

1.12.4 原子炉設置変更許可申請（平成 16 年 11 月 1 日申請）に係る安全設計の方針

1.12.4.1 安全設計の基本方針

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」、「電気事業法」等の関係法令の要求を満足するとともに、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」等に適合する構造とする。

1.12.4.2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」に対する適合

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」のうち以下の指針に十分適合するように設計する。各指針に対する適合のための設計方針は次のとおりである。

ただし、本項において用いる用語の意義は、同指針Ⅲ「用語の定義」に従いそれぞれ当該各号の定めるところによる。

指針 1. 準拠規格及び基準

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、設計、材料の選定、製作及び検査について、それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものであること。

適合のための設計方針

燃料集合体の設計、材料選定、製作及び検査については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」等に基づくとともに、原則として以下に示す法令、規格、基準等に準拠する。

- (1) 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令
- (2) 日本工業規格（J I S）
- (3) 日本電気協会で規定する電気技術規程及び指針（J E A C, J E A G）

国内の法令、規格、基準等において規定されないものについては、必要に応じて十分使用実績があり、信頼性の高い以下に示す国外の規格及び基準に準拠する。

- (4) A S M E (American Society of Mechanical Engineers) 規格
- (5) A S T M (American Society for Testing and Materials) 規格

指針 7. 共用に関する設計上の考慮

安全機能を有する構築物，系統及び機器が2基以上の原子炉施設間で共用される場合には，原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。

適合のための設計方針

- (1) 液体廃棄物処理設備のうち，洗浄排水処理系は1号炉，2号炉及び3号炉の共用とするが，共用によって原子炉の安全性を損なうことのない設計とする。
- (2) 固体廃棄物処理設備のうち，アスファルト固化装置及びセメント固化装置は1号炉，2号炉及び3号炉の共用とするが，共用によって原子炉の安全性を損なうことのない設計とする。

指針 9. 信頼性に関する設計上の考慮

1. 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，その安全機能の重要度に応じて，十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得る設計であること。

適合のための設計方針

燃料集合体は，「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき，それが果たす安全機能の性質に応じて分類し，十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得る設計とする。

指針 11. 炉心設計

1. 炉心は、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あいまって，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であること。

適合のための設計方針

- (1) 炉心は，それに関連する 1 次冷却設備，原子炉停止系，計測制御設備等の機能とあいまって，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ないように以下の基準を満足する設計とする。

- a. 最小 DNB R は，許容限界値以上であること。
- b. 燃料中心最高温度は，二酸化ウラン，ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの溶融点未満であること。

すなわち，炉心設計においては，炉内出力分布が平坦になるような燃料取替方式を採用するほか，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する。

また，計測制御設備により，原子炉運転中の炉内出力分布を監視できる設計とする。

さらに，燃料中心最高温度が二酸化ウラン，ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの溶融点を超えるか又は最小 DNB R が許容限界値を下回るおそれがある場合には，安全保護系の作動により原子炉を自動的に停止できる設計とする。

- (2) 想定される反応度投入過渡事象（原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き）時においては「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関

する評価指針」に定める燃料エンタルピに関する燃料の許容設計限界及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に定める P C M I 破損しきい値のめやすを超えることのない設計とする。

指針 12. 燃料設計

1. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。
2. 燃料集合体は、輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計であること。

適合のための設計方針

1. について

燃料集合体は、原子炉内における使用期間中を通じ、燃料棒の内外圧差、燃料棒及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力・温度の変化、化学的効果、静的・動的荷重、燃料ペレットの変形、燃料棒内封入ガスの組成の変化等を考慮して、各構成要素が十分な強度を有し、その機能を保持できる設計とする。

このため、燃料棒は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、以下の基準を満足できる設計とする。

- (1) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン、ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの熔融点未満であること。
- (2) 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こと。
- (3) 被覆管応力は、被覆材の耐力以下であること。
- (4) 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%以下であること。
- (5) 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下であること。

2. について

燃料集合体は、輸送及び取扱い中に燃料集合体に加わる荷重に対して構成部品が十分な強度を有し、燃料集合体としての機能を阻害することのない設計とする。

また、輸送及び取扱いに当たっては、過度な外力がかからないよう十分な配慮をするとともに、現地搬入後、健全性を確認する。

指針 13. 原子炉の特性

炉心及びそれに関連する系統は、固有の出力抑制特性を有し、また、出力振動が生じてもそれを容易に制御できる設計であること。

適合のための設計方針

濃縮ウラン燃料 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料、軽水減速、軽水冷却、加圧水型の本原子炉は、低濃縮二酸化ウラン燃料、ガドリニア入り低濃縮二酸化ウラン燃料及び低濃縮二酸化ウラン燃料と同等の反応度を持つウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を使用し、ドップラ係数、減速材温度係数、減速材ボイド係数及び圧力係数を総合した固有の負の反応度フィードバック特性を持たせることにより、固有の出力抑制特性を有する設計とする。

