界は、竜巻の発生頻度が低いこと及び継続時間が数十秒程度であることを考慮して、竜巻による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、構成する主要構造部材が、概ね弾性域に収まることとする。ただし、建屋等による飛来物の防護が期待できない施設については、主要な構成部材が裏面剥離を生じない最小必要厚さ以上とし、終局状態に至るようなひずみ又は荷重が生じないこととする。

(b) 竜巻飛来物防護対策設備のうち、防護ネットは、竜巻による荷重に対し、主要な構造部材が、破断が生じないよう十分な余裕を持った強度を有し、たわみを生じても、防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が防護対象施設と衝突しないよう防護対象施設との離隔を確保できることとする。

竜巻飛来物防護対策設備のうち、防護鋼板は、竜巻による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、防護鋼板が貫通を生じる最小必要厚さ以上とする。

防護ネット及び防護鋼板の支持構造物である架構は、竜巻による荷重及びその他考慮すべき荷重が防護ネット若しくは防護鋼板に作用した際、架構との接続部が破断することなく、また架構自体の倒壊によって防護対象施設に波及的影響を与えないものとする。

(c) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設については、竜巻による荷重及びその他考慮すべき荷重に対して竜巻より防護すべき施設を内包する施設の外殻を構成する部材が貫通を生じない最小必要厚さ以上とし、また、竜巻より防護すべき施設が波及的影響を受けないよう、竜巻より防護すべき施設の外殻を構成する部材が裏面剥離を生じない最小必要厚さ以上とし、主要な構造部材が終局状態に至るようなひずみ又は荷重が生じないこととする。

(d) 波及的影響を及ぼす可能性がある施設は、倒壊、損傷等が生じる場合においても機械的影響により防護対象施設等の必要な機能を損なわないよう十分な離隔を確保するか又は施設を構成する主要な構造部材が概ね弾性域に収まり、防護対象施設の安全機能を損なわないようにする。また、機能的影響により防護対象施設の安全機能を損なわないよう、構成する主要部材が概ね弾性域に収まり、防護対象施設が機能喪失に至る可能性のある変形を生じないこととする。

(e) 固縛装置に要求される機能は、竜巻により設計荷重を受けた固縛対象設備に浮き上がり又は横滑りが発生した場合であってもその移動を制限し、設計基準事故対処設備（防護対象施設）や同じ機能を有する他の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。）に衝突することを防止することである。そのため、竜巻による固縛対象設備の浮き上がり又は横滑りによる移動を制限する際に、固縛装置に作用する荷重に対して、固縛状態を維持することが求められる。そこで、固縛装置の許容限界としては、終局耐力を適用することとするが、固縛装置全体として、許容限界に対して 2 倍の裕度を持った設計とすることにより、固縛装置の信頼性を高めることとする。

ただし、取替えが容易にできない基礎（アンカーボルト）については、竜巻襲来時に永久変形を生じさせないために、許容限界として降伏耐力又は短期許容応力度を適用することとする。

2.2.7. 竜巻防護設計において前提となる運用

竜巻防護設計において前提としている運用を以下に示す。

(1) 飛来時の運動エネルギー、貫通力が設計飛来物である鋼製材よりも大きなものについては、設置場所等に応じて固縛、建屋内収納又は撤去により飛来物とならない管理を行う。

(2) 車両に関しては入構を管理するとともに、竜巻の襲来が予想される場合には、停車している場所に応じて退避又は固縛することにより飛来物とならない管理を行う。

(3) 竜巻の襲来が予想される場合には、ディーゼル発電機室の水密扉の閉止状態を確認し、換気空調系統のダンパ等を閉止する。

(4) 竜巻の襲来が予想される場合の燃料取扱作業中止及びタンクローリーの退避をする。

(5) 建屋開口部付近に飛来物が衝突し、原子炉施設の安全機能を損なう可能性がある発火性又は引火性物質を内包する機器の設置については、火災防護計画により適切に管理するとともに、必要に応じ防護対策を行う。

(6) 竜巻の襲来後、排気筒に損傷を発見した場合の措置について、損傷を発見した場合、気体廃棄物の放出を実施していればすみやかに停止し、応急補修を行う。また、応急補修が困難と判断された場合にはプラントを停止する。

(7) 竜巻の襲来を確認した際には、竜巻通過後速やかにアニュラス区画構造物の点検を行い、損傷を確認した場合には、損傷箇所を点検した上で、応急補修を行う。また、応急補修が困難な場合はプラントを停止するものとする。

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（2.2.4 に関する施設）の概略仕様を表 3.1 に示す。竜巻防護に関する設備のうち、３，４号機共用設備については、最新の「大飯３号機　安全性向上評価届出書　1.3 構築物、系統及び機器　(6) 竜巻防護」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。

以上

表 3.1 竜巻防護に関する施設の概略仕様

機器名称	設計要件の種類	安全重要度	機器クラス (DB／SA)	耐震重要度	設備仕様に関する参照図書
海水ポンプ	防護対象施設	－	－	－	資料 2-3-3　竜巻防護に関する施設の設計方針、 資料 14 別添 1-8　海水ポンプの強度計算書
海水ストレーナ	防護対象施設	－	－	－	資料 2-3-3　竜巻防護に関する施設の設計方針、資料 14 別添 1-9　海水ストレーナの強度計算書
使用済燃料ピット	防護対象施設	－	－	－	資料 2-3-3　竜巻防護に関する施設の設計方針、資料 14 別添 1-13　使用済燃料ピットの強度計算書
燃料集合体	防護対象施設	－	－	－	資料 2-3-3　竜巻防護に関する施設の設計方針、資料 14 別添 1-14　燃料集合体の強度計算書
排気筒（建屋外）	防護対象施設	－	－	－	資料 2-3-3　竜巻防護に関する施設の設計方針、資料 14 別添 1-11　排気筒（建屋外）の強度計算書
排気筒（建屋内）	防護対象施設	－	－	－	資料 2-3-3　竜巻防護に関する施設の設計方針、資料 14 別添 1-12　換気空調設備の強度計算書
配管、弁（海水ポンプ回り）	防護対象施設	－	－	－	資料 2-3-3　竜巻防護に関する施設の設計方針、資料 14 別添 1-10　配管及び弁の強度計算書
換気空調設備（アニュラス空気浄化設備、格納容器排気系統、補助建屋排気系統、放射線管理室排気系統、中央制御室空調装置、安全補機開閉器室の換気空調設備、電動補助給水ポンプ室の換気空調設備、制御用空気圧縮機室の換気空調設備及びディーゼル発電機室の換気空調設備の外気と繋がるダクト及び外気との境界となるダンパ・バタフライ弁）	防護対象施設	－	－	－	資料 2-3-3　竜巻防護に関する施設の設計方針、資料 14 別添 1-12　換気空調設備の強度計算書
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	防護対象施設	－	－	－	資料 2-3-3　竜巻防護に関する施設の設計方針
固縛装置	屋外の重大事故等対処設備	－	－	－	資料 2-3-4　竜巻防護に関する屋外重大事故等対処設備の設計方針、資料 14 別添 1-16　屋外重大事故等対処設備の固縛装置の強度計算書
原子炉格納容器	竜巻より防護すべき施設を内包する施設	－	－	－	資料 2-3-3　竜巻防護に関する施設の設計方針、資料 14 別添 1-7　竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度計算書
原子炉周辺建屋	竜巻より防護すべき施設を内包する施設	－	－	－	資料 2-3-3　竜巻防護に関する施設の設計方針、資料 14 別添 1-7　竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度計算書
ディーゼル発電機室の水密扉	竜巻より防護すべき施設を内包する施設	－	－	－	資料 2-3-3　竜巻防護に関する施設の設計方針、資料 14 別添 1-7　竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度計算書
燃料油貯蔵タンク鋼製蓋	竜巻より防護すべき施設を内包する施設	－	－	－	資料 2-3-3　竜巻防護に関する施設の設計方針、資料 14 別添 1-7　竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度計算書

（注１）C クラスの設備のうち、波及的影響によって、耐震重要施設がその安全機能を損なわないように設計するもの。

表 3.1 竜巻防護に関する施設の概略仕様

機器名称	設計要件の種類	安全重要度	機器クラス (DB／SA)	耐震重要度	設備仕様に関する参照図書
重油タンク鋼製蓋	竜巻より防護すべき施設を内包する施設	－	－	－	資料 2-3-3　竜巻防護に関する施設の設計方針、資料 14 別添 1-7　竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度計算書
燃料油貯蔵タンク基礎	竜巻より防護すべき施設を内包する施設	－	－	－	資料 2-3-3　竜巻防護に関する施設の設計方針、資料 14 別添 1-7　竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度計算書
主蒸気管室竜巻飛来物防護対策設備	竜巻飛来物防護対策設備	－	－	C（注 1）	資料 2-3-3　竜巻防護に関する施設の設計方針、資料 14 別添 1-4　防護ネットの強度計算書、資料 14 別添 1-5　防護鋼板の強度計算書、資料 14 別添 1-6　架構の強度計算書

（注１）C クラスの設備のうち、波及的影響によって、耐震重要施設がその安全機能を損なわないように設計するもの。

(7) 飛散物防護

目次

1. 概要 ..... 1.3-(7)-3
1.1. 防護設計の概要 ..... 1.3-(7)-3
2. 設計要件 ..... 1.3-(7)-4
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則 ..... 1.3-(7)-4
2.2. 防護設計要件 ..... 1.3-(7)-4
2.2.1. 回転機器飛散物評価 ..... 1.3-(7)-4
2.2.2. タービンミサイル評価 ..... 1.3-(7)-5
2.2.3. 配管破損防護評価 ..... 1.3-(7)-5
3. 設備の概略仕様 ..... 1.3-(7)-6

1. 概要

1.1. 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。

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により、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を一定に維持し、オーバ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制御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」にて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、本設定以上のオーバスピードとならない設計とし、オーバスピードに起因する機器の損壊を防止する。

2.2.2. タービンミサイル評価

万一タービンの破損を想定した場合でも、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。具体的には、仮想的にタービンミサイルの発生を想定し、防護対象設備となる原子炉冷却材圧力バウンダリ、使用済燃料ピットに対し、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、破断想定の必要はなく、ホイッ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。飛散物防護に関する設備のうち、３，４号機共用設備については、最新の「大飯３号機　安全性向上評価届出書　1.3 構築物、系統及び機器 (7) 飛散物防護」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 は『「2.2.1 回転機器飛散物評価」にて設計上考慮が必要な設備』及び『「2.2.3 配管破損防護評価」にて設置する設備』を対象にしている。

なお、表 3.1 に記載のない設備についても、「2.2.1 回転機器飛散物評価」及び「2.2.2 タービンミサイル評価」に基づき、防護施設の設置その他の防護設計の実施が必要となる場合がある。

以上

表 3.1 飛散物防護に関する設備の概略仕様

機器名称	設計要件の種類	安全重要度	機器クラス (DB／SA) （注１）	耐震重要度	設備仕様に関する参照図書
A、Bタービン動主給水ポンプ	回転機器飛散物評価	PS-3	－／－	C	資料9　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に関する説明書
タービン動補助給水ポンプ	回転機器飛散物評価	MS-1	－／SA2	S	資料9　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に関する説明書
A、Bディーゼル発電機	回転機器飛散物評価	MS-1	－／SA2	S	資料9　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に関する説明書
送水車	回転機器飛散物評価	－	－／SA3	－	資料9　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に関する説明書
電源車	回転機器飛散物評価	－	－／SA3	－	資料9　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に関する説明書
電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）	回転機器飛散物評価	－	－／SA3	－	資料9　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に関する説明書
空冷式非常用発電装置	回転機器飛散物評価	－	－／SA	－	資料9　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に関する説明書
主蒸気・主給水配管ホイップレストレイント	配管破損防護評価	MS-1	－／－	－	資料9　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に関する説明書 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に関する説明書に係る補足説明資料　1．配管破損防護対策について

（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が定める材料及び構造、第二十一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。

(8) 火山防護

目次

1. 概要 ..... 1.3-(8)-3
1.1. 防護設計の概要 ..... 1.3-(8)-3
2. 設計要件 ..... 1.3-(8)-4
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則及び技術基準規則 ..... 1.3-(8)-4
2.2. 防護設計要件 ..... 1.3-(8)-4
2.2.1. 火山影響評価の概要 ..... 1.3-(8)-4
2.2.2. 火山防護設計に関する基本方針 ..... 1.3-(8)-5
2.2.3. 降下火砕物より防護すべき施設 ..... 1.3-(8)-5
2.2.4. 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針 ..... 1.3-(8)-5
2.2.5. 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 ..... 1.3-(8)-7
2.2.6. 火山防護設計の前提となる運用 ..... 1.3-(8)-10
3. 施設の概略仕様 ..... 1.3-(8)-11

1. 概要

1.1. 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し、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。）は、想定される重大事故が発生した場合に必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

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は降下火砕物であるため、安全施設及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）を構成する設備に対して、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。

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、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）を構成する設備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. 火山影響評価の概要

火山影響評価は、初めに立地評価として設計対応が不可能な火山事象が発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性の評価を行い、次に影響評価として個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行う。

2.2.2. 火山防護設計に関する基本方針

火山防護設計において想定される火山事象は、発電所の運用期間中において発電所の安全機能に影響を及ぼし得る火山事象として設置（変更）許可を受けた「降下火砕物」であり、その直接的影響及び間接的影響について考慮する。

降下火砕物は、層厚、密度及び粒径の設定をし、降下火砕物の特徴を考慮する。

2.2.3. 降下火砕物より防護すべき施設

降下火砕物より防護すべき施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類」のクラス 1、クラス 2 及びクラス 3 に属する施設とする。そのうち、クラス 3 に属する施設は代替設備による必要な機能の確保又は安全上支障のない期間に除灰あるいは修復すること等の対応が可能であることから、防護対象施設はクラス 1 及びクラス 2 に属する施設とする。さらに、重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）を構成する設備についても、降下火砕物より防護すべき施設に含める。

2.2.4. 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針

2.2.4.1. 設計方針

降下火砕物の影響を考慮する各施設において、考慮する影響因子が異なることから、降下火砕物の影響を考慮する施設と影響因子との組合せを行う。

降下火砕物の影響を考慮する施設及び影響因子について、降下火砕物に対する火山防護設計を実施する。

設計は、自然現象のうち、風（台風）及び積雪の荷重との組合せを考慮する。地震については基準地震動の震源と火山とは十分な距離があること並びにそれぞれの頻度が十分小さいこと、火山性地震については火山と敷地とは十分な距離があることから地震との組合せを考慮しない。

重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）を構成する設備は、環境条件を考慮し設計する。

(1) 構造物の荷重に対する設計方針

屋外に設置し、降下火砕物が堆積しやすい構造を有する防護対象施設は、想定する降下火砕物による荷重、風（台風）及び積雪を考慮した荷重に対し、安全機能を損なうおそれがない設計とする。

降下火砕物が堆積しやすい構造を有する降下火砕物より防護すべき施設を内包する施設は、想定する降下火砕物による荷重、風（台風）及び積雪を考慮した荷重に対し、必要な機能を損なうおそれがない設計とする。

屋外の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。）は、降下火砕物による荷重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設計とする。

(2) 閉塞に対する設計方針

水循環系の閉塞を考慮する施設、並びに換気系、電気系及び計装制御系における閉塞を考慮する施設は、想定する降下火砕物による閉塞に対し、機能を損なうおそれがないよう閉塞しない設計とする。

(3) 磨耗に対する設計方針

水循環系、換気系、電気系及び計装制御系における磨耗を考慮する施設は、想定する降下火砕物による磨耗に対し、機能を損なうおそれがないよう磨耗しにくい設計とする。

(4) 腐食に対する設計方針

構造物、水循環系、換気系、電気系及び計装制御系における腐食を考慮する施設は、想定する降下火砕物による腐食に対し、機能を損なうおそれがないよう腐食しにくい設計とする。屋外の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。）は、想定する降下火砕物による腐食に対して、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腐食しにくい設計とする。

また、建屋等は降下火砕物による腐食に対し、外装の塗装を実施することで短期的な腐食が発生しない設計とする。さらに、降灰時の点検、並びに日常保守管理を実施することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

(5) 発電所周辺の大気汚染に対する設計方針

発電所周辺の大気汚染を考慮する施設は、想定する降下火砕物による大気汚染に対し、機能を損なうおそれがないよう降下火砕物が侵入しにくい設計とする。

(6) 絶縁低下に対する設計方針

絶縁低下を考慮する施設は、想定する降下火砕物による絶縁低下に対し、機能を損なうおそれがないよう降下火砕物が侵入しにくい設計とする。

(7) 間接的影響に対する設計方針

間接的影響を考慮する施設は、想定する降下火砕物による間接的影響である7日間の外部電源喪失、発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し、原子炉及び使用済燃料ピットの安全性を損なわない設計とする。

2.2.4.2. 荷重の組合せ及び許容限界

構造物への荷重に対しては、降下火砕物による荷重とその他の荷重の組合せを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以下となるよう設計する。

建築基準法における積雪の荷重の考え方に準拠し、降下火砕物の降灰から30日を目処に速やかに降下火砕物を除去すること、また降灰時には除雪も合せて実施することを保安規定に定めることで、降下火砕物による荷重を短期に生じる荷重とする。

また、降下火砕物による荷重に、風（台風）及び積雪による荷重を組み合せることから、同基準法における荷重の組合せの考え方に準拠し、これらの組合せ荷重を短期荷重とし、許容限界を短期許容応力とする。

(1) 荷重の種類

(a) 常時作用する荷重

(b) 降下火砕物による荷重

(c) 積雪荷重

(d) 風荷重

(e) 運転時の状態で作用する荷重

(2) 荷重の組合せ

(a) 降下火砕物の影響を考慮する施設における荷重の組合せとしては、設計に用いる常時作用する荷重、降下火砕物による荷重、積雪荷重、風荷重及び運転時の状態で作用する荷重を考慮する。

(b) 常時作用する荷重、積雪荷重、風荷重及び運転時の状態で作用する荷重については、組み合わせることで降下火砕物の荷重の抗力となる場合には、評価結果が保守的となるように荷重の算出において考慮しないこととする。

(c) 設計に用いる降下火砕物による荷重、積雪荷重及び風荷重については、対象とする施設の設置場所、その他の環境条件によって設定する。

(3) 許容限界

各施設における降下火砕物による荷重とその他の荷重の組合せ荷重に対する許容限界は、防護対象施設及び降下火砕物より防護すべき施設を内包する施設については、当該構造物全体の変形能力に対して十分な余裕を有するよう、「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1987」（（社）日本電気協会）等の規格及び規準等で妥当性が確認されている値を用いて、降下火砕物が堆積する期間を考慮し、施設、設備を構成する材料がおおむね弾性状態に留まることを基本とする。

2.2.5. 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定

2.2.5.1. 選定の基本方針

降下火砕物の影響を考慮する施設は、その設置状況や構造等を考慮して、降下火砕物より防護すべき施設のうち、降下火砕物により必要な機能に影響を受ける可能性のある防護対象施設

として以下により選定する。

屋外に設置されている防護対象施設は、降下火砕物が堆積し影響を受ける可能性のあるものについては、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

屋内に設置され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による影響を受けないため、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。ただし、降下火砕物を取り込むことで影響を受ける可能性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 に属する施設及びその他の施設により機能的な波及的影響を受ける可能性がある場合は、それらの施設を降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

また、降下火砕物より防護すべき施設のうち、重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）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。