具体的には、原子炉は、高温状態以外で臨界としない設計とする。ドップラ係数は、急激な反応度増加があった場合でも十分な出力抑制効果を有するように、常に負になる設計とする。減速材温度係数、減速材ボイド係数及び圧力係数については、通常、減速材密度変化への寄与はボイドあるいは圧力に比べ温度の効果が大きいことから、減速材温度係数が高温出力運転状態で負になる設計とする。

これらにより、設計負荷変化及び外乱に起因する反応度変化に対しては、固有の出力抑制特性と原子炉制御設備により原子炉出力の振動が十分な減衰特性を持つ設計とするとともに、急激な反応度増加に対しても、固有の出力抑制特性により十分な出力抑制効果を有する設計とする。

原子炉に固有の負の反応度フィードバック特性を持たせることにより、キセノンによる原子炉出力分布の空間振動のうち水平方向振動は減衰特

性を持つ設計とする。軸方向振動は、炉外核計装で軸方向中性子束偏差を計測することにより確実かつ容易に検出でき、制御棒クラスタを操作して、アキシヤルオフセットを適正な範囲に維持することによって出力振動を抑制できる設計とする。

また、アキシヤルオフセットが運転目標値から大きく逸脱した場合には、原子炉制御設備又は原子炉保護設備が作動し、出力低下あるいは原子炉トリップを行うことにより、燃料の許容設計限界を超えない設計とする。

指針 14. 反応度制御系

1. 反応度制御系は、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計であること。
2. 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、また、炉心冷却を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉压力容器内部構造物の破壊を生じない設計であること。

適合のための設計方針

1. について

炉心の反応度制御系としては、制御棒クラスタの位置を制御することによって反応度を制御する制御棒制御系と、1次冷却材中のほう素濃度を調整することによって反応度を制御するほう素濃度制御系の原理の異なる二つの系を設け、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を制御するのに十分な反応度制御能力を有する設計とする。

制御棒制御系は主として負荷変動及び零出力から全出力までの反応度変化を制御し、ほう素濃度制御系はキセノン濃度変化、高温状態から低温状態までの1次冷却材温度変化及び燃料の燃焼に伴う反応度変化を制御する設計とし、両者の組合せによって所要の運転状態に維持できる設計とする。

2. について

反応度が大きく、かつ急激に投入される事象として制御棒飛び出しがあるが、零出力から全出力間の制御棒クラスタの挿入限界を設定することに

より、制御棒クラスタの位置を制限し、制御棒クラスタ 1 本が飛び出した場合でも過大な反応度が添加されない設計とする。

また、反応度が急激に投入される事象として原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きがあるが、この場合には制御棒クラスタの引き抜き最大速度を制限することにより、過度の反応度添加率とならない設計とする。

さらに、これら反応度投入事象に対しては「出力領域中性子束高」等による原子炉トリップ信号を設け、燃料の最大エンタルピーや原子炉圧力が顕著に上昇する前に、原子炉を自動的に停止し、過渡状態を早く終結させることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、また、炉心冷却を損なうような炉心及び炉内構造物の破壊を生じない設計とする。

指針 15. 原子炉停止系の独立性及び試験可能性

原子炉停止系は、高温待機状態又は高温運転状態から、炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる少なくとも二つの独立した系を有するとともに、試験可能性を備えた設計であること。

適合のための設計方針

原子炉停止系としては、制御棒制御系による制御棒クラスタの炉心への挿入と、化学体積制御設備による1次冷却材中へのほう酸注入の原理の異なる二つの独立した系を設け、かつ、それらは試験可能性を備えた設計とする。

制御棒制御系は、制御棒クラスタの炉心への挿入により、高温運転状態から速やかに炉心を高温状態で臨界未満にすることができる設計とする。

化学体積制御設備は、燃料の燃焼、キセノン濃度変化、高温状態から低温状態までの温度変化等による比較的緩やかな反応度変化の制御に使用するが、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、炉心を高温運転状態から高温状態で臨界未満にし、その状態を維持できる設計とする。

指針 16. 制御棒による原子炉の停止余裕

原子炉停止系のうち制御棒による系は、高温状態及び低温状態において、反応度価値の最も大きい制御棒 1 本が完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できないときでも、炉心を臨界未満にできる設計であること。

適合のための設計方針

制御棒クラスタは、最も反応度価値の大きい制御棒クラスタ 1 本が、全引き抜き位置のまま挿入できないときでも、高温状態で十分な反応度停止余裕を持って炉心を臨界未満にできる設計とする。さらに、低温状態でも化学体積制御設備によるほう酸注入により、十分な反応度停止余裕を持って炉心を臨界未満に維持できる設計とする。

指針 17. 原子炉停止系の停止能力

1. 原子炉停止系に含まれる独立した系のうち少なくとも一つは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、高温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる設計であること。
2. 原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。

適合のための設計方針

1. について

原子炉停止系に含まれる独立した系の一つである制御棒制御系による反応度制御は、制御棒クラスタの炉心への挿入により、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なく、高温状態で炉心を臨界未満にできる設計とする。