屋外に設置されている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。）は、直接降下火砕物の影響を受ける可能性があるため、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

屋内に設置されている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。）は、建屋にて防護されることから、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。）の代わりに重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）を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、間接的影響を考慮する施設は、降下火砕物により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施設として選定する。

2.2.5.2. 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定

2.2.5.1 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) 降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋

屋内に設置されている降下火砕物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（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。））は、建屋にて防護されており直接降下火砕物の影響を受けないため、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以下のとおり選定する。

(a) 原子炉格納容器（原子炉容器他を内包する建屋）

(b) 原子炉周辺建屋（使用済燃料ピット、余熱除去ポンプ他を内包する建屋）

(2) 屋外に設置されている防護対象施設

屋外に設置されている防護対象施設のうち、降下火砕物が堆積し影響を受ける可能性がある施設については、降下火砕物の影響を考慮する施設として以下のとおり選定する。

(a) 海水ポンプ

(3) 屋外に開口しており降下火砕物を含む海水の流路となる防護対象施設

降下火砕物を含む海水の流路となる施設については、直接降下火砕物の影響を受ける可能性があるため、降下火砕物の影響を考慮する施設として以下のとおり選定する。

(a) 海水ポンプ

(b) 海水ストレーナ（下流の設備であるディーゼル発電機（冷却器）、原子炉補機冷却水冷却器、空調用冷凍機を含む。）

(4) 屋外に開口しており降下火砕物を含む空気の流路となる防護対象施設

屋内に設置され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、直接降下火砕物の影響を受ける可能性があるため、降下火砕物の影響を考慮する施設として以下のとおり選定する。

(a) 主蒸気逃がし弁（消音器）

(b) 主蒸気安全弁（排気管）

(c) タービン動補助給水ポンプ（蒸気大気放出管）

(d) ディーゼル発電機（機関、消音器）

(e) 排気筒

(5) 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

屋内に設置され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、降下火砕物の影響を受ける可能性があるため、降下火砕物の影響を考慮する施設として以下のとおり選定する。

(a) 制御用空気圧縮機

(b) 安全保護系計装盤

(6) 防護対象施設に波及的な影響を及ぼす可能性のあるクラス３に属する施設及びその他の施設

防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス３に属する施設及びその他の施設のうち、降下火砕物の影響を考慮する施設を以下のとおり選定する。

(a) 取水設備

(b) 中央制御室空調装置、安全補機開閉器室換気空調設備、ディーゼル発電機室換気空調設備、タービン動補助給水ポンプ室換気空調設備、電動補助給水ポンプ室換気空調設備、主蒸気排気管室換気空調設備、格納容器空調装置、補助建屋空調装置、制御用空気圧縮機室換気空調設備、放射線管理室空調装置

(7) 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。）

屋外に設置されている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。）について選定する。

(8) 間接的影響を考慮する施設

想定する降下火砕物に対し、原子炉及び使用済燃料ピットの安全性に間接的に影響を与える可能性がある非常用電源設備を、降下火砕物の影響を考慮する施設として以下のとおり選定する。

(a) ディーゼル発電機

(b) 燃料油貯蔵タンク

(c) 重油タンク

2.2.6. 火山防護設計の前提となる運用

火山防護設計において前提となる運用を以下に示す。

(1) 降灰が確認された場合には、建屋や屋外の構築物等に長期間降下火砕物の荷重を掛け続けないこと、また降下火砕物の付着による腐食等が生じる状況を緩和するために、降下火砕物の影響を考慮する施設等に堆積した降下火砕物の除灰を実施する。さらに、ディーゼル発電機の燃料供給に用いるアクセスルートについて、状況に応じて除灰を実施する。

(2) 降灰が確認された場合には、降下火砕物の影響を考慮する施設に対する特別点検を行い、降下火砕物の降灰による影響が考えられる設備等があれば、状況に応じて補修等を行う。

(3) 降灰が確認された場合には、外気取入口に設置されている平型フィルタ、外気取入ダンパの閉止、換気空調設備の停止又は閉回路循環運転により、建屋内への降下火砕物の侵入を防止する。

(4) 降灰が確認された場合には、換気空調設備の外気取入口の平型フィルタについて、点検によりフィルタ差圧を確認するとともに、状況に応じて清掃や取替えを実施する。

(5) 降灰が確認された場合には、ディーゼル発電機消音器のフィルタについて、点検によりディーゼル発電機の排気温度等を確認するとともに、状況に応じて清掃や取替えを実施する。

(6) 降灰が確認された場合には、 水循環系のストレーナについて、差圧を確認するとともに、状況に応じて洗浄を行う。

(7) 降灰が確認された場合には、開閉所設備の碍子洗浄を行う。

(8) 降灰後の腐食等の中長期的な影響については、日常巡視点検や定期点検等により腐食等による異常がないか確認を行い、異常が確認された場合には、状況に応じて塗替塗装等の対応を行う。

(9) 屋外に設置されている重大事故等対処設備については、火山事象が重大事故等の起因とならないこと、並びに重大事故等時に火山事象が発生していることは考えにくいため、設備を使用していない保管時を考慮することとする。このため、閉塞、磨耗、大気汚染及び絶縁低下については、降下火砕物の影響を受けず、影響を受ける可能性がある荷重、腐食については、降下火砕物を除去することを保安規定に定めることにより、降下火砕物による影響を受けないようにする。

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（2.2.5 に関する施設）の概略仕様を表 3.1 に示す。火山防護に関する施設のうち３，４号機共用設備については、最新の「大飯３号機　安全性向上評価届出書　1.3 構造物、系統及び機器　(8) 火山防護」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。

以上

表 3.1 火山防護に関する設備の概略仕様

機器名称	設計要件の種類	安全重要度	機器クラス (DB／SA)	耐震重要度	設備仕様に関する参照図書
原子炉格納容器、原子炉周辺建屋	降下火砕物の影響を考慮する施設	－	－	－	火山への配慮に関する説明書 建屋の強度計算書
海水ポンプ	降下火砕物の影響を考慮する施設	－	－	－	火山への配慮に関する説明書 海水ポンプの強度計算書
海水ストレーナ 取水設備 （下流の設備（ディーゼル発電機冷却器、原子炉補機冷却水冷却器、空調用冷凍機）を含む。）	降下火砕物の影響を考慮する施設	－	－	－	火山への配慮に関する説明書
主蒸気逃がし弁消音器、主蒸気安全弁排気管	降下火砕物の影響を考慮する施設	－	－	－	火山への配慮に関する説明書
タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管	降下火砕物の影響を考慮する施設	－	－	－	火山への配慮に関する説明書
ディーゼル発電機機関・消音器	降下火砕物の影響を考慮する施設	－	－	－	火山への配慮に関する説明書
燃料油貯蔵タンク及び重油タンクからディーゼル発電機への燃料供給	降下火砕物の影響を考慮する施設	－	－	－	火山への配慮に関する説明書
排気筒	降下火砕物の影響を考慮する施設	－	－	－	火山への配慮に関する説明書
換気空調設備（外気取入口） ［中央制御室空調装置、安全補機開閉器室換気空調設備、ディーゼル発電機室換気空調設備、タービン動補助給水ポンプ室換気空調設備、電動補助給水ポンプ室換気空調設備、主蒸気配管室換気空調設備、格納容器空調装置、補助建屋空調装置、制御用空気圧縮機室換気空調設備、放射線管理室空調装置］	降下火砕物の影響を考慮する施設	－	－	－	火山への配慮に関する説明書
制御用空気圧縮機	降下火砕物の影響を考慮する施設	－	－	－	火山への配慮に関する説明書
安全保護系計装盤	降下火砕物の影響を考慮する施設	－	－	－	火山への配慮に関する説明書
屋外に設置されている重大事故等対処設備	降下火砕物の影響を考慮する施設	－	－	－	火山への配慮に関する説明書

(9) 原子炉及び炉心

目次

1. 概要 ..... 1.3-(9)-3
1.1. 原子炉及び炉心の概要 ..... 1.3-(9)-3
1.1.1. 機械設計（燃料・炉内構造物及び制御棒駆動装置) ..... 1.3-(9)-3
1.1.2. 核設計 ..... 1.3-(9)-4
1.1.3. 熱水力設計 ..... 1.3-(9)-4
2. 設計要件 ..... 1.3-(9)-5
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等 ..... 1.3-(9)-5
2.2. 設計要件 ..... 1.3-(9)-6
2.2.1. 安全機能に関する設計要件 ..... 1.3-(9)-7
2.2.2. 信頼性に関する設計要件 ..... 1.3-(9)-17
3. 設備の仕様及び安全機能 ..... 1.3-(9)-22
3.1. 機器構成設備 ..... 1.3-(9)-22
3.1.1. 機械設計（燃料・炉内構造物及び制御棒駆動装置) ..... 1.3-(9)-22
3.1.2. 炉心(核設計) ..... 1.3-(9)-22
3.1.3. 炉心(熱水力) ..... 1.3-(9)-22

1. 概要

1.1. 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、炉内構造物及び制御棒駆動装置、核設計、熱水力設計から構成される。

1.1.1. 機械設計（燃料・炉内構造物及び制御棒駆動装置）

1.1.1.1. 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、制御棒案内シンブル、炉内計装用案内シンブル、支持格子、上部ノズル、下部ノズル等で構成する。燃料棒の配列は 17×17 であり、そのうち 264 本が燃料棒、24 本が制御棒案内シンブル、残り 1 本が計装用案内シンブルである。制御棒案内シンブルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源又はシンブルプラグアセンブリの挿入に使用する。

燃料集合体は安全重要度上、特に重要度の高い安全機能である「炉心形状の維持機能」（PS-1）、燃料集合体の制御棒案内シンブルは原子炉停止系の制御棒による系とあいまって「原子炉の緊急停止機能」（MS-1）を有する。

1.1.1.2. 炉内構造物及び制御棒駆動装置

炉内構造物は、大別して上部炉心構造物と下部炉心構造物から構成され、燃料集合体の支持・位置決め、制御棒クラスタの位置決め、1 次冷却材の流路確保の機能を果たす。1 次冷却材は、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器内に入り、炉心槽と原子炉容器間の円環部を下方に流れ、下部プレナムで上向き流となり、ほぼ均一流量分布で炉心下部に入り、炉心内で発生する熱エネルギを吸収して高温となり、炉心上部プレナムで混合した後、原子炉容器出口ノズルを経て蒸気発生器に至り、熱エネルギはタービンを駆動する高温高圧の蒸気の発生に用いられる。

なお、炉内構造物の安全機能を期待する設計基準事象は 2.2.1 に示される。炉内構造物のうち炉心支持構造物については、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故（以下、「重大事故等」という。）においても使用される。

炉内構造物は安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「炉心形状の維持機能」（PS-1）、及び「原子炉の緊急停止機能」（MS-1）を有する。また、炉内構造物は耐震 S クラスで設計される。

制御棒駆動装置は、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。

1.1.2. 核設計

炉心は、有効高さ対等価直径比約1.1の円柱形で、193体の燃料集合体等で構成する。

燃料の濃縮度は、以下の現象による反応度変化を考慮し、所定の設備利用率及び取出し燃焼度を確保するように決定する。

a. 燃焼に伴うウラン235等核分裂性物質量の変化
b. 減速材の温度上昇
c. 燃料棒温度上昇
d. キセノン、サマリウム等の中性子吸収物質の蓄積
e. 中性子の漏えい

原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタ及び1次冷却材中のほう素濃度調整によって行う。これらの制御方式に加えて、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用して過剰反応度を抑制し、良好な出力分布が得られるように炉心内に配置する。

1.1.3. 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

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(19) 計測制御系統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ブルに挿入される必要がある。このため、燃料集合体の制御棒案内シンブルは異常発生時においても制御棒クラスタが挿入可能な設計とする。

また、制御棒クラスタは制御棒駆動装置駆動軸と一体となって、燃料集合体に挿入されなければならない。（詳細については2.2.1.2を参照。）さらに、制御棒クラスタは、炉心への挿入により高温状態において炉心を臨界未満にできるよう設計する。（詳細については2.2.1.3を参照。）

５）未臨界維持機能

制御棒クラスタは、化学体積制御設備とあいまって炉心を臨界未満に維持できるように設計する。さらに主蒸気管破断事故のように炉心が冷却されるような事故時には、非常用炉心冷却設備によるほう酸注入により炉心を臨界未満にでき、かつ事故後において臨界未満を維持できるように設計する。（詳細については 2.2.1.3 を参照。）

６） その他の設計要件

６－１） 燃料棒曲がり

燃料棒は、燃焼に伴う湾曲が生じた場合においても、燃料棒間隙における流路形状を維持しなければならない。

2.2.1.2.　炉内構造物及び制御棒駆動装置

炉内構造物及び制御棒駆動装置には、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駆動装置の設計要件としては、制御棒駆動装置圧力ハウジングが、その破損による制御棒飛出し事故のような事象を生じず、制御棒クラスタが炉心に挿入された状態を阻害しないこととなる。

６）その他の設計要件

１）～５）に示される安全機能に該当はしないが、安全解析の想定を超えないために重要な評価条件、及び、その評価条件を担保するために必要な設計要件を記載する。

６－２）最大制御棒駆動速度

制御棒クラスタバンクが連続的に引き抜かれる際に過度の反応度添加率とならないように、制御棒クラスタの引き抜き最大速度は制限されなければならない。表 2.2.1.2-1 に示される制御棒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「(19) 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駆動装置の機能を考慮している設計基準事象			安全機能					
			1）	2）	3）	4）	5）	6）
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所	炉心形状の維持機能（※1）	原子炉の緊急停止機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能（※1）	過剰反応度の印加防止機能	未臨界維持機能	その他の設計要件
設計基準事象	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	添付書類十　2.2.1	－	○	－	－	－	○
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	添付書類十　2.2.2	－	○	－	－	－	○
	制御棒の落下及び不整合	添付書類十　2.2.3	－	○	－	－	－	○
	原子炉冷却材流量の部分喪失	添付書類十　2.3.1	－	○	－	－	－	－
	外部電源喪失	添付書類十　2.3.3	－	○	－	－	－	－
	主給水流量喪失	添付書類十　2.3.4	－	○	－	－	－	－
	２次冷却系の異常な減圧	添付書類十　2.3.6	－	－	－	－	○※3	－
	蒸気発生器への過剰給水	添付書類十　2.3.7	－	○	－	－	－	
	負荷の喪失	添付書類十　2.4.1	－	○	－	－	－	－
	原子炉冷却材系の異常な減圧	添付書類十　2.4.2	－	○	－	－	－	
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	添付書類十　2.4.3	－	○	－	－	－	－
	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.2.1	－	○	－	－	－	－
	原子炉冷却材流量の喪失	添付書類十　3.2.2	－	○	－	－	－	－
	原子炉冷却材ポンプの軸固着	添付書類十　3.2.3	－	○	－	－	－	－
	主給水管破断	添付書類十　3.2.4	－	○	－	－	－	－
	主蒸気管破断	添付書類十　3.2.5	－	－	－	－	○※3	－
	制御棒飛び出し	添付書類十　3.3.1	－	○	※2	※2	－	－
	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十　3.4.2	－	○	－	－	－	
	制御棒飛び出し	添付書類十　3.4.5	－	○	※2	※2	－	－

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

※2：クラス 1 容器として設計及び製作された圧力ハウジングの破損は想定するものではないが、当該事象として、制御棒クラスタ 1 本の飛び出しの考慮のため安全解析上は圧力ハウジングが破断することを想定。

※3：制御棒クラスタが全挿入（但し、１本は全引き抜き位置で固着）され、初期未臨界状態を想定。

2.2.1.3.　核設計に関する要件

プラントの安全性の確保は、原子炉本体の炉心の特性と、原子炉の各設備や系統が持つ安全機能があいまって達成されるものである。

まず、設置（変更）許可申請段階においては、固有の安全性のような炉心が満たすべき特性を有していることを確認した上で、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時においては炉心以外の安全保護系、工学的安全施設等を含む原子炉施設全体が、「止める」「冷やす」「閉じ込める」で表される 3 つの機能を満足する総合的能力を有していることを確認している。この設置（変更）許可申請及びそれに関わる安全評価を通じて各原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性が確認され、個々の設備の安全機能が適切に機能することが確認されることとなる。

このような安全確保の仕組みの中で、炉心の特性を評価する核設計は、燃料の機械設計、熱水力設計及び安全評価と密接な関連を持ち、各設備の安全機能を確認する前提条件に位置付けられる。

このため、運転段階においては、当該サイクルにおける炉心の特性が、設置（変更）許可申請段階における各設備の安全機能の前提条件を満足することを確認することで、設置（変更）許可申請段階での安全性の確保が当該サイクルに対しても有効となる。前提条件の確認にあたっては、取替炉心毎の変動が小さいパラメータ等を含めて全てを確認する必要はなく、取替炉心毎に管理するべき核設計パラメータは、炉心毎のばらつきや余裕等を考慮すると、表 2.2.1.3-1 に示すものに限定することができる。

したがって、表 2.2.1.3-1 のパラメータを確認することによりプラントの安全性が確保されることになるため、運転段階における核設計の設計要件としては、「表 2.2.1.3-1 に示す核設計パラメータが設置（変更）許可申請段階での設定範囲内にあること」に集約することができる。

表 2.2.1.3-1　運転段階において管理するべき核設計パラメータ

・反応度停止余裕（ワン・ロッド・スタック時）(*1)
・最大線出力密度
・水平方向ピーキング係数 F^{N}_{XY}
・減速材温度係数
・出力運転時ほう素濃度
・燃料集合体最高燃焼度
・燃料棒最高燃焼度（MOX 燃料装荷炉心の場合）(*2)
・最大反応度添加率
・制御棒クラスタ落下時の価値
・制御棒クラスタ落下時の核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F^{N}_{\Delta H}$
・制御棒クラスタ飛び出し時の価値
・制御棒クラスタ飛び出し時の熱流束熱水路係数 F_{Q}

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

(*2) 現状、大飯 4 号機では MOX 燃料は使用されていないため、本項目は確認対象外である。

2.2.1.4.　熱水力設計に関する要件

熱水力設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の健全性を確保するため、次の基準を満たすように行う。

a.　最小限界熱流束比（以下、最小 DNBR という。）は、許容限界値以上

冷却材の核沸騰状態から膜沸騰状態への遷移により、被覆管から冷却材への熱伝達が著しく低下した場合，被覆管温度が急激に上昇し，被覆管表面の酸化に伴う脆化が進行する。そのため、熱水力設計では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（運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故）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（JEAG4612-2010）」を参照すると、燃料集合体及び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、(1) 耐震～(8) 火山防護に明記される。

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、炉内構造物及び制御棒駆動装置は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書及び工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す燃料集合体、炉内構造物及び制御棒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（工認申請書の各設備の計算書）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、炉内構造物及び制御棒駆動装置は、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、炉内構造物及び制御棒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、炉内構造物及び制御棒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、炉内構造物及び制御棒駆動装置は、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、炉内構造物及び制御棒駆動装置は、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、炉内構造物及び制御棒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、炉内構造物及び制御棒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、炉内構造物及び制御棒駆動装置は、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、炉内構造物及び制御棒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、炉内構造物及び制御棒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、炉内構造物及び制御棒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、炉内構造物及び制御棒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

燃料集合体、炉内構造物及び制御棒駆動装置は、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八条に従い、設計基準において火災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

燃料集合体、炉内構造物及び制御棒駆動装置は、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

燃料集合体、炉内構造物及び制御棒駆動装置は、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

燃料集合体、炉内構造物及び制御棒駆動装置は、内部溢水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、内部溢水防護設計は不要としている。

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、炉内構造物及び制御棒駆動装置は、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、炉内構造物及び制御棒駆動装置は、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、炉内構造物及び制御棒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。

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、炉内構造物及び制御棒駆動装置は、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、炉内構造物及び制御棒駆動装置の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、１次冷却材管には、LBB（Leak Before Break）を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TG カップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

８）材料及び構造

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する炉内構造物（炉心支持構造物）、並びに設計基準対象施設に属する制御棒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。

使用中の制御棒駆動装置および炉内構造物（炉心支持構造物）は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中の制御棒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・炉内構造物及び制御棒駆動装置）

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る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。管理する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。

以上

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	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－２に示す。	－
制御棒案内シンブル	－	MS-1	－	－	2) 原子炉の緊急停止機能	挿入時間(トリップ時、全ストロークの85%挿入までの時間)：2.2秒以下 （注2）	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
制御棒クラスタ	－	MS-1	－	－	2) 原子炉の緊急停止機能	挿入時間(トリップ時、全ストロークの85%挿入までの時間)：2.2秒以下 （注2）	参考資料－２に示す。	参考資料－３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：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	工認要目表	保安規定
炉心支持構造物	－	PS-1	DB炉心支持構造物 ／ SAその他	S	1）炉心形状の維持機能	－	－	－
制御棒クラスタ案内管	－	MS-1	－／－	S	2）原子炉の緊急停止機能	挿入時間(トリップ時、全ストロークの85%挿入までの時間）：2.2秒以下 （注2）	参考資料－２に示す。	参考資料－３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：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ている。

表3.1-3　各設備の仕様及び安全機能（制御棒駆動装置）

機器名称	設備概略仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類八	工認要目表	保安規定
制御棒駆動装置	－	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℃ （1次冷却設備の原子炉容器の設備仕様より引用） 挿入時間(トリップ時、全ストロークの85%挿入までの時間）：2.2秒以下 （注2）	参考資料－２に示す。	参考資料－３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：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3.1-4　各設備の仕様及び安全機能（炉心（核））

機器名称	設備概略仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類八	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	反応度停止余裕（サイクル末期）： ≦1.6%Δk/k	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
炉心	最大線出力密度	—	—	—	安全機能全般に関連	最大線出力密度： ≦41.5kW/m （燃料ペレット焼きしまり効果を含まない）	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
炉心	水平方向ピーキング係数F^N_{XY}	—	—	—	安全機能全般に関連	F^N_{XY}：≦1.52	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
炉心	減速材温度係数	—	—	—	安全機能全般に関連	減速材温度係数($\partial\rho/\partial Tm$)： －94 ～ ＋8 $\times10^{-5}$(Δk/k)/℃ （減速材温度係数は、高温出力運転状態では負である）	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
炉心	出力運転時ほう素濃度	—	—	—	安全機能全般に関連	—	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
炉心	燃料集合体最高燃焼度	—	—	—	安全機能全般に関連	燃料集合体最高燃焼度： ≦55,000MWd/t	—	参考資料－３に示す。
炉心	燃料棒最高燃焼度（MOX燃料装荷炉心の場合）	—	—	—	安全機能全般に関連	—	—	参考資料－３に示す。
炉心	最大反応度添加率	—	—	—	安全機能全般に関連	最大反応度添加率： ≦75×10^{-5}(Δk/k)/s	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
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$F^N_{\Delta H}$	—	—	—	安全機能全般に関連	制御棒落下時　落下制御棒価値： ≦0.25%Δk/k 制御棒落下時　$F^N_{\Delta H}$： ≦1.87	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。

表3.1-4　各設備の仕様及び安全機能（炉心（核））

機器名称	設備概略仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						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	飛び出し制御棒価値： （サイクル初期　高温全出力時）≦0.12 （サイクル初期　高温零出力時）≦0.66 （サイクル末期　高温全出力時）≦0.12 （サイクル末期　高温零出力時）≦0.87 制御棒飛び出し時F_Q： （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）≦15 （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）≦25	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。

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 添付書類八	工認要目表	保安規定
炉心	定格出力時の最小DNBR	－	－	－	－	最小DNBR： 定格出力時 2.16	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
	定格出力時の燃料棒最大線出力密度	－	－	－	－	線出力密度： 定格出力時最大 43.1kW/m （燃料ペレット焼きしまり効果を含む）	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。

(10) 燃料貯蔵設備及び取扱設備

目次

1. 概要 ..... 1.3-(10)-3
1.1. 系統の概要 ..... 1.3-(10)-3
1.1.1. 燃料取替用水系統 ..... 1.3-(10)-3
1.1.2. 使用済燃料ピット水浄化冷却系統 ..... 1.3-(10)-3
1.1.3. 燃料貯蔵設備及び取扱設備 ..... 1.3-(10)-4
2. 設計要件 ..... 1.3-(10)-5
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等 ..... 1.3-(10)-5
2.2. 系統の設計要件 ..... 1.3-(10)-6
2.2.1. 安全機能に関する設計要件 ..... 1.3-(10)-6
2.2.2. 信頼性に関する設計要件 ..... 1.3-(10)-11
3. 設備の仕様及び安全機能 ..... 1.3-(10)-17
3.1. 系統構成設備 ..... 1.3-(10)-17

1. 概要

1.1. 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。

1.1.1. 燃料取替用水系統

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

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

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

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

1.1.2. 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。

1.1.3. 燃料貯蔵設備及び取扱設備

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、新燃料貯蔵庫、使用済燃料ピット、原子炉キャビティ及び燃料取替キャナル、燃料取替クレーン、使用済燃料ピットクレーン、補助建屋クレーン、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。

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(19) 計測制御系統、(25) 非常用電源系統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、「(22) 原子炉格納施設」にて記載される。

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

1）未臨界維持機能

燃料取替用水系統は、非常用炉心冷却系統の高圧注入系及び低圧注入系の水源として燃料取替用水ピットにほう酸水を貯蔵し、炉心の未臨界を維持できるのに十分なほう素濃度としなければならない。これは、設計基準事象の原子炉冷却材喪失等を対象とした長期未臨界性評価に基づく性能要求であり、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）燃料取替用水ピット水のほう素濃度

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

2）炉心冷却機能

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

A）燃料取替用水ピット水の水量

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

3）放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能

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

A）燃料取替用水ピット水の水量

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

4）燃料プール水の補給機能

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

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

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

A) 貯蔵容量

使用済燃料の貯蔵容量は全炉心燃料の取出し及び1回の燃料取替えに必要とする燃料集合体数（全炉心燃料の約130%相当）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、燃料取扱室内に放出されるよう素が低減される。

C) 臨界防止

燃料貯蔵設備は、燃料体等が臨界に達する恐れがないよう、臨界が防止できることをあらかじめ確認している条件（ラック形状、ラック材質、燃料タイプ、ウラン燃料の燃焼度、ウラン燃料の初期濃縮度及び配置）に基づき管理する。

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、燃料取扱室内に放出されるよう素が低減される。

C) 臨界防止

燃料取扱設備は、燃料体等が臨界に達する恐れがないよう、燃料体等を1体ずつ取り扱う構造とする。

表 2.2.1-1　燃料貯蔵設備及び取扱設備に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において燃料貯蔵設備及び取扱設備を考慮している設計基準事象			安全機能					
			1）	2）	3）	4）	5）	6）
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所	未臨界維持機能	炉心冷却機能	放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	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
設計基準事象	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	添付書類十　2.2.4	○	－	－	－	－	－
	２次冷却系の異常な減圧	添付書類十　2.3.6	○	－	－	－	－	－
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	添付書類十　2.4.3	－	※2	－	－	－	－
	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.2.1	※1	○	○	－	－	－
	主蒸気管破断	添付書類十　3.2.5	○	－	－	－	－	－
	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十　3.4.2	－	○	－	－	－	－
	燃料集合体の落下	添付書類十　3.4.3	－	－	－	－	※3	※3
	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.4.4	※1	○	○	－	－	－
	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.5.1	※1	○	○	－	－	－

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

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

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

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

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

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

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

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

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1で抽出される設置許可基準規則の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、(1) 耐震～(8) 火山防護に明記される。

1）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す燃料貯蔵設備及び取扱設備に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書）としている。

2）津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

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

3）外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

A） 竜巻防護

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

i） 燃料貯蔵設備及び取扱設備の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラ

ス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) これら燃料貯蔵設備及び取扱設備の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。なお、建屋が設計竜巻による影響により損傷する可能性があるために、設計竜巻による影響から防護できない可能性のある施設は、設計荷重又は設計飛来物の衝突による影響に対して安全機能を損なうことのない設計とするが、安全機能を損なう可能性がある場合には設備及び運用による竜巻防護対策を実施することにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

B) 火山防護

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

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

ii) これら燃料貯蔵設備及び取扱設備の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

C) 外部火災防護

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

i) 燃料貯蔵設備及び取扱設備の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」）が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) 燃料貯蔵設備及び取扱設備の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4）火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、設置許可基準規則第二条）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

燃料貯蔵設備及び取扱設備は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能、及び放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有するため、当該系統が設置

される区域及び区画を火災防護審査基準が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準が定める火災防護対策を講じた設計としている。

5）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

6）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

7）飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により燃料貯蔵設備及び取扱設備の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、１次冷却管には、LBB を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、ＴＧカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

8）材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）並びに重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０） 安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。

１１） 耐圧試験等

クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１２） 準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

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

3.　設備の仕様及び安全機能

3.1.　系統構成設備

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

系統構成設備のうち３，４号機共用設備については、最新の「大飯３号機　安全性向上評価届出書　1.3 構築物、系統及び機器 (10) 燃料貯蔵設備及び取扱施設」に示す。

以上

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	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－２に示す。	－
使用済燃料ピットクレーン（１・２・４号機共用）	容量：吊荷重2t	PS-2	－	B	6）燃料を安全に取り扱う機能 A）燃料保護 B) 水深 C) 臨界防止	－	－	－
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	－	－	－
使用済燃料ピットＡエリア、Ｂエリア（１・２・４号機共用）	Aエリア用：燃料集合体 986 Bエリア用：燃料集合体 1155	PS-2	DB3 /SA2	S	5）原子炉冷却圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能（放射性物質を貯蔵する機能） A）貯蔵容量 B) 水深 C）臨界防止 6）燃料を安全に取り扱う機能 B) 水深	ラック容量： 燃料集合体約 2,130 体分 (全炉心燃料の約 1100 %相当分、１号、２号及び４号炉共用)	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
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	－	－	－
キャナル	－	PS-2	－	B	6）燃料を安全に取り扱う機能 B) 水深	－	－	－
キャスクピット	－	PS-2	－	B	6）燃料を安全に取り扱う機能 B) 水深	－	－	－
使用済燃料ラックＡエリア用、Ｂエリア用（１・２・４号機共用）	Aエリア用：燃料集合体 974 Bエリア用：燃料集合体 1155	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－２に示す。	－
燃料仮置ラック	燃料集合体 3	PS-2	－	B	6）燃料を安全に取り扱う機能 A) 燃料保護	－	－	－
破損燃料容器ラック（１・２・４号機共用）	燃料集合体 12	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－２に示す。	－
新燃料ラック	燃料集合体158	PS-2	－	C	5）原子炉冷却圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能（放射性物質を貯蔵する機能） C）臨界防止	－	－	－

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則第十七条及び第五十五条が定める材料及び構造、第十八条及び第五十六条が定める使用中の亀裂等による破壊の防止、第二十一条及び第五十八条が定める耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能

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
使用済燃料ピット燃料取替用水補給ライン逆止弁	逆止弁	MS-2	DB3／－	S	4）燃料プール水の補給機能	－	－	－
燃料取替用水ピット	容量：2100m^3	MS-1	DB2 /SA2	S	1) 未臨界維持機能 A）燃料取替用水ピット水のほう素濃度 2) 炉心冷却機能 A）燃料取替用水ピット水の水量 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）燃料取替用水ピット水の水量 4) 燃料プール水の補給機能	容量： 約 2,100 m^3 ほう素濃度： 2,800 ppm 以上	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
A、B燃料取替用水ポンプ	－	MS-2	DB3 /－	S	4) 燃料プール水の補給機能	－	－	－
燃料取替用水ポンプ入口逆止弁	逆止弁	MS-2	DB3 /－	S	4）燃料プール水の補給機能	－	－	－
A、B燃料取替用水ポンプ出口逆止弁	逆止弁	MS-2	DB3 /－	S	4）燃料プール水の補給機能	－	－	－
配管・継手（安全機能に関わる範囲）	－	MS-2	DB3 /－	S	4) 燃料プール水の補給機能	－	－	－

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則第十七条及び第五十五条が定める材料及び構造、第十八条及び第五十六条が定める使用中の亀裂等による破壊の防止、第二十一条及び第五十八条が定める耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

(11) 1次冷却系統

目次

1. 概要 ..... 1.3-(11)-3
1.1. 系統の概要 ..... 1.3-(11)-3
2. 設計要件 ..... 1.3-(11)-4
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等 ..... 1.3-(11)-4
2.2. 系統の設計要件 ..... 1.3-(11)-5
2.2.1. 安全機能に関する設計要件 ..... 1.3-(11)-6
2.2.2. 信頼性に関する設計要件 ..... 1.3-(11)-11
3. 設備の仕様及び安全機能 ..... 1.3-(11)-17
3.1. 系統構成設備 ..... 1.3-(11)-17

1. 概要

1.1. 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。

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(19) 計測制御系統、(25) 非常用電源系統、(14) 化学体積制御系統、(13) 安全注入系統、(12) 余熱除去系統等に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1 章）

- 第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十五条 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 2.2.1-1 に示す１次冷却系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

１）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

１次冷却系統は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能を有しなければならない。

２）原子炉停止後の除熱機能

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

A）蒸気発生器の伝熱性能

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

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

[1] １次冷却系統は CV バウンダリとしての放射性物質の閉じ込め機能（MS-1）を有するが、CV バウンダリに関しては、「(22) 原子炉格納施設」にて記載される。

１次冷却材体積を個別に管理する必要はない。したがって、安全性を担保するための設計要件としては、蒸気発生器の伝熱面積を管理する。

具体的には、解析で使用する蒸気発生器伝熱面積は、実機での伝熱管の施栓処理を想定し総伝熱面積の 90%が伝熱に寄与するとしており、実機においてはこの伝熱面積を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

３）原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能

加圧器安全弁は、１次冷却材圧力の過度な上昇を防止する機能を有しなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）加圧器安全弁の最小容量

加圧器安全弁の最小要求容量は、加圧器安全弁を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値である。表 2.2.1-1 に示す事象の解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

B）加圧器安全弁の作動圧力

加圧器安全弁の作動圧力は、加圧器安全弁を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値である。表 2.2.1-1 に示す事象の解析使用値で作動することが安全性を担保するための設計要件となる。

４）事故時のプラント状態の把握機能

１次冷却系統は、事故時のプラント状態の把握機能を有しなければならない。

５）安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能

加圧器安全弁及び加圧器逃がし弁は吹き止まり機能を有しなければならない。

６）異常状態の緩和機能

加圧器逃がし弁、加圧器後備ヒータ、加圧器逃がし弁前弁は異常状態を緩和する機能を有しなければならない。

６-１）異常状態において１次冷却系統を減圧する機能

加圧器逃がし弁は、１次冷却系統を早期に減圧する必要がある状態において、中央制御室からの手動操作によって弁を開閉することで、１次冷却系統を適切に減圧できる機能を有しなければならない。これは、表 2.2.1-1 に示す事象からの性能要求である。

６-２）外部電源喪失時に１次冷却材圧力の低下を抑制する機能

加圧器後備ヒータは、外部電源喪失時に１次冷却材圧力の低下を抑制する機能を有しなければならない。

６-３）加圧器逃がし弁の誤開時に隔離する機能

加圧器逃がし弁前弁は、加圧器逃がし弁が誤開した際に隔離できる機能を有しなければならない。

７）原子炉冷却材の循環機能

１次冷却材ポンプは、原子炉冷却材を循環させる機能を有しなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）１次冷却材流量の最小値

１次冷却材流量の最小値は、設計基準事象の安全評価で使用された熱設計流量である。熱設計流量を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

８）その他の設計要件

１）～７）に示される安全機能に該当はしないが、安全解析の想定を超えないために重要な評価条件、および、その評価条件を担保するために必要な設計要件を記載する。

８-１）１次冷却材ポンプトリップ時のコーストダウン特性

１次冷却材ポンプは、ポンプ電源が喪失した場合でも、電動機及びフライホイール等の回転慣性モーメントにより１次冷却材流量の急激な減少を防ぎ、熱除去能力が急速に失われるのを防止する役割を果たす。１次冷却材ポンプは、１次冷却材ポンプトリップ時のコーストダウン特性を考慮した安全解析での想定を超えないために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）ポンプ・モータの最小慣性モーメント

ポンプ・モータの最小慣性モーメントは、設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値である。表 2.2.1-1 に示す事象の解析使用値を上回ることが安全解析での想定を超えないための設計要件となる。

８-２）１次冷却材ポンプ起動時間

１次冷却材ポンプが１台停止している状態で原子炉が部分負荷運転をしている最中に、ポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動される場合、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入され、正の反応度が添加されることにより、原子炉出力が上昇する恐れがある。１次冷却材ポンプは、１次冷却材ポンプの起動時間を考慮した安全解析での想定を超えないために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）１次冷却材ポンプの最小起動時間

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リクタによる主蒸気流量制限

主蒸気管破断事故時の拡大防止対策として、蒸気発生器はフローリストリクタを有しなければならない。蒸気発生器は、フローリストリクタの面積を考慮した安全解析での想定を超えないために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）蒸気発生器フローリストリクタ面積

蒸気発生器フローリストリクタ面積は、設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値である。

表 2.2.1-1 に示す事象の解析使用値を担保することが安全解析での想定を超えないための設計要件となる。

8-4）加圧器逃がし弁誤開時の吹き出し容量

加圧器逃がし弁が誤開した場合の影響を抑制するため、加圧器逃がし弁の容量は制限されなければならない。加圧器逃がし弁は、加圧器逃がし弁の誤開を事象の外乱として想定している設計基準事象の想定を超えないために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）加圧器逃がし弁の最大容量

加圧器逃がし弁の最大容量は、設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値である。表 2.2.1-1 に示す事象の解析使用値を下回ることが安全解析での想定を超えないための設計要件となる。

表 2.2.1-1　１次冷却系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において１次冷却系統を考慮している設計基準事象 ※1			安全機能							安全評価条件			
			1)	2)	3)	4)	5)	6)	7)	8-1)	8-2)	8-3)	8-4)
			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リ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
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、(1) 耐震～(8) 火山防護に明記される。

1）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

１次冷却系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す１次冷却系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書)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

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

②設計方針

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

A) 竜巻防護

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

i) １次冷却系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1, 2 に属する施設が該当する。

ii) これら１次冷却系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

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

i) １次冷却系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1,2 に属する施設が該当する。

ii) これら１次冷却系統の防護対象施設のうち屋内の施設は、これらを内包する建屋により想定される火山事象から防護する設計としている。

C) 外部火災防護

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

i) １次冷却系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1,2 に属する施設が該当する。

ii) １次冷却系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

４）火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

１次冷却系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能

を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準が定める火災防護対策を講じた設計としている。

5）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

6）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

7）飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

１次冷却系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないように機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により一次冷却系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、１次冷却材管には、LBB を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TG カップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