また、化学体積制御設備による反応度制御は、1次冷却材中へのほう酸注入により、キセノン濃度変化に対しても高温状態で十分臨界未満を維持できる設計とする。

原子炉運転中は、所要の反応度停止余裕を確保するため、制御棒クラスタの位置が挿入限界を超えないことを監視する。

なお、「2次冷却系の異常な減圧」のように炉心が冷却されるような運転時の異常な過渡変化時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を臨界未満にでき、かつ、運転時の異常な過渡変化後

において臨界未満を維持できる設計とする。

2. について

原子炉停止系に含まれる独立した系の一つである化学体積制御設備による反応度制御は、1次冷却材中へのほう酸注入により、キセノン濃度変化に伴う反応度変化及び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維持できる設計とする。

指針 18. 原子炉停止系の事故時の能力

事故時において、原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、炉心を臨界未満にでき、また、原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、炉心を臨界未満に維持できる設計であること。

適合のための設計方針

原子炉停止系に含まれる独立した系の一つである制御棒制御系は、想定される事故時において、原子炉トリップ信号により制御棒クラスタを炉心に挿入することにより、高温状態において炉心を臨界未満にできる設計とする。

また、原子炉停止系に含まれる独立した系の一つである化学体積制御設備は、キセノン濃度変化及び1次冷却材温度変化による反応度変化がある場合には、1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を臨界未満に維持できる設計とする。

なお、「主蒸気管破断」のように炉心が冷却されるような事故時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を臨界未満にでき、かつ、事故後において臨界未満を維持できる設計とする。

指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

1. 新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、次の号に掲げる事項を満足する設計であること。
 - (4) 取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。
2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
 - (1) 放射線防護のための適切な遮へいを有すること。
 - (2) 貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ輸送できる系統及びその浄化系を有すること。

適合のための設計方針

1. について

燃料の取扱設備は、以下の方針により設計する。

- (4) 燃料取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止するために、適切な保持機能を有するように設計する。

2. について

使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、以下のように設計する。

- (1) 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くするように設計する。
- (2) 貯蔵設備は、浄化冷却系を有する設計とし、冷却系は使用済燃料ピット水を冷却して、使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料からの崩壊熱を十分除去できる設計とする。冷却系で除去した熱は、原子炉補機冷却水設備及び原子炉

補機冷却海水設備を経て最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、浄化系は、使用済燃料ピット水を適切な水質に維持できる設計とする。

指針 50. 燃料の臨界防止

燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、幾何学的な安全配置又はその他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止できる設計であること。

適合のための設計方針

使用済燃料ピット中の使用済燃料ラックは、燃料集合体の間隔を十分にとり、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は、0.98（解析上の不確定さを含む。以下同じ。）以下であるように設計する。

指針 57. 放射線業務従事者の放射線防護

1. 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。

適合のための設計方針

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の取扱い及び貯蔵にあたっては、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低減できるように、遮へい、機器の配置等放射線防護上の措置を講じる設計とする。

また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を取り扱う装置は、操作員がウラン・プルトニウム混合酸化物燃料から適切な距離を保って操作することが可能な設計とする。

1.12.5 原子炉設置変更許可申請（平成 18 年 10 月 20 日申請）に係る
安全設計の方針

1.12.5.1 安全設計の基本方針

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」、「電気事業法」等の関係法令の要求を満足するとともに、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」等に適合する構造とする。

1.12.5.2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成 2 年 8 月 30 日 平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」に対する適合

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成 2 年 8 月 30 日 平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」のうち以下の指針に十分適合するように設計する。各指針に対する適合のための設計方針は次のとおりである。

ただし、本項において用いる用語の意義は、同指針Ⅲ「用語の定義」に従いそれぞれ当該各号の定めるところによる。

指針 1. 準拠規格及び基準

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，設計，材料の選定，製作及び検査について，それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものであること。

適合のための設計方針

固体廃棄物処理設備の設計，材料の選定，製作，試験及び検査については「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」，「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」等に基づくとともに，以下の国内法令，規格，基準等に準拠する。

- (1) 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令
- (2) 建築基準法
- (3) 日本工業規格（J I S）
- (4) 日本建築学会各種構造設計及び計算基準
- (5) 日本電気協会で規定する電気技術規程及び指針（J E A C，J E A G）
- (6) 消防法

指針 2. 自然現象に対する設計上の考慮

1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響を考慮して、耐震設計上の区分がなされるとともに、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること。
2. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、地震以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計であること。重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象のうち最も過酷と考えられる条件、又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であること。

適合のための設計方針

1. について

雑固体処理建屋は耐震Cクラスとして設計し、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成18年9月19日）に示された地震力に耐えられる設計とする。

2. について

雑固体処理建屋は、地震以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計とする。

指針 7. 共用に関する設計上の考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器が2基以上の原子炉施設間で共用される場合には、原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。

適合のための設計方針

固体廃棄物処理設備は1号炉、2号炉及び3号炉の共用とするが、共用によって原子炉の安全性を損なうことのない設計とする。

指針 9. 信頼性に関する設計上の考慮

1. 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，その安全機能の重要度に応じて，十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得る設計であること。

適合のための設計方針

1. について

固体廃棄物処理設備は，「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」（平成2年8月30日）に基づき，それが果たす安全機能の重要度に応じて，十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得る設計とする。

指針 54. 放射性固体廃棄物の処理施設

原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の処理施設は、廃棄物の破碎、圧縮、焼却、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計であること。

適合のための設計方針

雑固体廃棄物のうち、不燃物は必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか、又は必要に応じて圧縮減容後固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めを行い貯蔵保管する。

雑固体廃棄物の固型化处理については、これらの処理過程において放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計とする。圧縮減容に用いるペイラについては、独立した区画内に設ける構造とする。

また、雑固体処理建屋における仮置きに際してはドラム缶等の容器に封入することにより汚染拡大の防止が可能である。

なお、雑固体廃棄物の固型化处理により、固体廃棄物の発生量が増加することはない。

指針 56. 周辺の放射線防護

原子炉施設は、通常運転時において原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。

適合のための設計方針

雑固体処理建屋は、既設を含めた原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り小さい値になるように、施設を設計する。

指針 57. 放射線業務従事者の放射線防護

1. 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。

適合のための設計方針

1. について

雑固体処理建屋は、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低減できるように、遮へい、機器の配置、換気等放射線防護上の措置を講じた設計とする。

また、雑固体廃棄物の固型化処理にあたっては、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計とする。

指針 58. 放射線業務従事者の放射線管理

原子炉施設は、放射線業務従事者を放射線から防護するために、放射線被ばくを十分に監視及び管理するための放射線管理施設を設けた設計であること。

また、放射線管理施設は、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計であること。

適合のための設計方針

雑固体処理建屋への放射線業務従事者等の出入管理及び汚染管理のため、既設の焼却炉建家の更衣室、シャワー室、退出モニタ等を利用できるように設計する。

また、放射線業務従事者等の線量管理のため、個人管理関係設備（蛍光ガラス線量計、警報付ポケット線量計等）を備える。

なお、放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る場所については、定期的及び必要の都度、サーベイメータによる外部放射線に係る線量当量率、サンプリング等による空気中放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度の測定を行うとともに、作業場所の入口付近等に線量当量率等の必要な情報を表示する。

指針 59. 放射線監視

原子炉施設は、通常運転時及び異常状態において、少なくとも原子炉格納容器内雰囲気、原子炉施設の周辺監視区域周辺及び放射性物質の放出経路を適切にモニタリングできるとともに、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計であること。

適合のための設計方針

雑固体処理建屋の排気は、既設の焼却炉建家の排気口から排出し、放射性物質の濃度は既設のプロセスモニタで監視できる設計とする。

なお、プロセスモニタは、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」（昭和53年9月29日 平成13年3月29日一部改訂）を満足するとともに、焼却炉建家内制御室で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると焼却炉建家内制御室及び中央制御室に警報を発する。

1.12.6 原子炉設置変更許可申請（平成 21 年 10 月 20 日申請）に係る
安全設計の方針

1.12.6.1 安全設計の基本方針

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」、「電気事業法」等の関係法令の要求を満足するとともに、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」等に適合する構造とする。

1.12.6.2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成 2 年 8 月 30 日 平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」に対する適合

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成 2 年 8 月 30 日 平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」のうち以下の指針に十分適合するように設計する。各指針に対する適合のための設計方針は次のとおりである。

ただし、本項において用いる用語の意義は、同指針Ⅲ「用語の定義」に従いそれぞれ当該各号の定めるところによる。

指針 7. 共用に関する設計上の考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器が2基以上の原子炉施設間で共用される場合には、原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。

適合のための設計方針

蒸気発生器保管庫（1号及び2号炉共用）は1号炉、2号炉及び3号炉の共用とするが、共用によって原子炉の安全性を損なうことはない。

指針 55. 固体廃棄物貯蔵施設

固体廃棄物貯蔵施設は、原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計であること。

適合のための設計方針

蒸気発生器保管庫は、1号炉及び2号炉の蒸気発生器取替えに伴い取り外した蒸気発生器4基等、1号炉、2号炉及び3号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた3基等並びに1号炉及び2号炉の炉内構造物取替えに伴い取り外した炉内構造物2基等を貯蔵保管できる容量であるとともに、廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計とする。

指針 56. 周辺の放射線防護

原子炉施設は、通常運転時において原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。

適合のための設計方針

3号炉の原子炉容器上部ふた取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた等を貯蔵保管した蒸気発生器保管庫の寄与を含め、原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り小さい値になるように施設を設計する。具体的には、年間 $50\mu\text{Gy}$ を超えないように設計する。

指針 57. 放射線業務従事者の放射線防護

1. 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。

適合のための設計方針

1. について

蒸気発生器保管庫は、3号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた等を含む放射性固体廃棄物の貯蔵保管において、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低減できるように、遮へい、機器の配置等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計とする。