8）材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０） 安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。

１１） 耐圧試験等

クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１２） 準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

1 次冷却系統は、設計基準対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。

以上

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	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	－	－	－
A、B、C、D蒸気発生器	加熱面積： 4,870m^2	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リクタ A) 蒸気発生器フローリストリクタ面積	伝熱面積： 約4,870 m^2/個	参考資料－２に示す。	－
A、B、C、D１次冷却材ポンプ※	容量： 20,100m^3/h/個以上	PS-1 PS-3 (注2) 安全重要度分類上クラス3に分類されているが、安全解析の初期条件を保証する上で重要な機能として記載。	DB1/SA2	S (RCPB機能に限る)	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 7) 原子炉冷却材の循環機能 A) １次冷却材流量の最小値 8) その他の設計要件 8-1) RCPトリップ時のコーストダウン特性 A) ポンプ・モータの最小慣性モーメント 8-2) RCP起動時間 A) １次冷却材ポンプの最小起動時間	容量： 約20,100 m^3/h/個	参考資料－２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	－	－	－
A、B、C、D加圧器ヒータ （後備グループ）	－	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	－	－	－
A、B加圧器逃がし弁前弁	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	－	－	－

※シール部へのシャットダウンシール導入済

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

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
A、B、C加圧器安全弁	安全弁	PS-1 MS-1 PS-2	－/－	S	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	吹出容量：約190 t/h/個	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
A、B加圧器スプレイ弁	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	－	－	－
A、B加圧器逃がし弁	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 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	吹出容量：約95 t/h/個	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
配管（一次冷却材管） A-001 1次冷却材系統 C.原子炉冷却材圧力バウンダリ機能（PS-1） N.事故時のプラント状態の把握機能（ほう素濃度サンプリング機能）（MS-2）	－	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 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。

(12) 余熱除去系統

目次

1. 概要 ..... 1.3-(12)-3
1.1. 系統の概要 ..... 1.3-(12)-3
2. 設計要件 ..... 1.3-(12)-4
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等 ..... 1.3-(12)-4
2.2. 系統の設計要件 ..... 1.3-(12)-5
2.2.1. 安全機能に関する設計要件 ..... 1.3-(12)-6
2.2.2. 信頼性に関する設計要件 ..... 1.3-(12)-10
3. 設備の仕様及び安全機能 ..... 1.3-(12)-16
3.1. 系統構成設備 ..... 1.3-(12)-16

1. 概要

1.1. 系統の概要

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

なお、余熱除去系統に期待する設計基準事象は 2.2.1 に示される。

余熱除去系統は安全重要度上、特に重要度の高い安全機能である「原子炉停止後の除熱機能」、「炉心冷却機能」及び「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能」(何れも MS-1)を有するため、多重性を持たせた設計としている。具体的には、余熱除去系統は、独立 2 系統で構成され、各系統に余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器を 1 基ずつ設置している。また、余熱除去系統は耐震 S クラスで設計される。

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

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、区分ごと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(19) 計測制御系統、(25) 非常用電源系統に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1 章）

- 第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 第十九条 非常用炉心冷却設備
- 第二十一条 残留熱を除去することができる設備
- 第三十二条　原子炉格納施設

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2 章）

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

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

余熱除去系統には、以下の安全機能が要求される。[1]

○　原子炉停止後の除熱機能
○　炉心冷却機能
○　原子炉冷却材圧力バウンダリ機能
○　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 に示す余熱除去系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

１）原子炉停止後の除熱機能

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

２）炉心冷却機能

２-１）低圧注入系としての炉心注入機能

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

A）余熱除去ポンプの供給流量

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

[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、「(22) 原子炉格納施設」にて記載される。

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

B）余熱除去系統の動作遅れ時間

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

2-2）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）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。

---

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

[3] この遅れ時間には信号遅れ、ポンプ定速達成時間、外部電源喪失時の DG 起動遅れ及びシーケンスタイム等が考慮されている。

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）
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	原子炉冷却材を内蔵する機能
設計基準事象	原子炉冷却材喪失 ※3	添付書類十　3.2.1	－	○	－	－
	原子炉冷却材喪失 ※3	添付書類十　3.4.4	－	○	－	－
	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.5.1	－	○	－	－

※1：本表に掲載のない安全解析事象においても、事象収束後の低温停止移行に際して余熱除去系統は対処設備として期待される。

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

※3：「3.2.1 原子炉冷却材喪失」及び「3.4.4 原子炉冷却材喪失」の解析結果は、「3.5.2 可燃性ガスの発生」の水素発生量評価にも用いられる。

表 2.2.1-2　少なめの余熱除去ポンプ注入流量を使用している安全解析事象

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
余熱除去ポンプ 1 台で注入	・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.2.1） ・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.4.4）

表 2.2.1-3　多めの余熱除去ポンプ注入流量を使用している安全解析事象

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
余熱除去ポンプ 2 台で注入	・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.5.1）

表 2.2.1-4　再循環モードで余熱除去系統を使用している安全解析事象

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
余熱除去系統 2 系列に期待	・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.5.1）
余熱除去系統 1 系列に期待	・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.4.4）

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」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、それぞれ独立のディーゼル発電機に接続し、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている。また、余熱除去系統は、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている。

この設計構成を維持することが、多重性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1で抽出される設置許可基準規則の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、(1) 耐震～(8) 火山防護に明記される。

1）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

余熱除去系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがな

い設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す余熱除去系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書）としている。

2）津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

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

3）外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

A） 竜巻防護

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

i） 余熱除去系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii） これら余熱除去系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

B） 火山防護

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

i） 余熱除去系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii） これら余熱除去系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

C） 外部火災防護

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

i） 余熱除去系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii） 余熱除去系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4） 火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

５）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

６）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

７）飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により余熱除去系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、１次冷却管には、LBB を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、ＴＧカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

８）材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

９）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０）安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業

省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号)」）の規定に適合する設計とする。

１１）耐圧試験等

クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１２）準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

余熱除去系統は、設計基準対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。

以上

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	工認要目表	保安規定
A、B余熱除去ポンプ	原子炉冷却材喪失時 容量：1,020 m^3/h 揚程：91.4 m 原子炉停止後の冷却時 容量：681 m^3/h 揚程：107 m 出力： 400 kW/個	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 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 4) 原子炉冷却材を内蔵する機能	容量： 約1,020 m^3/h（1台当たり） （再循環運転時、安全注入時） 約681 m^3/h（1台当たり） （余熱除去運転時） 揚程： 約91 m（1台当たり） （再循環運転時、安全注入時） 約107 m（1台当たり） （余熱除去運転時）	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
A、B余熱除去冷却器	容量(設計熱交換量)：1.1×10^4 kW 伝熱面積：538 m^2	MS-1 PS-2	DB2(管側) DB3(胴側) / SA2	S	2) 炉心冷却機能 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 A)余熱除去冷却器の冷却性能 4) 原子炉冷却材を内蔵する機能	伝熱容量： 約10.8 MW （1基当たり）	参考資料－２に示す。	－
A、B余熱除去ポンプB（C）ループ高温側入口止め弁	電動弁	MS-1 PS-1 PS-2	DB1 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 4) 原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
A、B余熱除去冷却器出口流量調節弁	空気作動弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A) 余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量 4) 原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
A、B余熱除去ポンプミニマムフローライン止め弁	電動弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ －	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A) 余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量 4) 原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
A、B余熱除去冷却器バイパス流量制御弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ －	S	4) 原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
　　なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能

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
A、B余熱除去ポンプ入口格納容器隔離弁	電動弁	MS-1 PS-1 PS-2	DB1 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 4) 原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
A、B余熱除去ポンプ出口逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A) 余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量 4) 原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
A、B余熱除去冷却器出口低圧抽出ライン止め弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ －	S	4) 原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
A、B余熱除去冷却器出口格納容器隔離弁	電動弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A) 余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量 4) 原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
A、B余熱除去冷却器出口格納容器隔離逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A) 余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量 4) 原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
A、B余熱除去冷却器出口連絡弁	電動弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A) 余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量 4) 原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。
　　なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能

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
B、Cループ高温側低圧注入ライン止め弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ －	S	2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A) 余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量	－	－	－
A、B、C、Dループ低温側低圧注入ライン逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-1 PS-2	DB1 ／ SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 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 4) 原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
B、Cループ高温側低圧注入ライン逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-1	DB1 ／ －	S	2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A) 余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量 3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	－	－	－
配管・継手（RCPB内）	－	MS-1 PS-1 PS-2	DB1 / SA2 (一部SAクラス対象外)	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A) 余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量 3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 4) 原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
配管・継手（RCPB外で安全機能に係る範囲）	－	MS-1 MS-2 PS-2	DB2 / SA2 (一部SAクラス対象外)	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 2) 炉心冷却機能 2-1)低圧注入系としての炉心注入機能 A) 余熱除去ポンプの供給流量 2-2)CV再循環運転時の炉心注入機能 B)余熱除去ポンプの供給流量 4) 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。

(13) 安全注入系統

目次

1. 概要 ..... 1.3-(13)-3
1.1. 系統の概要 ..... 1.3-(13)-3
2. 設計要件 ..... 1.3-(13)-4
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等 ..... 1.3-(13)-4
2.2. 系統の設計要件 ..... 1.3-(13)-5
2.2.1. 安全機能に関する設計要件 ..... 1.3-(13)-6
2.2.2. 信頼性に関する設計要件 ..... 1.3-(13)-13
3. 設備の仕様及び確認事項 ..... 1.3-(13)-19
3.1. 系統構成設備 ..... 1.3-(13)-19

1. 概要

1.1. 系統の概要

安全注入系統は、蓄圧タンク、高圧注入ポンプ、配管、弁等で構成され、設計基準事故である原子炉冷却材喪失時における炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱の除去、及び主蒸気管破断事故等における原子炉の停止に必要な負の反応度を添加することを目的とした系統である。安全注入系統は以上の目的を達成すべく、燃料取替用水ピット又は格納容器再循環サンプを水源として、高圧注入ポンプによって原子炉へ注水する機能、及び蓄圧タンクから注水する機能を有する系統である。

なお、安全注入系統に期待する設計基準事象は 2.2.1 に示される。

安全注入系統は安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「炉心冷却機能」、「未臨界維持機能」、「原子炉停止後の除熱機能」、「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能」(何れも MS-1)を有するため、多重性を持たせた設計としている。安全注入系統は高圧注入ポンプにより注入を行う高圧注入系と蓄圧タンクにより注入を行う蓄圧注入系から成り、高圧注入系は、独立 2 系統で構成され、各系統に高圧注入ポンプを 1 台ずつ設置している。蓄圧注入系に関しては各 1 次冷却材回路に 1 系統ずつ設置され、各系統に蓄圧タンクを 1 基ずつ設置している。また、安全注入系統は耐震 S クラスで設計される。

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

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(19) 計測制御系統、(25) 非常用電源系統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
- 第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統
- 第三十二条 原子炉格納施設

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

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

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

安全注入系統には、以下の安全機能が要求される。

○　炉心冷却機能
○　未臨界維持機能
○　放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能[1]
○　原子炉停止後の除熱機能、（低圧注入系としての）炉心冷却機能
○　原子炉冷却材圧力バウンダリ機能
○　燃料プール水の補給機能

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 及び表 2.2.1-2 に示す安全注入系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

1）炉心冷却機能

1-1）高圧注入系としての炉心注入機能

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

A）高圧注入ポンプ流量

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

[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、「(22) 原子炉格納施設」にて記載。

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[2]等を保守的に評価する目的から、高圧注入系の注入流量として多めの注入流量を使用している。したがって、高圧注入ポンプによる注入流量は、これらの事象の評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

B）高圧注入系の動作遅れ時間

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

1･2）蓄圧注入系としての炉心注入機能

蓄圧注入系は、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下に低下すると自動的に作動し、蓄圧注入系として必要な供給流量のほう酸水を炉心へ注入できなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）蓄圧タンク保持圧力

蓄圧タンクは、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下に低下すると自動的に作動することにより早期に炉心への注入を開始しなければならない。蓄圧注入系に期待する設計基準事象の安全評価では、蓄圧注入系からの注入開始を遅くする目的から、基本的に低めの保持圧力を使用している。したがって、蓄圧タンク保持圧力がこれらの解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

B）蓄圧タンク保有水量

蓄圧タンクは、設計基準事象の炉心冷却に必要な水量を保有しなければならない。蓄圧注入系に期待する設計基準事象の安全評価では、蓄圧注入系からの注入量を少なくする目的から、基本的に少なめの保有水量を使用している。表 2.2.1-5 に示すように、動作を期待している蓄圧タンク基数は対象事象により異なることから、蓄圧タンクから炉心に注入されるほう酸水の総量はそれぞれの事象により異なる。しかしながら、これらの解析では1基あたりの保有水量を使用していることから、1基あたりの蓄圧タンク保有水量がこれらの解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

---

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

[3] この遅れ時間には信号遅れ、ポンプ定速達成時間、外部電源喪失時のＤＧ起動遅れ及びシーケンスタイム等が考慮されている。

２）未臨界維持機能

高圧注入系は、燃料取替用水ピットのほう酸水を炉心へ注入することにより、炉心の未臨界を維持しなければならない。これは、設計基準事象の原子炉冷却材喪失等を対象とした長期未臨界性評価に基づく性能要求であり、以下の設計要件を満足する必要がある。

また、安全注入系統は化学体積制御系統へ燃料取替用水ピット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）高圧注入ポンプ流量

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

B）高圧注入系の動作遅れ時間

高圧注入系の緩和機能として未臨界維持機能を安全解析で期待している事象においては、１-１）「高圧注入系としての炉心注入機能」の B）「高圧注入系の動作遅れ時間」に記載のポンプ定速達成までの時間に加えて、燃料取替用水ピットからのほう酸水が１次冷却系統に供給されるまでの輸送遅れを系統内体積として考慮しており、系統内体積はこの解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

C）ほう素濃度

高圧注入系から注入されるほう酸水は、設計基準事象の原子炉冷却材喪失（事故後の長期未臨界性維持）等に必要なほう素濃度としなければならない。燃料取替用水ピットのほう素濃度は、表 2.2.1-1 に示す安全解析のうち未臨界維持機能に期待している事象の評価で使用された解析使用値を上回ることが設計要件となる。燃料取替用水ピットのほう素濃度に対する設計要件は、「(10) 燃料貯蔵設備及び取扱設備」にて記載する。

３）放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能

安全注入系統は、原子炉冷却材喪失時等に格納容器スプレイ系統へ燃料取替用水ピット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] 化学体積制御系統としての系統機能に関しては、「(14) 化学体積制御系統」にて記載する。
[5] 格納容器スプレイ系統としての系統機能に関しては、「(23) 格納容器スプレイ系統」にて記載する。

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ピット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ピット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。

[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、「(12) 余熱除去系統」にて記載する。

表 2.2.1-1　安全注入系統のうち高圧注入系に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において安全注入系統を考慮している設計基準事象			安全機能					
			1）炉心冷却機能	2）未臨界維持機能	3）放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	4）原子炉停止後の除熱機能、（低圧注入系としての）炉心冷却機能	5）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能　※3	6）燃料プール水の補給機能
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所						
設計基準事象	２次冷却系の異常な減圧	添付書類十　2.3.6	－	○	－	－	－	－
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	添付書類十　2.4.3	※1	－	－	－	－	－
	原子炉冷却材喪失※4	添付書類十　3.2.1	○	※2	－	－	－	－
	主蒸気管破断	添付書類十　3.2.5	－	○	－	－	－	－
	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十　3.4.2	○	－	－	－	－	－
	原子炉冷却材喪失※4	添付書類十　3.4.4	○	※2	－	－	－	－
	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.5.1	○	※2	－	－	－	－

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

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

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

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

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

解析において安全注入系統を考慮している設計基準事象			安全機能					
			1）	2）	3）	4）	5）	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 ※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）
高圧注入ポンプ 2 台で注入	・原子炉冷却材喪失[大破断]（添付書類十　3.2.1）
高圧注入ポンプ 1 台で注入	・２次冷却系の異常な減圧（添付書類十　2.3.6） ・原子炉冷却材喪失[小破断]（添付書類十　3.2.1） ・主蒸気管破断（添付書類十　3.2.5） ・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.4.4）

表 2.2.1-4　多めの高圧注入流量を使用している安全解析事象

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
高圧注入ポンプ 2 台で注入	・出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動※1（添付書類十 2.4.3） ・蒸気発生器伝熱管破損（添付書類十　3.4.2） ・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.5.1）

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

表 2.2.1-5　蓄圧注入系を使用している安全解析事象と作動基数

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
蓄圧タンク 4 基で注入	・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.4.4） ・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.5.1）
蓄圧タンク 3 基で注入	・原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.2.1）

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」を参照すると、安全注入系統は、『炉心冷却機能』、『未臨界維持機能』、『原子炉停止後の除熱機能』、『放射性物質の閉じ込め機能/放射線の遮へい及び放出低減機能』を有するMS-1、『原子炉冷却材圧力バウンダリ機能』を有するPS-1に分類され、設置許可基準規則による「重要安全施設」に分類される。

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

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

上記要求を踏まえ、蓄圧注入系については各1次冷却材回路に1系統ずつ設置し、高圧注入系については独立2系統で構成される。高圧注入ポンプは、それぞれ独立のディーゼル発電機に接続し、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている。また、安全注入系統は、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている。

この設計構成を維持することが、多重性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1で抽出される設置許可基準規則の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、(1) 耐震～(8) 火山防護に明記される。

1）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

安全注入系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す安全注入系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書）としている。

2）津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

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

3）外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

A) 竜巻防護

安全注入系統は、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) 安全注入系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) これら安全注入系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

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

i) 安全注入系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) これら安全注入系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

C) 外部火災防護

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

i) 安全注入系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) 安全注入系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4）火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

5）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

6）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

7）飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により安全注入系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、１次冷却材管には、LBB を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、ＴＧカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

8）材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０）安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。

１１）耐圧試験等

クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１２）準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

安全注入系統は、設計基準対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. 設備の仕様及び確認事項

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。

以上

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	工認要目表	保安規定
A、B高圧注入ポンプ	容量：320 m^3/h 揚程：960 m 出力： 1,400kW/個	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1） 炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 B)高圧注入系の動作遅れ時間 2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量 B)高圧注入系の動作遅れ時間	容量： 約320 m^3/h （1台当たり） （安全注入時及び再循環運転時） 揚程： 約960 m （安全注入時及び再循環運転時）	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
A、B高圧注入ポンプ燃料取替用水ピット側入口弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1） 炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量 4）（低圧注入系としての）炉心冷却機能	－	－	－
A、B高圧注入ポンプ燃料取替用水ピット側入口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1） 炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量 4）（低圧注入系としての）炉心冷却機能	－	－	－
A、B高圧注入ポンプ出口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1） 炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	－	－	－
A、B高圧注入ポンプミニマムフローライン逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 ／ －	S	1） 炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	－	－	－
A、B高圧注入ポンプミニマムフローライン第１止め弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ －	S	1） 炉心冷却機能 1-1）高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 2）未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	－	－	－