1.12.7 発電用原子炉設置変更許可申請（平成 25 年 7 月 8 日申請）に係る安全設計の方針

1.12.7.1 「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（平成 25 年 6 月 19 日制定）」に対する適合

(適用範囲)

第一条 この規則は、実用発電用原子炉及びその附属施設について適用する。

適合のための設計方針

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の設計及び材料の選定に当たっては、工事計画の認可、使用前検査及び施設定期検査等にも配慮して、原則として現行国内法規に基づく規格及び基準によるものとする。ただし、外国の規格及び基準による場合又は規格及び基準で一般的でないものを適用する場合には、それらの規格及び基準の適用の根拠、国内法規に基づく規格及び基準との対比並びに適用の妥当性を明らかにする。

(定義)

第二条 この規則において使用する用語は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）において使用する用語の例による。

2 この規則において、次に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。

一 「放射線」とは、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和五十三年通商産業省令第七十七号。以下「実用炉規則」という。）第二条第二項第一号に規定する放射線をいう。

二 「通常運転」とは、設計基準対象施設において計画的に行われる発電用原子炉の起動、停止、出力運転、高温待機、燃料体の取替えその他の発電用原子炉の計画的に行われる運転に必要な活動をいう。

三 「運転時の異常な過渡変化」とは、通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心（以下単に「炉心」という。）又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。

四 「設計基準事故」とは、発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。

五 「安全機能」とは、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能であって、次に掲げるものをいう。

イ その機能の喪失により発電用原子炉施設に運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、これにより公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある機能

ロ 発電用原子炉施設の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の拡大を防止し、又は速やかにその事故を収束させることにより、公衆又は従事者に及ぼすおそれがある放射線障害を防止し、及び放射性物質が発電用原子炉を設置する工場又は事業所（以下「工場等」という。）外へ放出されることを抑制し、又は防止する機能

六 「安全機能の重要度」とは、発電用原子炉施設の安全性の確保のために必要な安全機能の重要性の程度をいう。

七 「設計基準対象施設」とは、発電用原子炉施設のうち、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をいう。

八 「安全施設」とは、設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものをいう。

九 「重要安全施設」とは、安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものをいう。

十 「工学的安全施設」とは、発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常による発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷又は炉心の著しい損傷により多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、これを抑制し、又は防止するための機能を有する設計基準対象施設をいう。

十一 「重大事故等対処施設」とは、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）

又は重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）に対処するための機能を有する施設をいう。

十二 「特定重大事故等対処施設」とは、重大事故等対処施設のうち、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するためのものをいう。

十三 「設計基準事故対処設備」とは、設計基準事故に対処するための安全機能を有する設備をいう。

十四 「重大事故等対処設備」とは、重大事故等に対処するための機能を有する設備をいう。

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

十六 「重大事故緩和設備」とは、重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備をいう。

十七 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在することをいう。

十八 「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原

理その他の性質が異なることにより、共通要因（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。）によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

十九 「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

二十 「管理区域」とは、実用炉規則第二条第二項第四号に規定する管理区域をいう。

二十一 「周辺監視区域」とは、実用炉規則第二条第二項第六号に規定する周辺監視区域をいう。

二十二 「燃料材」とは、熱を発生させるために成形された核燃料物質をいう。

二十三 「燃料被覆材」とは、原子核分裂生成物の飛散を防ぎ、かつ、一次冷却材による侵食を防ぐために燃料材を覆う金属管をいう。

二十四 「燃料要素」とは、燃料材、燃料被覆材及び端栓からなる炉心の構成要素であって、構造上独立の最小単位であるものをいう。

二十五 「燃料要素の許容損傷限界」とは、燃料被覆材の損傷の程度であって、安全設計上許容される範囲内で、かつ、発電用原子炉を安全に運転することができる限界をいう。

二十六 「原子炉停止系統」とは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持するために発電用原子炉を停止する系統をいう。

二十七 「反応度制御系統」とは、通常運転時に反応度を調整する系

統をいう。

二十八 「反応度価値」とは、制御棒の挿入又は引き抜き、液体制御材の注入その他の発電用原子炉の運転に伴う発電用原子炉の反応度の変化量をいう。

二十九 「制御棒の最大反応度価値」とは、発電用原子炉が臨界（臨界近傍を含む。）にある場合において、制御棒を一本引き抜くことにより炉心に生ずる反応度価値の最大値をいう。

三十 「反応度添加率」とは、発電用原子炉の反応度を調整することにより炉心に添加される単位時間当たりの反応度の量をいう。

三十一 「一次冷却材」とは、炉心において発生した熱を発電用原子炉から直接に取り出すことを主たる目的とする流体をいう。

三十二 「二次冷却材」とは、一次冷却材の熱を熱交換器により取り出すための流体であって、蒸気タービンを駆動させることを主たる目的とする流体をいう。

三十三 「一次冷却系統」とは、炉心を直接冷却する冷却材が循環する回路をいう。

三十四 「最終ヒートシンク」とは、発電用原子炉施設において発生した熱を最終的に除去するために必要な熱の逃がし場をいう。

三十五 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、発電用原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、圧力障壁となる部分をいう。