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

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
A、B高圧注入ポンプミニマムフローライン第２止め弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ －	S	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	－	－	－
A、B高圧注入ライン格納容器隔離弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	－	－	－
A、B高圧注入ライン格納容器隔離逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	－	－	－
A、B高圧注入ポンプ出口連絡弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	－	－	－
A、B高圧注入ポンプ高温側注入ライン止め弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ －	S	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	－	－	－
A、B、C、Dループ低温側高圧注入ライン絞り弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量	－	－	－
A、B、C、Dループ低温側高圧注入ライン逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-1	DB1 ／ SA2	S	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 2) 未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量 5) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	－	－	－
A、B、C、Dループ高温側高圧注入ライン絞り弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB2 ／ －	S	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量	－	－	－

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

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
A、B、C、Dループ高温側高圧注入ライン第２逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-1	DB1 ／ －	S	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 5) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	－	－	－
A、B、C、Dループ高温側高圧注入ライン第１逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-1	DB1 ／ －	S	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 4) (低圧注入系としての) 炉心冷却機能 (4V-SI-082B,Cのみ) 5) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	－	－	－
A、B高圧注入ポンプ格納容器再循環サンプ側入口格納容器隔離弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 4) (低圧注入系としての) 炉心冷却機能	－	－	－
A、B高圧注入ポンプ格納容器再循環サンプ側入口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 4) (低圧注入系としての) 炉心冷却機能	－	－	－
A、B余熱除去ポンプＲＷＳピット及び再循環サンプ側入口弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	4) (低圧注入系としての) 炉心冷却機能	－	－	－
A、B余熱除去ポンプＲＷＳピット及び再循環サンプ側入口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	4) (低圧注入系としての) 炉心冷却機能	－	－	－
A、B、C、D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	－	－	－
A、B、C、D蓄圧タンク注入ライン第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	－	－	－
A、B、C、D蓄圧タンク注入ライン第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 2) 未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量 4) 原子炉停止後の除熱機能、(低圧注入系としての)炉心冷却機能 5) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	－	－	－

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

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
A、B、C、D蓄圧タンク	容量：38.2 m^3	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1) 炉心冷却機能 1-2) 蓄圧注入系としての炉心注入機能 A)蓄圧保持圧力 B)蓄圧保有水量 2) 未臨界維持機能 C)ほう素濃度	容量： 約38 m^3 （1基当たり） ほう素濃度： 2,800 ppm以上 加圧ガス圧力： 約4.4 MPa[gage]	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
A、B格納容器再循環サンプ	－	MS-1	－	－	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 3) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能 4) （低圧注入系としての）炉心冷却機能	－	－	－
A、B格納容器再循環サンプスクリーン	容量： 2,540m^3/h	MS-1	DB2 ／ SA2	S	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 3) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能 4)（低圧注入系としての）炉心冷却機能	容量： 約2,540m^3/h（1個当たり）	参考資料－２に示す。	－
配管・継手（RCPB内）	－	MS-1 PS-1	DB1 / SA2 (一部SAクラス対象外)	S	1) 炉心冷却機能 1-1) 高圧注入系としての炉心注入機能 A)高圧注入ポンプ流量 1-2) 蓄圧注入系としての炉心注入機能 2) 未臨界維持機能 A)高圧注入ポンプ流量 B)高圧注入系の動作遅れ時間 4) 原子炉停止後の除熱機能、（低圧注入系としての）炉心冷却機能 5) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	－	－	－

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

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
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)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 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	－	－	－

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。

(14) 化学体積制御系統

目次

1. 概要 ..... 1.3-(14)-3
1.1. 系統の概要 ..... 1.3-(14)-3
2. 設計要件 ..... 1.3-(14)-5
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等 ..... 1.3-(14)-5
2.2. 系統の設計要件 ..... 1.3-(14)-6
2.2.1. 安全機能に関する設計要件 ..... 1.3-(14)-7
2.2.2. 信頼性に関する設計要件 ..... 1.3-(14)-11
3. 設備の仕様及び安全機能 ..... 1.3-(14)-17
3.1. 系統構成設備 ..... 1.3-(14)-17

1. 概要

1.1. 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。

⑴１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

⑵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

⑶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

⑷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

⑸その他

a.１次冷却材保有量の調整

低温停止からのプラント起動、全出力運転及びプラント低温停止を含む全通常運転状態に対し、１次冷却材保有量を許容範囲内に保持することができる

b.腐食抑制剤の添加

起動及びその後の運転中の pH 制御、１次冷却材中の酸素除去及び炉心部での水の放射線分解による酸素生成の抑止のために腐食抑制剤の添加を行うことができる

c.封水の供給

１次冷却材ポンプの軸封及び軸受の冷却を行うため、処理した水を連続的に供給できる

化学体積制御系統に期待する設計基準事象は 2.2.1 に示される。

化学体積制御系統は安全重要度上、特に重要度の高い安全機能である「未臨界維持機能」及び「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能」（何れも MS-1）を有するため、多重性を持たせた設計としている。

具体的には、化学体積制御系統は、１次冷却設備にほう酸水を注入するために、動的機器の単一故障を想定して充てんポンプ、ほう酸ポンプ、充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側補給弁（電動弁）は多重性を持たせた設計としている。

また、上記のほう酸水注入に係る設備は、耐震 S クラスで設計される。

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

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(19) 計測制御系統、(25) 非常用電源系統に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1）

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

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

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

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

化学体積制御系統には、以下の安全機能が要求される。[1]

○　原子炉冷却材圧力バウンダリ機能
○　未臨界維持機能
○　原子炉冷却材を内蔵する機能[2]
○　異常状態の緩和機能
○　その他の設計要件

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

１）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

化学体積制御系統は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能を有しなければならない。

２）未臨界維持機能

化学体積制御系統は、反応度制御のため原子炉冷却材中のほう素濃度を調整し、未臨界を維持する機能を有しなければならない。

３）原子炉冷却材を内蔵する機能

化学体積制御系統は、原子炉冷却材を内蔵する機能を有しなければならない。

４）異常状態の緩和機能

化学体積制御系統は、ほう酸水又は純水の流量が設定流量から外れた場合は、１次冷却系への補給を停止する異常状態の緩和機能を有しなければならない。

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、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。

---

[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、「(22) 原子炉格納施設」にて記載される。

[2] ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。

5-1）誤作動時の希釈流量

原子炉冷却材中のほう素の過度な希釈を防止するために、化学体積制御系統が誤動作した場合の希釈流量は制限されなければならない。この制限を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）最大希釈流量

化学体積制御系統の最大希釈流量は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。また、安全解析における化学体積制御系統の動作の想定を表 2.2.1-2 に示す。

5-2）原子炉冷却材の補給流量

原子炉冷却材の小規模な漏えいが生じた場合、加圧器水位の低下による充てんポンプの補給水量の自動増加により、加圧器の水位が定常時より下がることを防止する。漏えいの規模が大きい場合は、原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。原子炉冷却材の補給量が安全解析の想定より過大である場合には、原子炉が自動停止するタイミングが遅くなることで漏えい量が増加する恐れがあるため、補給流量は制限されなければならない。この制限を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）最大補給流量

化学体積制御系統の最大補給流量は、表 2.2.1-1 に示す設計事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。また、安全解析における化学体積制御系統の動作の想定を表 2.2.1-2 に示す。

表 2.2.1-1　化学体積制御系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において化学体積制御系統を考慮している設計基準事象 ※1			安全機能				安全評価条件	
			1)	2)	3)	4)	5-1)	5-2)
			原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 ※2	未臨界維持機能	原子炉冷却材を内蔵する機能	異常状態の緩和機能	誤動作時の希釈流量	原子炉冷却材の補給流量
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所						
設計基準事象	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	添付書類十 2.2.4	－	－	－	－	○	－
	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十 3.4.2	－	－	－	－	－	○

※1：本表に掲載のない安全解析事象においても、事象収束後の低温停止移行に際して化学体積制御系統は対処設備として期待される。

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

表 2.2.1-2　安全解析における化学体積制御系統の想定

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
１次系補給水ポンプ 2 台運転時の最大希釈流量	・原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（プラント起動時）（添付書類十　2.2.4）
充てんポンプ 3 台運転時の最大希釈流量	・原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（出力運転時）（添付書類十　2.2.4）
充てんポンプ 1 台運転時の最大補給流量	・蒸気発生器伝熱管破損（添付書類十　3.4.2）

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」を参照すると、化学体積制御系統は、『未臨界維持機能』及び『放射性物質の閉じ込め機能、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ポンプ、ほう酸ポンプ、充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側補給弁（電動弁）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、(1) 耐震～(8) 火山防護に明記される。

1）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

化学体積制御系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す化学体積制御系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書）としている。

2）津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

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

3）外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

A) 竜巻防護

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

i) 化学体積制御系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) これら化学体積制御系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

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

i) 化学体積制御系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) これら化学体積制御系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

C) 外部火災防護

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

i) 化学体積制御系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) 化学体積制御系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4）火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

化学体積制御系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全

機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準が定める火災防護対策を講じた設計としている。

5）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

6）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

7）飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により化学体積制御系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、１次冷却管には、LBB を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、ＴＧカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

8）材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０） 安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。

１１） 耐圧試験等

クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１２） 準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

化学体積制御系統は、設計基準対象施設に該当するため「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3. 設備の仕様及び安全機能

3.1. 系統構成設備

化学体積制御系統を構成する設備の仕様及び安全機能について表 3.1-1 に示す。

以上

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	工認要目表	保安規定
A、B充てんポンプ	容量：45.4 m^3/h 揚程：1,770 m	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	－	－	－
C充てんポンプ	容量：14.3 m^3/h 吐出圧力： 17.4MPa	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ほう酸ポンプ	容量：17m^3/h 揚程：80m	MS-1	DB2 ／ SA2	S	2)　未臨界維持機能	－	－	－
冷却材陽イオン脱塩塔小流量通水ライン流量制御弁	空気作動弁	PS-2	－ ／ －	B	3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
充てんライン流量制御弁	空気作動弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	2)　未臨界維持機能 3)　原子炉冷却材を内蔵する機能 5)　その他の設計要件 5-1)　誤動作時の希釈流量 A)　最大希釈流量 5-2)　原子炉冷却材の補給流量 A)　最大補給流量	－	－	－
封水注入ライン流量制御弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ －	S	3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
原子炉補給水補給ライン流量制御弁	空気作動弁	MS-2	－ ／ －	C	4)　異常状態の緩和機能 5)　その他の設計要件 5-1)　誤動作時の希釈流量 A)　最大希釈流量	－	－	－
余熱除去抽出ライン流量調節弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ －	B	3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
余剰抽出ライン流量調節弁	空気作動弁	PS-2	－ ／ －	B	3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
抽出ライン体積制御タンク入口切替弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ －	B	3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
体積制御タンク出口第１止め弁	電動弁	PS-2	DB2 ／ －	B	3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
体積制御タンク出口第２止め弁	電動弁	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。

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	工認要目表	保安規定
充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側補給弁Ａ、Ｂ	電動弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	2)　未臨界維持機能	－	－	－
抽出ライン第１止め弁	空気作動弁	PS-1 PS-2	DB1 ／ －	S	1)　原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
抽出ライン第２止め弁	空気作動弁	PS-1 PS-2	DB1 ／ －	S	1)　原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
抽出ライン圧力制御弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ －	B	3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
抽出ライン冷却材脱塩塔入口切替弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ －	B	3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
Ａ、Ｂ、Ｃ抽出オリフィス出口格納容器第１隔離弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ －	S	3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
抽出ライン格納容器第２隔離弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ －	S	3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
冷却材脱塩塔入口フィルタ入口逆止弁	逆止弁	PS-2	－ ／ －	B	3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
抽出ライン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	－	－	－
冷却材混床式・陽イオン脱塩塔出口逆止弁	逆止弁	PS-2	DB2 ／ －	B	3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
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充てんポンプミニマムフローライン逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ －	S	2)　未臨界維持機能 3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
Ａ、Ｂ充てんポンプ出口逆止弁	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	－	－	－
充てんライン流量制御弁前止め弁	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	－	－	－

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

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
充てんライン止め弁	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	－	－	－
充てんライン格納容器隔離弁	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	－	－	－
充てんライン格納容器隔離逆止弁	逆止弁	MS-1 PS-2	DB2 ／ SA2	S	2)　未臨界維持機能 3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
Ｂループ充てんライン止め弁	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	－	－	－
Ｂループ充てんライン第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	－	－	－
Ｂループ充てんライン第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	－	－	－
Ｂループ充てんライン止め弁バイパス逆止弁	逆止弁	PS-2	DB2 ／ －	S	3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
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ライン逆止弁	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	－	－	－
１次冷却材ポンプ封水注入ライン流量制御弁前止め弁	空気作動弁	PS-2	DB2 ／ －	S	3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
１次冷却材ポンプ封水注入ライン流量制御弁後逆止弁	逆止弁	PS-2	DB2 ／ －	S	3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
Ａ、Ｂ、Ｃ、Ｄ－１次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁	電動弁	PS-2	DB2 ／ －	S	3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
Ａ、Ｂ、Ｃ、Ｄ－１次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離逆止弁	逆止弁	PS-2	DB2 ／ －	S	3)　原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－

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

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
A、B、C、D－1次冷却材ポンプ封水注入ライン第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	－	－	－
A、B、C、D－1次冷却材ポンプ封水注入ライン第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、D－1次冷却材ポンプ封水戻りライン止め弁	空気作動弁	PS-2	－ ／ －	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
余剰抽出ライン第1止め弁	空気作動弁	PS-1 PS-2	DB1 ／ －	S	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
余剰抽出ライン第2止め弁	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	－	－	－
余剰抽出ライン切替弁	空気作動弁	PS-2	－ ／ －	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
余剰抽出ライン切替弁出口ＲＣＰ封水戻りライン逆止弁	逆止弁	PS-2	－ ／ －	B	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
1次冷却材ポンプ封水戻りライン格納容器第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	－	－	－
1次冷却材ポンプ封水戻りライン格納容器隔離逆止弁	逆止弁	PS-2	DB2 ／ －	S	3) 原子炉冷却材を内蔵する機能	－	－	－
1次冷却材ポンプ封水戻りライン格納容器第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ほう酸ポンプミニマムフローライン逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 ／ －	S	2) 未臨界維持機能	－	－	－
A、Bほう酸ポンプ出口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	2) 未臨界維持機能	－	－	－
緊急ほう酸注入ライン補給弁	電動弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	2) 未臨界維持機能	－	－	－
緊急ほう酸注入ライン逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	2) 未臨界維持機能	－	－	－
充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側補給逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 ／ SA2	S	2) 未臨界維持機能	－	－	－

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

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
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	—	—	—
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。

(15) 主蒸気及び主給水系統

目次

1. 概要 ..... 1.3-(15)-3
1.1. 系統の概要 ..... 1.3-(15)-3
2. 設計要件 ..... 1.3-(15)-4
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等 ..... 1.3-(15)-4
2.2. 系統の設計要件 ..... 1.3-(15)-5
2.2.1. 安全機能に関する設計要件 ..... 1.3-(15)-6
2.2.2. 信頼性に関する設計要件 ..... 1.3-(15)-10
3. 設備の仕様及び安全機能 ..... 1.3-(15)-16
3.1. 系統構成設備 ..... 1.3-(15)-16

1. 概要

1.1. 系統の概要

主蒸気系統は、蒸気発生器からタービン発電機までの主蒸気配管とそれに設置されている主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気隔離弁、主蒸気逆止弁等で構成され、主給水系は、蒸気発生器への主給水配管と、それに設置されている主給水制御弁、主給水バイパス制御弁、蒸気発生器水張り水位制御弁、主給水隔離弁等で構成されている。設計基準事故である、主給水流量喪失、主給水管破断時等、通常の給水機能及び除熱機能が喪失した場合でも、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他残留熱を除去すべく、主給水隔離弁及び主給水配管が補助給水の流路となり、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び主蒸気隔離弁によって蒸気を大気に放出することで１次冷却系を冷却する機能を有する系統である。

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

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

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(19) 計測制御系統、(25) 非常用電源系統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、「(22) 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、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、本設計要件は安全性を担保するための確認項目として必須ではない。

B）高温停止状態時における主蒸気系統弁誤開時の最大蒸気流量

高温停止状態時において、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁のうち1弁が誤開した場合の最大蒸気流量は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

3－2）主給水制御弁誤開時の主給水流量

主給水系統は、主給水制御弁が誤開した場合に、過度な冷却が生じないよう弁容量を制限しなければならない。したがって、主給水制御弁は、主給水制御弁の誤開を考慮した安全解析での想定を超えないために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A）主給水制御弁誤開時の最大主給水流量

主給水制御弁誤開時の最大主給水流量は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。しかしながら、主給水制御弁の容量に関わらず誤開を想定したとしても、設備上安全解析で想定する最大主給水流量は流れ得ない。したがって、主給水制御弁誤開時の最大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)
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所	原子炉停止後の除熱機能※２	異常状態の緩和機能※３	主蒸気系統弁誤開時の蒸気流量	主給水制御弁誤開時の主給水流量	蒸気発生器伝熱管破損時の系外蒸気放出流量
設計基準事象	原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き	添付書類十　2.2.1	○	－	－	－	－
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	添付書類十　2.2.2	○	－	－	－	－
	主給水流量喪失	添付書類十　2.3.4	○	－	－	－	－
	蒸気負荷の異常な増加	添付書類十　2.3.5	－	－	○	－	－
	２次冷却系の異常な減圧	添付書類十　2.3.6	－	－	○	－	－
	蒸気発生器への過剰給水	添付書類十　2.3.7	－	－	－	○	－
	負荷の喪失	添付書類十　2.4.1	○	－	－	－	－
	原子炉冷却材系の異常な減圧	添付書類十　2.4.2	○	－	－	－	－
	主給水管破断	添付書類十　3.2.4	○	－	－	－	－
	主蒸気管破断	添付書類十　3.2.5	○	○	－	－	－
	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十　3.4.2	○	－	－	－	○

※１：本表に掲載のない事象においても、安全機能に関わらず主蒸気及び主給水系統は解析評価で考慮されている。

※２：本表に掲載のない事象においても、原子炉停止後の除熱に際して主蒸気系統は期待される。

※３：本表で「○」のついた事象以外でも解析評価において主給水ラインの隔離は想定されているが、評価結果を厳しくする観点から隔離に要する時間を無視している事象については当該安全機能の対象外として扱っている。

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」を参照すると、主蒸気及び主給水系統は『原子炉停止後の除熱機能』及び『放射性物質の閉じ込め機能』を有する MS-1 に分類され、設置許可基準規則による「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（第十二条 2 項）及び「重要安全施設」（第十二条 6 項）に分類される。

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

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

上記要求を踏まえ、主蒸気及び主給水系統を構成する機器は単一故障を仮定しても安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている。

また、主蒸気及び主系統は、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている。

この設計構成を維持することが、多重性／多様性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1 で抽出される設置許可基準規則の要求のうち、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、(1) 耐震～(8) 火山防護に明記される。

1）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す主蒸気及び主給水系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書）としている。

2）津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

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

3）外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

A) 竜巻防護

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

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

ii) これら主蒸気及び主給水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

iii) 主蒸気及び主給水系統の防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある屋外の施設は、防護対象施設の安全機能を損なうことが無いことを確認している。

B) 火山防護

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

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

ii) これら主蒸気及び主給水系統の防護対象施設のうち屋内の施設は、これらを内包する建屋により想定される火山事象から防護する設計としている。屋外の施設は、想定される火山事象により安全機能を損なうことのない設計としている。なお、配管については、積灰しない構造として取り扱う。

屋外に開口し降下火砕物を含む空気の流路となる防護対象施設を選定し、降下火砕物に対して、主蒸気及び主給水系統の火山防護に関する安全機能が維持できることを確認している。