三十六 「原子炉格納容器」とは、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の容器内の機械又は器具から放出される放射性物質の漏えいを防止するために設けられる容器をいう。

三十七 「原子炉格納容器バウンダリ」とは、発電用原子炉施設のう

ち、原子炉格納容器において想定される事象が発生した場合において、圧力障壁及び放射性物質の放出の障壁となる部分をいう。

三十八 「最高使用圧力」とは、対象とする機器又は炉心支持構造物がその主たる機能を果たすべき運転状態において受ける最高の圧力以上の圧力であって、設計上定めるものをいう。

三十九 「最高使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物がその主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度以上の温度であって、設計上定めるものをいう。

四十 「安全保護回路」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を検知し、これらの事象が発生した場合において原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させる設備をいう。

本申請書において用いる用語の定義は、上記当該各号の定めるところによる。

(設計基準対象施設の地盤)

第三条 設計基準対象施設は、次条第二項の規定により算定する地震力

(設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの(以下「耐震重要施設」という。))にあつては、同条第三項に規定する基準地震動による地震力を含む。)が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。

2 耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。

3 耐震重要施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

適合のための設計方針

1 について

耐震重要施設については、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

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

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

2 について

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

3 について

耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

(地震による損傷の防止)

第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。

2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。

3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

設計基準対象施設は、耐震重要度分類をSクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に対しておおむね弾性範囲の設計を行う。

なお、耐震重要度分類及び地震力については、「2 について」に示すとおりである。

2 について

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に応じて、以下のとおり、耐震重要度分類をSクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力を算定する。

(1) 耐震重要度分類

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

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

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

(2) 地震力

上記(1)のSクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物を除

く。），Bクラス及びCクラスの施設に適用する地震力は以下のとおり算定する。

なお，Sクラスの施設については，弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を適用する。

a. 静的地震力

静的地震力は，Sクラス，Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし，それぞれ耐震重要度分類に応じて次の地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき算定する。

(a) 建物・構築物

水平地震力は，地震層せん断力係数 C_i に，次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ，さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

Sクラス 3.0

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

ここで，地震層せん断力係数 C_i は，標準せん断力係数 C_0 を0.2以上とし，建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。Sクラスの施設については，水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は，震度0.3以上を基準とし，建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定するものとする。ただし，鉛直震度は高さ方向に一定とする。

(b) 機器・配管系

耐震重要度分類の各クラスの地震力は，上記(a)に示す地

震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び上記(a)の鉛直震度をそれぞれ 20%増しとした震度より求めるものとする。

なお、Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

b. 弾性設計用地震動による地震力

弾性設計用地震動による地震力は、Sクラスの施設に適用する。

弾性設計用地震動は、「添付書類六 5. 地震」に示す基準地震動に工学的判断から求められる係数 0.53 を乗じて設定する。また、弾性設計用地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。

なお、Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に 2 分の 1 を乗じた地震動によりその影響についての検討を行う。当該地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

3 について

耐震重要施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物を除く。）については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切な地震動、すなわち「添付書類六 5. 地震」

に示す基準地震動による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。

また、屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物については、基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計する。

基準地震動による地震力は、基準地震動を用いて、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。

なお、耐震重要施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。

4 について

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

(津波による損傷の防止)

第五条 設計基準対象施設は、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るおそれがないものでなければならない。

適合のための設計方針

基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものとして策定する。

入力津波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時刻歴波形として設定する。

耐津波設計としては、以下の方針とする。

- (1) 設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路及び放水路等の経路から流入させない設計とする。
- (2) 取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止する設計とする。
- (3) 上記(1)及び(2)に規定するものの他、設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、津波による溢

水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して必要に応じ浸水対策を施す設計とする。

- (4) 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止する設計とする。そのため、海水ポンプについては、基準津波による水位の低下に対して、海水ポンプ取水可能水位を維持するため海水ピット堰を設置し、海水ポンプが機能保持でき、かつ冷却に必要な海水が確保できる設計とする。また、基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対して海水取水口、海水取水路及び海水ピットの通水性が確保でき、かつ海水取水口からの砂の混入に対して海水ポンプが機能保持できる設計とする。
- (5) 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性及び浸水経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できる設計とする。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。
- (6) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たっては、地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震及び余震）による影響、津波の繰返しの襲来による影響、津波による二次的な影響（洗掘、砂移動、漂流物等）及び自然条件（積雪、風荷重等）を考慮する。
- (7) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計における荷重の組み合わせを考慮する自然現象として、津波（漂流物含

む)、地震(余震)、風及び積雪を考慮し、これらの自然現象による荷重を組み合わせる。漂流物の衝突荷重については、海水取水路及び海水ピット内の構造物について、漂流物となる可能性を評価の上、その設置場所、構造等を考慮して、組み合わせる。なお、発電所構外の漂流物は、海水取水口呑口に到達しないことから、海水取水口には流入せず、衝突荷重として考慮する必要はない。風荷重及び積雪荷重については、施設の設置場所、構造等を考慮して、組み合わせる。

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

(外部からの衝撃による損傷の防止)

第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。

3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）については、敷地及び敷地周辺の自然環境を基に洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を選定し、敷地周辺で得られる過去の記録等を考慮する。また、これらの自然現象毎に関連して発生する可能性がある自然現象も含める。

安全施設は、発電所敷地で想定される自然現象が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。ここで、発電所敷地で想定される自然現象に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を

含む。)への措置を含める。また、発電所敷地で想定される自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として安全施設で生じ得る環境条件を考慮する。

以下にこれら自然現象に対する設計方針を示す。

(1) 洪水

敷地付近は、地形及び表流水の状況から判断して、洪水による被害は考えられない。

(2) 風（台風）

敷地付近で観測された最大瞬間風速は、宇和島特別地域気象観測所（2005年9月まで宇和島測候所）での観測記録（1951～2012年）によれば、72.3m/s（1964年9月25日）である。

安全施設は、風荷重を建築基準法に基づき設定し、それに対し機械的強度を有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。

ここで、台風に関連して発生する可能性がある自然現象としては、高潮、落雷が考えられる。高潮については、「(12)高潮」に述べるとおり、安全施設は影響を受けることのない敷地高さに設置し、安全機能を損なわない設計とする。落雷については、同時に発生するとしても、「(7)落雷」に述べる個別に考えられる影響と変わらない。

台風に伴い発生する可能性のある飛来物による影響については、竜巻影響評価において想定している設計飛来物の影響に包含される。

(3) 竜 巻

安全施設は、最大風速 100m/s の竜巻が発生した場合においても、竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重等に対して安全機能を損なわないために、飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策を行う。

a. 飛来物の発生防止対策

竜巻により発電所構内の資機材等が飛来物となり、竜巻防護施設が安全機能を損なわないために、以下の対策を行う。

- ・ 竜巻防護施設へ影響を及ぼす資機材及び車両については、固縛、固定又は竜巻防護施設から離隔する。

b. 竜巻防護対策

固縛等による飛来物の発生防止対策ができないものが飛来し、安全施設が安全機能を損なわないように、以下の対策を行う。

- ・ 竜巻防護施設を内包する施設及び竜巻防護対策設備により、竜巻防護施設を防護し構造健全性を維持し安全機能を損なわない設計とする。
- ・ 竜巻防護施設の構造健全性が維持できない場合には、代替設備又は予備品の確保、損傷した場合の取替又は補修が可能な設計とすることにより安全機能を損なわない設計とする。

ここで、竜巻は積乱雲や積雲に伴って発生する現象であり、積乱雲の発達時に竜巻と同時発生する可能性のある自然現象は、雷、雪、ひょう及び雨である。これらの自然現象の組み合わせにより発生する荷重は、設計竜巻荷重に包含されることから、各々の事象に対して安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

(4) 凍 結

宇和島特別地域気象観測所での観測記録（1951～2012 年）によれば、最低気温は -6.2°C （1977 年 2 月 19 日）である。

安全施設は、凍結に対して、上記最低気温を考慮し、屋外機器で凍結のおそれのあるものに保温等の凍結防止対策を必要に応じて行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

(5) 降 水

宇和島特別地域気象観測所の観測記録（1951～2012 年）によれば、日最大 1 時間降水量は 76.5mm（2011 年 6 月 20 日）である。

安全施設は、降水に対して、構内排水路で集水し海域へ排出を行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とする。構内排水設備の設計降雨強度は 139.6mm/h であり、日最大 1 時間降水量に比べ十分な裕度がある。

ここで、降水に関連して発生する可能性がある自然現象としては、土砂崩れ、土石流及び地滑りが考えられる。土砂崩れについては、発電所敷地内には急傾斜地崩壊危険箇所はない。土石流については、発電所敷地内の被害のおそれのある地域には重要安全施設はない。地滑りについては、「(8)地滑り」に述べる。また、重要安全施設以外の安全施設については、土石流に対し、本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類に応じて要求される安全機能を損なわない設計とし、構築物にあつては、相応の頑健性を有する鉄筋コンクリート造とするとともに、運用上の措置等、可能な限り対策を講じる。

(6) 積 雪

敷地付近の積雪記録⁽⁹⁾（1857～1963 年）及び宇和島地域気

象観測所での観測記録（1951～2005 年 9 月）によれば，最大積雪量は 52cm（1960 年 12 月 29 日～1961 年 1 月 4 日）である。

安全施設は，積雪荷重を建築基準法に基づき設定し，それに対し機械的強度を有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。

(7) 落 雷

安全施設は，雷害防止対策として，原子炉格納施設等への避雷針の設置，接地網の布設による接地抵抗の低減等を行うとともに，安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計を行い，安全機能を損なうことのない設計とする。

(8) 地 滑 り

重要安全施設は，地滑りが発生するおそれのない位置に設置することにより，安全機能を損なうことのない設計とする。重要安全施設以外の安全施設は，地滑りに対し，本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類に応じて要求される安全機能を損なわない設計とし，構築物にあつては，相応の頑健性を有する鉄筋コンクリート造とするとともに，損傷した場合には速やかに補修を行う。また，必要に応じて放射線量を測定し，遮蔽等の運用上の措置を講じる。