C) 外部火災防護

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

i) 主蒸気及び主給水系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) 主蒸気及び主給水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。外部火災による二次的影響（ばい煙）については、適切な防護対策を講じることで防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

4）火災による損傷の防止（内部火災防護）

① 設置許可基準規則に基づく要求

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

② 設計方針

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

5）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

6）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故に想定さ

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

7）飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

② 設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により主蒸気及び主給水系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、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、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。系統の多重性、配置等の関連により評価対象外となる。

8）材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０）安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。

１１）耐圧試験等

クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１２）準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

主蒸気及び主給水系統は、設計基準対象施設に該当するため「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3. 設備の仕様及び安全機能

3.1. 系統構成設備

主蒸気及び主給水系統を構成する設備の仕様及び安全機能について表 3.1-1 に示す。

以上

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	工認要目表	保安規定
A、B、C、D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 3）その他の設計要件 3-1）主蒸気系統弁誤開時の最大蒸気流量 B）高温零出力状態時における主蒸気系統弁誤開時の最大蒸気流量	容量：約 180t/h （1個当たり）	参考資料－2に示す。	参考資料－3に示す。
A、B、C、D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	－	－	－
A、B、C、D－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 360 t/h/個	参考資料－2に示す。	参考資料－3に示す。
A、B、C、D－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 360 t/h/個	参考資料－2に示す。	参考資料－3に示す。
A、B、C、D－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 360 t/h/個	参考資料－2に示す。	参考資料－3に示す。
A、B、C、D－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 360 t/h/個	参考資料－2に示す。	参考資料－3に示す。
A、B、C、D－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 360 t/h/個	参考資料－2に示す。	参考資料－3に示す。
A、B、C、D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	－	－	－
A、B、C、D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	－	－	－

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

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
A、B、C、D、E、F、G、H、J、K、L、M、N、P、Q タービンバイパス弁	空気作動弁	PS-3 (注2) 安全重要度分類上クラス3に分類されているが、安全解析の初期条件を保証する上で重要な機能として記載。	－ ／ －	C	3）その他の設計要件 3-1）主蒸気系統弁誤開時の最大蒸気流量 B）高温零出力状態時における主蒸気系統弁誤開時の最大蒸気流量	容量：約 260 t/h/個	－	－
A、B、C、D主蒸気逆止弁	逆止弁	MS-2	－ ／ －	C	2）異常状態の緩和機能	－	－	－
タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気B（D）主蒸気供給ライン止め弁	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	－	－	－
タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気B（D）主蒸気供給ライン逆止弁	逆止弁	MS-1	－ ／ SA2	S	1）原子炉停止後の除熱機能	－	－	－
主蒸気系統 配管・継手（CVバウンダリ内） B-001 主蒸気・主給水系統（主蒸気管系統） B. 原子炉停止後の除熱機能（MS-1）	－	MS-1	DB2 ／ SA2 (一部SAクラス対象外)	S	1）原子炉停止後の除熱機能	－	－	－
A、B、C、D主給水隔離弁	電動弁	MS-1 MS-2	DB2 ／ －	S	1）原子炉停止後の除熱機能 2）異常状態の緩和機能	－	－	－
A、B、C、D主給水制御弁	空気作動弁	MS-2	－ ／ －	C	2）異常状態の緩和機能 A）主給水ラインの最大隔離時間	－	－	－
A、B、C、D主給水バイパス制御弁	空気作動弁	MS-2	－ ／ －	C	2）異常状態の緩和機能 A）主給水ラインの最大隔離時間	－	－	－
A、B、C、D蒸気発生器水張り水位制御弁	空気作動弁	MS-2	－ ／ －	C	2）異常状態の緩和機能	－	－	－
主給水系統 配管・継手（CVバウンダリ内） B-003 主蒸気・主給水系統（主給水管系統） B-003 B. 原子炉停止後の除熱機能（MS-1）	－	MS-1	DB2 ／ SA2 (一部SAクラス対象外)	S	(18)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	－	－	－

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。

(16) 原子炉補機冷却水系統

目次

1. 概要 ..... 1.3-(16)-3
1.1. 系統の概要 ..... 1.3-(16)-3
2. 設計要件 ..... 1.3-(16)-4
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等 ..... 1.3-(16)-4
2.2. 系統の設計要件 ..... 1.3-(16)-5
2.2.1. 安全機能要求に関する設計要件 ..... 1.3-(16)-6
2.2.2. 信頼性に関する設計要件 ..... 1.3-(16)-8
3. 設備の仕様及び安全機能 ..... 1.3-(16)-14
3.1. 系統構成設備 ..... 1.3-(16)-14

1. 概要

1.1. 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表 2.2.1-1 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。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。

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

原子炉補機冷却水系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

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

[技術基準規則]

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

2.2. 系統の設計要件

2.1 で示した原子炉補機冷却水系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに原子炉補機冷却水系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十三条については、原子炉補機冷却水系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は(19) 計測制御系統、(25) 非常用電源系統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. 安全機能要求に関する設計要件

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、表 2.2.1-1 に示す原子炉補機冷却水系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

1）安全上特に重要な関連機能

原子炉補機冷却水系統は、炉心冷却機能や原子炉停止後の除熱機能等の達成に必要な冷却水を補機に供給できなければならない。設計基準事象の再循環モードにおいて原子炉補機冷却水系統は対処設備として期待され、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の評価における想定の範囲であることが設計要件となる。

A）原子炉補機冷却水冷却器の冷却性能

原子炉補機冷却水冷却器は、再循環モード時の冷却能力として、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価において使用されている冷却性能を確保することが設計要件となる。

B）原子炉補機冷却水ポンプの供給流量

原子炉補機冷却水ポンプは、再循環モード時に原子炉補機冷却水冷却器を通して補機冷却水を循環し、原子炉補機を冷却するため、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価において使用されている供給流量を確保することが設計要件となる。このとき、安全評価にて使用している各補機への補機冷却水供給流量は、各補機への設計流量に基づいて設定している。従って、安全評価の観点では各補機へ設計流量を通水できることが必要であり、安全性を担保するための確認項目としては各補機へ設計流量を通水できることとなる。

2）事故時のプラント状態の把握機能（直接関連系）

事故時において 1 次冷却材を採取し、放射性物質濃度等を測定・監視する機能の当該系として試料採取系があり、原子炉補機冷却水系統は直接関連系としてそのサンプル冷却の冷却機能を有しなければならない。

---

[1] 原子炉補機冷却水系統は CV バウンダリとしての放射性物質の閉じ込め機能（MS-1）を有するが、CV バウンダリに関しては、「(22) 原子炉格納施設」にて記載される。

表 2.2.1-1　原子炉補機冷却水系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において原子炉補機冷却水系統を考慮している設計基準事象			安全機能	
			1)	2)
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所	安全上特に重要な関連機能 ※1	事故時のプラント状態の把握機能（直接関連系）
設計基準事象	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.4.4	○	－
	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.5.1	○	－

※1：本表に掲載のない安全解析事象においても、炉心冷却や原子炉停止後の除熱等に際して原子炉補機冷却水系統は対処設備として期待される。

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」を参照すると、原子炉補機冷却水系統は、『安全上特に重要な関連機能』、『放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能』を有するMS-1、『事故時のプラント状態の把握機能』を有するMS-2に分類され、設置許可基準規則による「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（第十二条2項）及び「重要安全施設」（第十二条6項）に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条2項に従い、原子炉補機冷却水系統の内、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、最も厳しい単一故障を想定しても系統機能を満足する設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条6項に従い、原子炉補機冷却水系統の内、重要安全施設に該当する範囲は原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としなければならない。

上記要求を踏まえ、原子炉補機冷却水系統は2トレン構成としており、各トレンに原子炉補機冷却水ポンプを2台、原子炉補機冷却水冷却器を1基ずつ設置している。原子炉補機冷却水ポンプは、各トレンで独立のディーゼル発電機に接続し、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている。また、原子炉補機冷却水系統の内、重要安全施設に該当する範囲は原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている。

この設計構成を維持することが、多重性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1で抽出される設置許可基準規則の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、(1) 耐震～(8) 火山防護に明記される。

1）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す原子炉補機冷却水系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書）としている。

2）津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

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

3）外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

A) 竜巻防護

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

i) 原子炉補機冷却水系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) これら原子炉補機冷却水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

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

i) 原子炉補機冷却水系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) これら原子炉補機冷却水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

C) 外部火災防護

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

i) 原子炉補機冷却水系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

ii) 原子炉補機冷却水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4）火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

5）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

6）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

7）飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により原子炉補機冷却水系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、１次冷却材管には、LBB を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、ＴＧカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

8）材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０） 安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。

１１） 耐圧試験等

クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１２） 準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

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

3. 設備の仕様及び安全機能

3.1. 系統構成設備

原子炉補機冷却水系統を構成する設備の仕様及び安全機能について表 3.1-1 に示す。

以上

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	工認要目表	保安規定
A、B、C、D原子炉補機冷却水ポンプ	容量： 1,700m^3/h 揚程：55m 出力：340kW/個	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	容量： 約1,700 m^3/h（1台当たり） 揚程：約55 m	参考資料－２に示す。	－
A、B原子炉補機冷却水冷却器	容量(設計熱交換量)：1.92×10^4 kW 伝熱面積： 2,610m^2	MS-1	DB3 ／ SA2	S	1）安全上特に重要な関連機能 A）原子炉補機冷却水冷却器の冷却性能	伝熱容量：約19.2 MW（1基当たり）	参考資料－２に示す。	－
A・C、B・C 原子炉補機冷却水戻り母管連絡弁	電動弁	MS-1	DB3 ／ －	S	1）安全上特に重要な関連機能 B）原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	－	－	－
A、B、C、D原子炉補機冷却水ポンプ出口逆止弁	逆止弁	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	－	－	－
A・C、B・C 原子炉補機冷却水供給母管連絡弁	電動弁	MS-1	DB3 ／ －	S	1）安全上特に重要な関連機能 B）原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	－	－	－
A、B、C、D原子炉補機冷却水ポンプ電動機冷却水出口弁	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	－	－	－
A、B余熱除去冷却器冷却水絞り弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ －	S	1）安全上特に重要な関連機能 B）原子炉補記冷却水ポンプの供給流量	－	－	－
A、B余熱除去冷却器冷却水止め弁	電動弁	MS-1	DB3 ／ －	S	1）安全上特に重要な関連機能 B）原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	－	－	－
A、B高圧注入ポンプ電動機冷却水出口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ －（118A） SA2（118B）	S	1）安全上特に重要な関連機能 B）原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	－	－	－
A、B高圧注入ポンプ冷却水出口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ －（119A） SA2（119B）	S	1）安全上特に重要な関連機能 B）原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	－	－	－
A、B高圧注入ポンプ油冷却器冷却水出口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ －（120A） SA2（120B）	S	1）安全上特に重要な関連機能 B）原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	－	－	－
A、B余熱除去ポンプ電動機冷却水出口弁	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	－	－	－

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則第十七条及び第五十五条が定める材料及び構造、第十八条及び第五十六条が定める使用中の亀裂等による破壊の防止、第二十一条及び第五十八条が定める耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能

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
A、B余熱除去ポンプ冷却水出口弁	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	－	－	－
A、B使用済燃料ピット冷却器冷却水絞り弁	流量調整弁 （手動弁）	PS-3	－ ／ －	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。	－	－	－
A、B格納容器スプレイ冷却器冷却水絞り弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ －	S	1）安全上特に重要な関連機能 B）原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	－	－	－
A、B格納容器スプレイ冷却器冷却水止め弁	電動弁	MS-1	DB3 ／ －	S	1）安全上特に重要な関連機能 B）原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	－	－	－
A、B格納容器スプレイポンプ電動機冷却水出口弁	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	－	－	－
A、B格納容器スプレイポンプ冷却水出口弁	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	－	－	－
A、B充てんポンプ油冷却器冷却水入口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ －（224A） SA2（224B）	S	1）安全上特に重要な関連機能 B）原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	－	－	－
A、B充てんポンプ封水冷却器冷却水入口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ －（226A） SA2（226B）	S	1）安全上特に重要な関連機能 B）原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	－	－	－
A、B充てんポンプ電動機冷却水入口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ －（231A） SA2（231B）	S	1）安全上特に重要な関連機能 B）原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	－	－	－
C充てんポンプパッキン箱ジャケット冷却水入口弁	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	－	－	－
C充てんポンプモータクーラ冷却水入口弁	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	－	－	－
C充てんポンプクランクケース，オイルクーラ冷却水入口弁	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	－	－	－
C充てんポンプ減速機，オイルクーラ冷却水入口弁	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	－	－	－

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則第十七条及び第五十五条が定める材料及び構造、第十八条及び第五十六条が定める使用中の亀裂等による破壊の防止、第二十一条及び第五十八条が定める耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能

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
C充てんポンプＡＳカップリングクーラ冷却水入口弁	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	－	－	－
A、B試料冷却器冷却水出口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-2	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 2）事故時のプラント状態の把握機能（直接関連系）	－	－	－
1次冷却材ポンプ冷却水供給ライン止め弁	電動弁	MS-1	－ ／ －	C	1）安全上特に重要な関連機能 B）原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	－	－	－
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	容量：約8 m^3 通常水容量：約4 m^3	参考資料－２に示す。	－
配管・継手	－	MS-1 MS-2	DB3 (一部 －) ／ SA2 (一部－)	S	1）安全上特に重要な関連機能 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。

(17) 原子炉補機冷却海水系統

目次

1. 概要 ..... 1.3-(17)-3
1.1. 系統の概要 ..... 1.3-(17)-3
2. 設計要件 ..... 1.3-(17)-4
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等 ..... 1.3-(17)-4
2.2. 系統の設計要件 ..... 1.3-(17)-5
2.2.1. 安全機能に関する設計要件 ..... 1.3-(17)-6
2.2.2. 信頼性に関する設計要件 ..... 1.3-(17)-8
3. 設備の仕様及び安全機能 ..... 1.3-(17)-14
3.1. 系統構成設備 ..... 1.3-(17)-14

1. 概要

1.1. 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象は表 2.2.1-1 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、海水ピットに設置された 3 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。

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

原子炉補機冷却海水系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条　定義
- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十二条　安全施設
- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第二十二条　最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備
- 第二十三条　計測制御系統施設
- 第二十四条　安全保護回路
- 第三十三条　保安電源設備

[技術基準規則]

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

2.2. 系統の設計要件

2.1 で示した原子炉補機冷却海水系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに原子炉補機冷却海水系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十三条については、原子炉補機冷却海水系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は(19) 計測制御系統、(25) 非常用電源系統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、海水ピットに設置された 3 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、(1) 耐震～(8) 火山防護に明記される。

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。

③ 設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す原子炉補機冷却海水系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書）としている。

2）津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

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

3）外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

A) 竜巻防護

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

i) 原子炉補機冷却海水系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) これら原子炉補機冷却海水系統の防護対象施設のうち、屋内の施設は、これらを内包する建屋により防護する設計としている。屋外の施設は、竜巻飛来物防護対策設備により防護する設計としている。

B) 火山防護

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

i) 原子炉補機冷却海水系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) これら原子炉補機冷却海水系統の防護対象施設のうち、屋内の施設は、これらを内包する建屋により防護する設計としている。屋外の施設は、想定される火山事象により安全機能を損なうことのない設計としている。なお、配管については、積灰しない構造として取り扱う。

C) 外部火災防護

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

i) 原子炉補機冷却海水系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

ii) 原子炉補機冷却海水系統の防護対象施設のうち、屋内の施設は、これらを内包する建屋により防護する設計としている。屋外の施設は、想定される外部火災により安全機能を損なうことのない設計としている。外部火災による二次的影響（ばい煙）については、適切な防護対策を講じることで防護対象施設の安全機能を損なわない設計としている。

4）火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

5）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

6）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与

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

7）飛散物による損傷の防止

① 設置許可基準規則に基づく要求

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

② 設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により原子炉補機冷却海水系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、１次冷却材管には、LBB を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、ＴＧカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

8）材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０） 安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。

１１） 耐圧試験等

クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１２） 準用

① 原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

原子炉補機冷却海水系統は、設計基準対処施設に該当するため「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3. 設備の仕様及び安全機能

3.1. 系統構成設備

原子炉補機冷却海水系統を構成する設備の仕様及び安全機能について表 3.1-1 に示す。

以上

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	工認要目表	保安規定
A、B、C海水ポンプ	容量： 5,300m^3/h 揚程： 48m 出力： 980kW/個	MS-1	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	容量： 約5,300 m^3/h （1台当たり） 揚程： 約48 m	参考資料－２に示す。	－
A、B、C海水ポンプ出口逆止弁	逆止弁	MS-1	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	－	－	－
A・B海水供給母管A（B）連絡弁	電動弁	MS-1	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	－	－	－
A、Bディーゼル発電機海水入口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ －	S	1)　安全上特に重要な関連機能 A) 海水ポンプの供給流量	－	－	－
A、Bディーゼル発電機海水出口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-3	DB3 ／ －	S	安全上特に重要な関連機能（間接関連系） 安全解析使用値を満足するためには、事故時のラインナップにおいて所定の（設計流量）流量を確保する必要がある。本弁は重要度分類クラス1、2ではないが分配試験結果での弁開度管理が必要であるためリストに挙げている。	－	－	－
A、B、C、D空調用冷凍機海水第２入口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ －	S	1)　安全上特に重要な関連機能 A) 海水ポンプの供給流量	－	－	－
A、B、C、D空調用冷凍機海水第１出口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-3	DB3 ／ －	S	安全上特に重要な関連機能（間接関連系） 安全解析使用値を満足するためには、事故時のラインナップにおいて所定の（設計流量）流量を確保する必要がある。本弁は重要度分類クラス1、2ではないが分配試験結果での弁開度管理が必要であるためリストに挙げている。	－	－	－
A・B、C・D空調用冷凍機海水第１入口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ －	S	1)　安全上特に重要な関連機能 A) 海水ポンプの供給流量	－	－	－
A・B、C・D空調用冷凍機海水第２出口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-3	DB3 ／ －	S	安全上特に重要な関連機能（間接関連系） 安全解析使用値を満足するためには、事故時のラインナップにおいて所定の（設計流量）流量を確保する必要がある。本弁は重要度分類クラス1、2ではないが分配試験結果での弁開度管理が必要であるためリストに挙げている。	－	－	－

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則第十七条及び第五十五条が定める材料及び構造、第十八条及び第五十六条が定める使用中の亀裂等による破壊の防止、第二十一条及び第五十八条が定める耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「－」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能

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
A、B原子炉補機冷却水冷却器海水入口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-1	DB3 ／ SA2 (561A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原子炉補機冷却水冷却器海水出口弁	流量調整弁 （手動弁）	MS-3	DB3 ／ SA2 (569Aのみ)	S	安全上特に重要な関連機能（間接関連系） 安全解析使用値を満足するためには、事故時のラインナップにおいて所定の（設計流量）流量を確保する必要がある。本弁は重要度分類クラス1、2ではないが分配試験結果での弁開度管理が必要であるためリストに挙げている。	－	－	－
A、B原子炉補機冷却水冷却器海水止め弁	電動弁	MS-1	DB3 ／ SA2 (570A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	－	－	－
海水ポンプ軸受潤滑水A、B供給ライン逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3 ／ －	S	1)　安全上特に重要な関連機能 A）海水ポンプの供給流量	－	－	－
A、B海水ポンプ軸受潤滑水ストレーナ出口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3 ／ －	S	1)　安全上特に重要な関連機能 A）海水ポンプの供給流量	－	－	－
C海水ポンプ軸受冷却水ストレーナ出口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3 ／ －	S	1)　安全上特に重要な関連機能 A）海水ポンプの供給流量	－	－	－
配管・継手（安全機能に関わる範囲）	－	MS-1	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。

(18) 補助給水系統

目次

1. 概要 ..... 1.3-(18)-3
1.1. 系統の概要 ..... 1.3-(18)-3
2. 設計要件 ..... 1.3-(18)-4
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等 ..... 1.3-(18)-4
2.2. 系統の設計要件 ..... 1.3-(18)-5
2.2.1. 安全機能に関する設計要件 ..... 1.3-(18)-5
2.2.2. 信頼性に関する設計要件 ..... 1.3-(18)-9
3. 設備の仕様及び安全機能 ..... 1.3-(18)-15
3.1. 系統構成設備 ..... 1.3-(18)-15

1. 概要

1.1. 系統の概要

補助給水系統は、補助給水ポンプ、復水ピット、配管、弁等で構成され、設計基準事故である、主給水流量喪失、主給水管破断時等、通常の給水機能が喪失した場合でも、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他残留熱を除去すべく、復水ピットを水源として、主給水隔離弁下流の主給水ラインに接続されている補助給水配管を介して、補助給水ポンプによって蒸気発生器に必要な量を給水する機能を有する系統である。補助給水系統は安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「原子炉停止後の除熱機能（MS-1）」及び「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮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。

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の拡大の防止
- 第十四条　全交流動力電源喪失対策設備
- 第二十一条　残留熱を除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(19) 計測制御系統、(25) 非常用電源系統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　残留熱を除去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

補助給水系統には、以下の安全機能が要求される。[1]

○　原子炉停止後の除熱機能

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

[1]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、「(22) 原子炉格納施設」にて記載される。

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もしなければならない。

最小要求流量は、表2.2.1-2に示す補助給水系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値である。表2.2.1-2に示すように、給水対象となる蒸気発生器と動作を期待している補助給水ポンプ台数は対象事象により異なることから、補助給水流量はこれら所定の組み合わせに対する解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

また、１次系の除熱能力が過大とならないために補助給水流量は、表2.2.1-3に示す補助給水系統による流量を過大とした条件で評価している設計基準事象で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

B) 蒸気発生器への補助給水供給水温

補助給水系統からの供給水の水温は、補助給水系統を考慮する設計基準事象の安全評価において１次系の除熱能力を小さくする目的で高めの供給水温を基本的に使用している。（ただし、１次系の除熱能力が小さい方が解析結果を楽にする過冷却事象に対する安全解析では、１次系の除熱能力を小さくしないよう、供給水温には標準的な値を使用している。）

しかしながら、供給水温の違いによる比エンタルピ差は蒸発潜熱に対して十分小さく、１次系の除熱は蒸気発生器での蒸発潜熱が支配的であることから、供給水温の安全上の影響は小さい。このことから、補助給水供給水温は設計要件ではあるが、安全性を担保するための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

[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。

り、この解析での想定時間内に補助給水を供給開始できるようにすることが安全性を担保するための設計要件となる。

また、安全評価においてはB項にある水温の補助給水が蒸気発生器に供給されるまでの輸送遅れを系統内体積として考慮しており、系統内体積はこの解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

D) 補助給水系統に対する必要最小保有水量

設計基準対象施設として使用する復水ピットの容量は、次の2点を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

- 主給水管破断時において、補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水機能が要求される原子炉停止後から余熱除去設備による冷却を開始するまでの期間、1次冷却系の熱量を除去するために必要な水量。
- 主給水管破断時において、すべての補助給水ポンプ（電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台）が起動した状態で、運転員が異常を検知してから破断側蒸気発生器への補助給水を停止するまでの10分間に破断口から流出する水量を確保した水量。

E) 補助給水の隔離機能

補助給水系統の機能を期待する設計基準事象のうち2次系配管破断や蒸気発生器伝熱管破損時においては、健全な蒸気発生器に給水を継続しつつ、所定の時間内に破損した蒸気発生器への給水を運転員が停止する操作を行うことを想定していることから、補助給水系統は、解析で想定している所定の時間内に破損した蒸気発生器への給水を停止できる隔離機能を有することが安全性を担保するための設計要件となる。

F) 補助給水の流量調整機能

補助給水によって1次系を除熱している間、蒸気発生器の満水を防止すべく、補助給水系統は蒸気発生器水位を所定の水位に維持するための給水流量の調整機能を有することが安全性を担保するための設計要件となる。

なお、本機能は設計基準事象の解析では直接取り扱わないものの、事故収束後の高温停止維持及び低温停止移行に際して期待される。

表 2.2.1-1　補助給水系統に係る安全解析事象と安全機能の関係※1

解析において補助給水系統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	原子炉停止後の除熱をする機能
設計基準事象	主給水流量喪失	添付書類十　2.3.4	○
	２次冷却系の異常な減圧	添付書類十　2.3.6	（※1）
	原子炉冷却材喪失	添付書類十　3.2.1	○
	主給水管破断	添付書類十　3.2.4	○
	主蒸気管破断	添付書類十　3.2.5	（※1）
	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十　3.4.2	○

※1：当該事象に対して補助給水系統の動作は結果を厳しくする方向に働くものであり、「原子炉停止後の除熱をする機能」としては期待していないが、安全解析上は動作することを想定している。

表 2.2.1-2　安全解析で想定している補助給水の給水対象とポンプ台数

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
4基の蒸気発生器へ電動補助給水ポンプ１台で給水	・　主給水流量喪失（添付書類十　2.3.4） ・　原子炉冷却材喪失（添付書類十　3.2.1）
3基の蒸気発生器へ電動補助給水ポンプ２台で給水	・　主給水管破断（添付書類十　3.2.4） ・　蒸気発生器伝熱管破損（添付書類十　3.4.2）

表 2.2.1-3　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	・　２次冷却系の異常な減圧（添付書類十　2.3.6） ・　主蒸気管破断（添付書類十　3.2.5）

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」を参照すると、補助給水系統は『原子炉停止後の除熱機能』及び『放射性物質の閉じ込め機能』を有する MS-1 に分類され、設置許可基準規則による「重要安全施設」に分類される。

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

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

上記要求を踏まえ、補助給水系統については、2 台の電動補助給水ポンプと 1 台のタービン動補助給水ポンプで構成し、電動補助給水ポンプは、それぞれ独立のディーゼル発電機に接続し、またタービン動補助給水ポンプは、4 基の蒸気発生器のうち 2 基の蒸気ラインから取出した駆動蒸気を駆動源としており、主給水管破断時等に際し、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性又は多様性及び独立性を有する設計としている。また、補助給水系統は、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている。

この設計構成を維持することが、多重性／多様性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1 で抽出される設置許可基準規則の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1 以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、(1) 耐震～(8) 火山防護に明記される。

1）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

補助給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す補助給水系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書）としている。

2）津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

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

3）外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

補助給水系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条に従い、想定される自然現象（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は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

iii) 補助給水系統の防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある屋外の施設は、防護対象施設の安全機能を損なうことが無いことを確認している。

B) 火山防護

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

i) 補助給水系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1 に属する施設が該当する。

ii) これら補助給水系統の防護対象施設のうち屋内の施設は、これらを内包する建屋により想定される火山事象から防護する設計としている。屋外の施設は、想定される火山事象により安全機能を損なうことのない設計としている。なお、配管については、積灰しない構造として取り扱う。

屋外に開口し降下火砕物を含む空気の流路となる防護対象施設を選定し、降下火砕物に対して、補助給水系統の火山防護に関する安全機能が維持できることを確認している。

C) 外部火災防護

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

i) 補助給水系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1 に属する施設が該当する。

ii) 補助給水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4）火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

5）溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

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

6）耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与

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

7）飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じる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っては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１１）　準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

補助給水系統は、設計基準対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

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。

以上

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	工認要目表	保安規定
タービン動補助給水ポンプ	容量： 250m^3/h 揚程： 950m	MS-1	－／SA2	S	1）原子炉停止後の除熱をする機能 A）蒸気発生器への補助給水供給 C）蒸気発生器への補助給水供給開始時間	容量：約250 m^3/h 揚程：約950 m	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
A、B電動補助給水ポンプ	容量： 140m^3/h 揚程： 950m	MS-1	－／SA2	S	1）原子炉停止後の除熱をする機能 A）蒸気発生器への補助給水供給 C）蒸気発生器への補助給水供給開始時間	容量： 約140 m^3/h/個 揚程 ：約950 m	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
タービン動補助給水ポンプ起動弁A、B	電動弁	MS-1	－／SA2	S	1）原子炉停止後の除熱をする機能 A）蒸気発生器への補助給水供給 C）蒸気発生器への補助給水供給開始時間 （注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。	－	－	－
A、B、C、D電動補助給水ライン流量調節弁	電動弁	MS-1	－／SA2	S	1）原子炉停止後の除熱をする機能 A）蒸気発生器への補助給水供給 F）補助給水の流量調整機能	－	－	－
A、B、C、Dタービン動補助給水ライン流量調節弁	空気作動弁	MS-1	－／SA2	S	1）原子炉停止後の除熱をする機能 A）蒸気発生器への補助給水供給 F）補助給水の流量調整機能	－	－	－
A、B、C、D補助給水隔離弁	電動弁	MS-1	DB2／SA2	S	1）原子炉停止後の除熱をする機能 A）蒸気発生器への補助給水機能 E）補助給水の隔離機能	－	－	－
A、B電動補助給水ポンプ入口ライン復水ピット側逆止弁	逆止弁	MS-1	－／SA2	S	1）原子炉停止後の除熱をする機能 A）蒸気発生器への補助給水供給	－	－	－
タービン動補助給水ポンプ入口ライン復水ピット側逆止弁	逆止弁	MS-1	－／SA2	S	1）原子炉停止後の除熱をする機能 A）蒸気発生器への補助給水供給	－	－	－
A、B電動補助給水ポンプ出口逆止弁	逆止弁	MS-1	－／SA2	S	1）原子炉停止後の除熱をする機能 A）蒸気発生器への補助給水供給	－	－	－
A、B電動補助給水ポンプフルフローライン逆止弁	逆止弁	MS-1	－／SA2	S	1）原子炉停止後の除熱をする機能 A）蒸気発生器への補助給水供給	－	－	－
タービン動補助給水ポンプミニマムフローライン逆止弁	逆止弁	MS-1	－／SA2	S	1）原子炉停止後の除熱をする機能 A）蒸気発生器への補助給水供給	－	－	－
A、B、C、D電動補助給水ライン流量調節弁出口逆止弁	逆止弁	MS-1	－／SA2	S	1）原子炉停止後の除熱をする機能 A）蒸気発生器への補助給水供給	－	－	－
A、B、C、Dタービン動補助給水ライン流量調節弁出口逆止弁	逆止弁	MS-1	－／SA2	S	1）原子炉停止後の除熱をする機能 A）蒸気発生器への補助給水供給	－	－	－
A、B、C、D補助給水逆止弁	逆止弁	MS-1	－／SA2	S	1）原子炉停止後の除熱をする機能 A）蒸気発生器への補助給水供給	－	－	－

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

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
復水ピット電動補助給水ポンプ側止め弁	電動弁	MS-1	－／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	－	－	－
復水ピットタービン動補助給水ポンプ側止め弁	電動弁	MS-1	－／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	－	－	－
復水ピット	容量： 約1,200m^3	MS-1	－／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 D) 補助給水系統に対する必要最小保有水量	容量：約1,200 m^3	参考資料－２に示す。	参考資料－３に示す。
配管・継手（CVバウンダリ内） B-005 補助給水系統 A. 原子炉停止後の除熱機能（MS-1）1～2/2	－	MS-1	DB2／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 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） B-005 補助給水系統 A. 原子炉停止後の除熱機能（MS-1）1～2/2 C. 事故時のプラント状態の把握機能（PAM）機能（PS-1）	－	MS-1	－／SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱をする機能 C) 蒸気発生器への補助給水供給開始時間	－	－	－

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則第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。

(19) 計測制御系統

目次

1. 概要 ..... 1.3-(19)-3
1.1. 系統の概要 ..... 1.3-(19)-3
1.1.1. 原子炉計装 ..... 1.3-(19)-3
1.1.2. プロセス計装 ..... 1.3-(19)-3
1.1.3. 原子炉保護設備 ..... 1.3-(19)-3
1.1.4. 工学的安全施設作動設備 ..... 1.3-(19)-4
1.1.5. 制御室 ..... 1.3-(19)-4
2. 設計要件 ..... 1.3-(19)-5
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等 ..... 1.3-(19)-5
2.2. 系統の設計要件 ..... 1.3-(19)-6
2.2.1. 安全機能要求に関する設計要件 ..... 1.3-(19)-7
2.2.2. 信頼性に関する設計要件 ..... 1.3-(19)-12
3. 設備の仕様及び安全機能 ..... 1.3-(19)-20
3.1. 計測対象及び関連設備 ..... 1.3-(19)-20

1. 概要

1.1. 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。

本書作成の方針に従い、以下に示す設備は、計測制御系統を構成する設備の中で、安全上重要な設備としているものである。

1.1.1. 原子炉計装

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

・炉外核計装

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

1.1.2. プロセス計装

プラントの適切かつ安全な運転のために１次冷却系をはじめとし、各補助系における必要なプロセス量の測定を行い、その信号の一部は、原子炉保護設備、工学的安全施設作動設備、原子炉制御設備に用いる。プロセス計装設備は、検出器のほかに、演算処理装置を収納する計装盤から構成し、主要なパラメータは、中央制御盤に指示、記録及び警報の発信を行う。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。

1.1.3. 原子炉保護設備

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

原子炉保護設備は、原子炉プラントの種々のパラメータを監視する原子炉計装あるいは、安全保護系のプロセス計装からの信号を受信し、原子炉トリップ信号及びインターロック回路動作信号を発生する4　重トレインの論理回路と原子炉トリップ信号により自動的に開く原子炉トリップ遮断器とで構成する。

1.1.4.　工学的安全施設作動設備

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

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

1.1.5.　制御室

⑴　中央制御室

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

⑵　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も原子炉を安全に停止できるように中央制御室外原子炉停止装置を設ける。

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

計測制御系統は、以下に示す設置許可基準規則に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条　定義
- 第三条　設計基準対象施設の地盤
- 第四条　地震による損傷の防止
- 第五条　津波による損傷の防止
- 第六条　外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条　火災による損傷の防止
- 第九条　溢水による損傷の防止等
- 第十条　誤操作の防止
- 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　残留熱を除去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、及び第五十七条については、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(25) 非常用電源系統に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1 章）

- 第十三条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第十四条　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　残留熱を除去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。要求される安全機能は以下のものであり、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)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）
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）
3)事故時のプラント状態の把握機能（MS-2）
4)未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能（MS-1）
5)安全上特に重要な関連機能を直接作動、制御する機能（MS-1）
6)未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器の状態を監視する機能（MS-2）
7)安全上特に重要な関連機能の状態を監視する機能（MS-2）
8)燃料プール水の補給機能、放射性物質放出の防止機能を直接作動、制御する機能（MS-2）
9)異常状態の緩和機能を直接作動、制御する機能（MS-2）
10)制御室外からの安全停止機能（MS-2）
11)出力上昇の抑制機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能（MS-3）

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

3)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次冷却材高温側温度（広域）
- １次冷却材低温側温度（広域）
- １次冷却材圧力
- ほう酸タンク水位
- 補助給水流量
- 蒸気発生器水位（広域）
- 復水ピット水位
- 燃料取替用水ピット水位
- 原子炉格納容器内温度
- 格納容器再循環サンプ水位（広域）
- 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
- 原子炉補機冷却水サージタンク水位
- 制御用空気圧力
- 高圧注水流量
- 低圧注水流量

2.2.1.3.　原子炉保護装置

1)　工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能（MS-1）

4)　未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能（MS-1）

5)　安全上特に重要な関連機能を直接作動、制御する機能（MS-1）

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

原子炉トリップとそのパラメータを以下の表に示す。

機能	プラント監視パラメータ	安全解析において当該機能が作動している事象
・中性子源領域中性子束高	・中性子源領域中性子束	－
・中間領域中性子束高	・中間領域中性子束	－
・出力領域中性子束高（低設定）	・出力領域中性子束	・原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き ・制御棒飛び出し
・出力領域中性子束高（高設定）	・出力領域中性子束	・出力運転中の制御棒の異常な引き抜き ・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△Ｔ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 ・原子炉冷却材系の異常な減圧 ・蒸気発生器伝熱管破損
・過大出力△Ｔ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	・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
・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次冷却材ポンプ回転数低	・１次冷却材ポンプ回転数	・原子炉冷却材流量の喪失
・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	・蒸気発生器への過剰給水
・蒸気発生器水位低	・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。

a) 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。

b) 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ィルスが動作しない環境となる設計とする。

c) 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、「安全保護系へのディジタル計算機の適用に関する規程（JEAC4620-2008）」及び「ディ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（コンピュータウィ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。

d) 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、電気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）

4) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能（MS-1）

5) 安全上特に重要な関連機能を直接作動、制御する機能（MS-1）

6) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器の状態を監視する機能（MS-2）

7) 安全上特に重要な関連機能の状態を監視する機能（MS-2）

8) 燃料プール水の補給機能、放射性物質放出の防止機能を直接作動、制御する機能（MS-2）

9) 異常状態の緩和機能を直接作動、制御する機能（MS-2）

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

工学的安全施設作動信号とそのパラメータを以下の表に示す。

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

2.2.1.5.　制御室

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

a)　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、各系統の説明書に示す。

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

10)　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、各系統の説明書に示す。

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、保守性を考慮し原則として4チャンネル構成とする[注]。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

注：単一故障、運転中の試験対応は、3チャンネル構成で満足できる。ただし、この場合、試験などにより動作不能とする場合にはトリップモードとする必要がある（トリップは2/3ロジックであるため原子炉自体はトリップしない）。このため、試験時における保守性の向上（人的過誤を含む単一故障による原子炉の誤トリップ防止、試験時におけるトリップパーシャル警報の抑制、など）のため、原則として4チャンネル構成とするもの。

出力領域中性子束は原子炉水平方向の出力分布監視機能を持っており、この機能からも4チャンネル構成が要求される。

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、(1) 耐震～(8) 火山防護に明記される。

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している。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601 に基づく耐震設計としている。3 章に示す計測制御系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書）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 に属する設備とする。

ii) 計測制御系統の防護対象施設は、屋内の防護対象施設に該当し、防護対象施設を内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

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

i) 計測制御系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」が定める重要度分類クラス 1,2 に属する設備とする。

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 に属する設備とする。

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

安全施設及び重大事故等対処設備は、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。

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している。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、荷重のみならず、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、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。

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

計測制御系統は、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. 計測対象及び関連設備

計測制御系統を構成する設備の仕様及び安全機能について表 3.1-1、及び表 3.1-2 に示す。

以上

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能（監視対象）

機器名称	設備仕様等 （計測レンジ）	安全 重要度	機器クラス （DB/SA）	耐震 クラス 注1	安全機能注2	許認可書類における記載事項			他の説明書との関連
						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) ・過大温度△T高原子炉トリップ ・過大出力△T高原子炉トリップ 設定値（表外の設定式1に示す）にて応答時間内に信号発信 応答時間：5.7sec（「計測制御系統の範囲」、以降は「(9) 原子炉及び炉心」に記載）	－	参考資料－2に示す。	－	－
1次冷却材低温側温度（狭域）	270～330℃	MS-1	－	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・過大温度△T高原子炉トリップ ・過大出力△T高原子炉トリップ 設定値（表外の設定式1に示す）にて応答時間内に信号発信 応答時間：5.7sec（「計測制御系統の範囲」、以降は「(9) 原子炉及び炉心」に記載）	－	参考資料－2に示す。	－	－
中性子源領域中性子束	1×10^{0} ～1×10^{6} cps	MS-1 MS-3	－	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.1項)、(2.2.1.3項) ・中性子源領域中性子束高原子炉トリップ 設定値（1×105 cps）にて応答時間内に信号発信 応答時間：0.2sec（「計測制御系統の範囲」、以降は「(9) 原子炉及び炉心」に記載） 2) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(2.2.1.1項) ・中性子源領域原子炉停止時中性子束高警報 設定値（通常時の0.5デカード上）にて警報発信注3)	計測範囲： $1\sim10^{6}$cps	参考資料－2に示す。	－	－
中間領域中性子束	10^{-11} ～5×10^{-3} A	MS-1	－	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.1項)、(2.2.1.3項) ・中間領域中性子束高原子炉トリップ 設定値（25%出力相当電流値）にて応答時間内に信号発信 応答時間：0.2sec（「計測制御系統の範囲」、以降は「(9) 原子炉及び炉心」に記載）	計測範囲 ：$10^{-11}\sim5\times10^{-3}$A	参考資料－2に示す。	－	－
出力領域中性子束	0～120%	MS-1	－	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.1項)、(2.2.1.3項) ・出力領域中性子束高原子炉トリップ 設定値（低設定25%、高設定109%）にて応答時間内に信号発信 応答時間：0.2sec（「計測制御系統の範囲」、以降は「(9) 原子炉及び炉心」に記載） ・出力領域中性子束変化率高（増加率高） 設定値（10%）にて応答時間内に信号発信 応答時間：0.22sec（「計測制御系統の範囲」、以降は「(9) 原子炉及び炉心」に記載） ・出力領域中性子束変化率高（減少率高） 設定値（7%）にて応答時間内に信号発信 応答時間：0.22sec（「計測制御系統の範囲」、以降は「(9) 原子炉及び炉心」に記載）	計測範囲： 0～120%	参考資料－2に示す。	－	－

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能（監視対象）

機器名称	設備仕様等 （計測レンジ）	安全 重要度	機器クラス （DB/SA）	耐震 クラス 注1	安全機能注2	許認可書類における記載事項			他の説明書との関連
						設置許可 添付書類八	工認 要目表	保安規定	
加圧器圧力	11.3～17.2MPa	MS-1	－	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項)、(2.2.1.4項) ・加圧器圧力低原子炉トリップ 設定値（12.87MPa）にて応答時間内に信号発信 応答時間：1.7sec（「計測制御系統の範囲」、以降は「(9) 原子炉及び炉心」に記載） ・加圧器圧力高原子炉トリップ 設定値（16.45MPa）にて応答時間内に信号発信 応答時間：1.7sec（「計測制御系統の範囲」、以降は「(9) 原子炉及び炉心」に記載） ・加圧器圧力低非常用炉心冷却設備作動 設定値（12.17MP）にて応答時間内に信号発信 応答時間：2.0sec（「計測制御系統の範囲」）	－	参考資料－２に示す。	－	－
加圧器水位	0～100%	MS-1 MS-2	－	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・加圧器水位高原子炉トリップ 設定値（92%）にて応答時間内に信号発信 応答時間：1.7sec（「計測制御系統の範囲」、以降は「(9) 原子炉及び炉心」に記載） 3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： 0～100%	参考資料－２に示す。	－	(11) 1次冷却系統
蒸気発生器水位（狭域）	0～100%	MS-1 MS-1 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) ・蒸気発生器水位低原子炉トリップ 設定値（13%）にて応答時間内に信号発信 応答時間：1.7sec（「計測制御系統の範囲」、以降は「(9) 原子炉及び炉心」に記載） ・蒸気発生器水位異常高タービントリップ 設定値（75%）にて応答時間内に信号発信 応答時間：1.7sec（「計測制御系統の範囲」、以降は「(9) 原子炉及び炉心」に記載） 4) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能(2.2.1.4項) 設定値（13%）にてタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ起動） 応答時間：1.7sec（「計測制御系統の範囲」）	計測範囲： 0～100%	参考資料－２に示す。	－	－
主蒸気圧力	0～9.0MPa	MS-1 MS-2	－	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) （主蒸気ライン圧力低非常用炉心冷却設備作動） 設定値（4.14MPa）にて応答時間内に信号発信） 応答時間：2.0sec（「計測制御系統の範囲」） 3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： 0～9.0 MPa[gage]	参考資料－２に示す。	－	(15) 主蒸気及び主給水系統

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能（監視対象）

機器名称	設備仕様等 （計測レンジ）	安全 重要度	機器クラス （DB/SA）	耐震 クラス 注1	安全機能注2	許認可書類における記載事項			他の説明書との関連
						設置許可 添付書類八	工認 要目表	保安規定	
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 設定値（90%定格流量）にて応答時間内に信号発信 応答時間：0.7sec（「計測制御系統の範囲」、以降は「(9) 原子炉及び炉心」に記載）	－	参考資料－２に示す。	－	－
1次冷却材ポンプ回転数	0～1500 rpm	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次冷却材ポンプ回転数低原子炉トリップ 設定値（93%定格回転数）にて応答時間内に信号発信 応答時間：0.3sec（「計測制御系統の範囲」、以降は「(9) 原子炉及び炉心」に記載）	－	－	－	－
非常遮断油圧	6.4MPa以上	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（非常遮断油圧低）による原子炉トリップ 設定値（6.4MPa以上）にて応答時間内に信号発信 応答時間：0.7sec（「計測制御系統の範囲」、以降は「(9) 原子炉及び炉心」に記載）	－	－	－	－
主蒸気止め弁状態	弁閉止状態	MS-1	－	C(S)	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・タービントリップ（主蒸気止め弁閉）による原子炉トリップ 設定（弁閉止状態）にて応答時間内に信号発信 応答時間：0.7sec（「計測制御系統の範囲」、以降は「(9) 原子炉及び炉心」に記載）	－	－	－	－
地震加速度高	440Gal 240Gal→ 160Gal 120Gal→80Gal 以下	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) ・地震加速度高原子炉トリップ（鉛直方向、水平方向） 設定値（水平390Gal、210Gal、鉛直100Gal）にて応答時間内に信号発信 応答時間：0.4sec（「計測制御系統の範囲」、以降は「(9) 原子炉及び炉心」に記載）	－	－	－	－
手動	－	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(2.2.1.3項) ・手動原子炉トリップ 手動スイッチにより応答時間内に信号発信（信号は計測制御系統における演算処理部以降に入力）	－	－	－	－
格納容器圧力（広域）	−50 ～ 450 kPa	MS-1 MS-1 MS-2	－	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.4項) ・格納容器圧力高非常用炉心冷却設備作動 設定値（0.039MPa）にて応答時間内に信号発信 応答時間：2.0sec（「計測制御系統の範囲」） ・格納容器圧力異常高格納容器スプレイ作動 設定値（0.196MPa）にて応答時間内に信号発信） 応答時間：2.0sec（「計測制御系統の範囲」） 3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： -50～450kPa[gage]	参考資料－２に示す。	－	(22) 原子炉格納施設

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能（監視対象）

機器名称	設備仕様等 （計測レンジ）	安全 重要度	機器クラス （DB/SA）	耐震 クラス 注1	安全機能注2	許認可書類における記載事項			他の説明書との関連
						設置許可 添付書類八	工認 要目表	保安規定	
手動	－	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(2.2.1.3項) ・手動非常用炉心冷却設備作動 ・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 手動スイッチにより信号発信	－	－	－	－
1次冷却材高温側温度（広域）	0～400℃	MS-2	－	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： 0～400℃	参考資料－2に示す。	－	(11) 1次冷却系統
1次冷却材低温側温度（広域）	0～400℃	MS-2	－	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： 0～400℃	参考資料－2に示す。	－	(11) 1次冷却系統
1次冷却材圧力	0～20.6 MPa	MS-2	－	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： 0～20.6MPa[gage]	参考資料－2に示す。	－	(11) 1次冷却系統
ほう酸タンク水位	0～100%	MS-2	－	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： 0～100%	参考資料－2に示す。	－	(14) 化学体積制御系統
蒸気発生器補助給水流量	0～210 m^3/h	MS-2	－	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： 0～210m^3/h	参考資料－2に示す。	－	(18) 補助給水系統
蒸気発生器水位（広域）	0～100%	MS-2	－	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： 0～100%	参考資料－2に示す。	－	(15) 主蒸気及び主給水系統
復水ピット水位	0～100%	MS-2	－	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： 0～100%	参考資料－2に示す。	－	(18) 補助給水系統
燃料取替用水ピット水位	0～100%	MS-1 MS-2	－	S	4) 末臨界の維持機能、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) 設定値（12.5%）にて再循環自動切換信号発信（「計測制御系統の範囲」） 3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： 0～100%	参考資料－2に示す。	－	(10) 燃料貯蔵設備及び取扱設備
よう素除去薬品タンク水位	0～100%	MS-1	－	S	4) 末臨界の維持機能、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) 設定値（10%）にて再循環自動切換信号発信（「計測制御系統の範囲」）	－	－	－	－
格納容器内温度	0～220℃	MS-2	－	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： 0～220℃	参考資料－2に示す。	－	(22) 原子炉格納施設
原子炉補機冷却水サージタンク水位	0～100%	MS-2	－	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： 0～100%	参考資料－2に示す。	－	(16) 原子炉補機冷却水系統
制御用空気供給母管圧力	0～1.0MPa	MS-2	－	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	－	－	－	(26) 制御用空気系統
高圧注入流量	0～400 m^3/h	MS-2	－	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： 0～400m^3/h	参考資料－2に示す。	－	(13) 安全注入系統
余熱除去流量	0～1300 m^3/h	MS-2	－	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： 0～1,300m^3/h	参考資料－2に示す。	－	(12) 余熱除去系統

表3.1-1　各設備の仕様及び安全機能（監視対象）

機器名称	設備仕様等 （計測レンジ）	安全 重要度	機器クラス （DB/SA）	耐震 クラス 注1	安全機能注2	許認可書類における記載事項			他の説明書との関連
						設置許可 添付書類八	工認 要目表	保安規定	
AM用格納容器圧力	0～1.5MPa	MS-2	－	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： 0～1.5MPa[gage]	参考資料－２に示す。	－	(22) 原子炉格納施設
格納容器再循環サンプ水位（狭域）	0～100%	MS-2	－	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： 0～100%	参考資料－２に示す。	－	(13) 安全注入系統
格納容器再循環サンプ水位（広域）	0～100%	MS-2	－	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲： 0～100%	参考資料－２に示す。	－	(13) 安全注入系統
アニュラス圧力	－0.5～0kPa	MS-2	－	C	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	－	－	－	(24-1) 換気空調系統(アニュラス空気浄化系)
安全補機室圧力	－0.5～0kPa	MS-2	－	C	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	－	－	－	(24-1) 換気空調系統(アニュラス空気浄化系)
原子炉トリップ遮断器の状態	ON-OFF	MS-2	－	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	－	－	－	(9) 原子炉及び炉心

注1：耐震クラスでは、耐震重要度分類におけるSクラス、Cクラスとした。
注2：応答時間は、以下の範囲による。
　原子炉トリップ：検出器~信号処理を行う盤~原子炉トリップ遮断器盤によるトリップ遮断器開放までの時間（安全評価では、これにトリップ遮断器開放0.15sec及び制御棒の切離し 時間0.15secが加えられる）。
　工学的安全施設作動（補機の自動作動信号含む）：検出器~信号処理を行う盤による機器動作信号出力までの時間
注3：警報発信に対する具体的な数値としての応答時間要求はない。

設定式1：以下の式による。
【過大温度△T高原子炉トリップ】
　Tavg：（1次冷却材高温側温度（狭域）　＋　1次冷却材低温側温度（狭域））／2　[℃]
　Ppzr：加圧器圧力　[MPa]
　△q：（出力領域上部中性子束　－　出力領域上部中性子束）／2　[%]
　設定値　[定格出力%]　＝　112.9　－　3.064×L(t)×（Tavg　－　307.1）　＋　12.47×（Ppzr　－　15.41）　－　f(△q)

　ここで、
　L(t)：（１＋τ1S）／（１＋τ2S）のラプラス演算で表現される関数
　f(△q)：以下の式で表現される。
　f(△q)　＝　50.4　（△q≦－55）
　f(△q)　＝　50.4－1.44（55＋△q）　（－55＜△q＜－20）
　f(△q)　＝　0　（－20≦△q≦9）
　f(△q)　＝　55.4－2.13077（35－△q）　（9＜△q＜35）
　f(△q)　＝　55.4　（△q≧35）

【過大出力△T高原子炉トリップ】
Tavg：（1次冷却材高温側温度（狭域）　＋　1次冷却材低温側温度（狭域））／2　[℃]
△q：（出力領域上部中性子束　－　出力領域上部中性子束）／2　[%]
設定値　[定格出力%]　＝　108.7　－　5.0×L(t)×Tavg　－　0.2322×（Tavg　－　307.1）　－　f(△q)　（Tavg≧307.1のとき）
設定値　[定格出力%]　＝　108.7　－　5.0×L(t)×Tavg　－　f(△q)　（Tavg＜307.1のとき）

ここで、
L(t)：（１＋τS）／（１＋τS）のラプラス演算で表現される関数
f(△q)：以下の式で表現される。
f(△q)　＝　89.6　（△q≦－50）
f(△q)　＝　89.6－2.56（50＋△q）　（－50＜△q＜－15）
f(△q)　＝　0　（－15≦△q≦9）
f(△q)　＝　55.4－2.13077（35－△q）　（9＜△q＜35）
f(△q)　＝　55.4　（△q≧35）

表3.1-2　各設備の仕様及び安全機能（関連設備）

機器名称	設備仕様等	安全 重要度	機器 クラス	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 添付八	工認 要目表	保安規定
原子炉安全保護計装盤（チャンネルI～IV）	・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	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 3) 事故時のプラント状態の把握機能	－	－	－
炉外核計装装置 （原子炉安全保護計装盤内）	・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-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) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（中性子源領域原子炉停止時中性子束高警報）	－	－	－
A～D原子炉トリップ遮断器盤	・原子炉トリップ動作（遮断器断） ・遮断器状態出力	MS-1 MS-2	－	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 3) 事故時のプラント状態の把握機能	－	－	－
安全保護シーケンス盤（トレンA、B）グループ1、2	・各補機に対し工学的安全施設作動信号発信	MS-1 MS-1 MS-1 MS-2 MS-2 MS-2 MS-2 MS-2	－	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 4) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能 5) 安全上特に重要な関連機能を直接作動、制御する機能 6) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器の状態を監視する機能 7) 安全上特に重要な関連機能の状態を監視する機能 8) 燃料プール水の補給機能、放射性物質放出の防止機能を直接作動、制御する機能 9) 異常状態の緩和機能を直接作動、制御する機能 10) 制御室外からの安全停止機能	－	－	－
原子炉制御計装盤1～8その他	－	MS-3	－	C	2) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（制御棒挿入限界異常低警報）	－	－	－

表3.1-2　各設備の仕様及び安全機能（関連設備）

機器名称	設備仕様等	安全 重要度	機器 クラス	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 添付八	工認 要目表	保安規定
制御棒駆動装置制御盤ロジックキャビネット	－	MS-3 MS-3	－	C	2) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能 （制御棒挿入限界異常低警報） 11)出力上昇の抑制機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能（MS-3） （制御棒駆動速度を制限（72Step/min以下）	－	－	－
主盤	－	MS-1 MS-1 MS-2 MS-2 MS-2 MS-2 MS-3	－	S	4) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能 5) 安全上特に重要な関連機能を直接作動、制御する機能 6) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器の状態を監視する機能 7) 安全上特に重要な関連機能の状態を監視する機能 3) 事故時のプラント状態の把握機能 9) 異常状態の緩和機能を直接作動、制御する機能 2) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能 （中性子源領域原子炉停止時中性子束高警報） （制御棒挿入限界異常低警報）	－	－	－
原子炉補助盤	－	MS-1 MS-2	－	S	4) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能 3) 事故時のプラント状態の把握機能	－	－	－
中央制御室外原子炉停止盤 （A、Bトレン）	－	MS-2	－	S[注1]	10) 制御室外からの安全停止機能	－	－	－
中央制御室警報監視盤	－	MS-3	－	C	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能 （中性子源領域原子炉停止時中性子束高警報） （制御棒挿入限界異常低警報）	－	－	－

注1：中央制御室外原子炉停止盤の耐震クラスSは、中央制御室からの操作機能を確保するため。

(20) 廃棄物処理系統

目次

1. 概要 ..... 1.3-(20)-3
1.1. 系統の概要 ..... 1.3-(20)-3
2. 設計要件 ..... 1.3-(20)-4
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等 ..... 1.3-(20)-4
2.2. 系統の設計要件 ..... 1.3-(20)-5
2.2.1. 安全機能に関する設計要件 ..... 1.3-(20)-6
2.2.2. 信頼性に関する設計要件 ..... 1.3-(20)-7
3. 設備の仕様及び安全機能 ..... 1.3-(20)-13
3.1. 系統構成設備 ..... 1.3-(20)-13

1. 概要

1.1. 系統の概要

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

・気体廃棄物処理系統

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

(1) 窒素をカバーガスとする各タンクからのベントガス等の窒素廃ガスの処理を行う。
(2) 体積制御タンク等からパー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、廃液貯蔵タンクに回収、貯留される格納容器機器ドレン、補助建屋機器ドレン、格納容器床ドレン、補助建屋床ドレン及び薬品ドレン（強酸ドレンを除く）等並びに洗浄排水タンクに回収される洗浄排水の処理を行う。また、主要な処理系のほかに、強酸ドレン処理系があり、薬品ドレンのうち強酸ドレンの処理を行う。

・固体廃棄物処理系統

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

(1) 廃液蒸留装置の濃縮廃液及び強酸ドレン
(2) 脱塩塔の使用済樹脂
(3) ウエス、金属、機材の雑固体廃棄物
(4) 使用済液体用フィルタの雑固体廃棄物
(5) 使用済換気用フィルタの雑固体廃棄物

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。

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(19) 計測制御系統、(25) 非常用電源系統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、廃ガス等を貯留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、「(22) 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、(1) 耐震～(8) 火山防護に明記される。

1）地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

廃棄物処理系統は、設置許可基準規則第二条にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、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設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

7）飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

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

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。

一方で、高温高圧の流体を内包する１次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により廃棄物処理系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払って

いる。またそれらの影響を低減させるための手段として、１次冷却管には、LBB を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、ＴＧカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

８）材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

９）使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

１０） 安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。

１１） 耐圧試験等

クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐

え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

１２） 準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

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

大飯４号機の廃棄物処理系統のうち、2.2.1 にて整理した安全機能の確保に寄与する主な構成設備は、すべて３、４号機共用設備であるため、本系統を構成する設備の仕様及び安全機能については、最新の「大飯３号機　安全性向上評価届出書　1.3 構築物、系統及び機器　(20) 廃棄物処理系統」に示す。

以上