(9) 火 山

安全施設は，降下火砕物による直接的影響及び間接的影響のそれぞれに対し，安全機能を損なわないよう以下の設計とする。

a. 直接的影響に対する設計

安全施設は，直接的影響である降下火砕物の構造物への静的負荷に対して安全裕度を有する設計とすること，水循環系の閉

塞に対して狭隘部等が閉塞しない設計とすること，換気系，電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）に対して降下火砕物が侵入しにくい設計とすること，水循環系の内部における摩耗及び換気系，電気系及び計装制御系に対する機械的影響（摩耗）に対して摩耗しにくい設計とすること，構造物の化学的影響（腐食），水循環系の化学的影響（腐食）及び換気系，電気系及び計装制御系に対する化学的影響（腐食）に対して短期での腐食が発生しない設計とすること，発電所周辺の大気汚染に対して中央制御室の換気空調設備は降下火砕物が侵入しにくく，さらに外気を遮断できる設計とすること，電気系及び計装制御系の盤の絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する計測制御系統施設（安全保護系計器ラック）の設置場所の換気空調設備は降下火砕物が侵入しにくい設計とすることにより，安全機能を損なわない設計とする。

また，安全施設は，降下火砕物の除去や換気空調設備外気取入口のフィルタの点検，清掃や取替え，外気取入れダンパの閉止，換気空調設備の停止又は閉回路循環運転，必要な保守管理等により安全機能を損なわない設計とする。

b. 間接的影響に対する設計

安全施設は，降下火砕物の間接的影響である 7 日間の外部電源喪失及び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，原子炉の停止，並びに停止後の原子炉及び使用済燃料ピットの冷却に係る機能を担うために必要となる電源の供給がディーゼル発電機により継続でき，安全機能を損なわない設計とする。

(10) 生物学的事象

生物学的事象として、海生生物であるクラゲ等の発生、小動物の侵入を考慮する。

安全施設は、クラゲ等の発生に対しては、塵芥による原子炉補機冷却海水設備等への影響を防止するため除塵装置を設置し、必要に応じて塵芥を除去することにより、安全機能を損なうことのない設計とする。また、小動物の侵入に対しては、屋外設置の端子箱貫通部等へのシールを行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

除塵装置を通過する貝等に対しては、原子炉補機冷却海水設備には海水ポンプ出口に海水ストレーナ、復水器にはボール洗浄装置を設置し、影響を防止する設計とする。

(11) 森林火災

森林火災については、過去 10 年間の気象条件を調査し、発電所から直線距離で 10km の間に発火点を設定し、森林火災シミュレーション（F A R S I T E）を用いて影響評価を実施し、影響評価に基づいた防火帯幅を確保すること等により、安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

また、ばい煙等発生時の二次的影響に対して、外気を取り入れる換気空調設備、外気を設備内に取り込む機器及び室内の空気を取り込む機器に分類し、影響評価を行い、必要な場合は対策を実施することで、安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

(12) 高 潮

発電所周辺海域の潮位については、発電所から北東約 20km 地

点に位置する長浜港における潮位を設計潮位とする。本地点の潮位は、既往最高潮位(H. H. W. L.)EL. +2.88m（昭和29年9月13日台風12号時に観測）、朔望平均満潮位(H. W. L)EL. +1.62mであるが、これに対して敷地の整地レベルをEL. +10mとすることにより、安全施設が高潮により安全機能を損なうことのない設計とする。

自然現象の組み合わせについては、発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）として抽出された12事象をもとに、地滑りを降水で整理し、被害が考えられない洪水及び津波に包含される高潮を除いた9事象に地震及び津波を加えた11事象で網羅的に検討し、

- ・個々の自然現象の設計に包含されている
- ・原子炉施設に与える影響が自然現象を組み合わせることにより個々の自然現象が与える影響よりも小さくなる
- ・同時に発生するとは考えられない

という観点より、各自然現象の影響において代表されない風（台風）、積雪及び火山の影響の荷重の組み合わせに対し、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

ただし、「第四条 地震による損傷の防止」又は「第五条 津波による損傷の防止」の条項において考慮する事項は、それぞれの条項で考慮し、地震又は津波と組み合わせる自然現象による荷重としては、風（台風）又は積雪とする。組み合わせに当たっては、地震又は津波の荷重の大きさ、最大荷重の継続時間、発生頻度の関係を踏まえた荷重とし、施設の構造等を考慮する。

2 について

重要安全施設は、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により作用する衝撃に設計基準事故時に生じる応力をそれぞれの因果関係及び時間的变化を踏まえ、適切に組み合わせて設計する。なお、過去の記録及び現地調査の結果を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。

重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は、1において選定した自然現象に含まれる。また、重要安全施設を含む安全施設は、1において選定した自然現象又はその組み合わせにより安全機能が損なわれない設計としている。安全機能が損なわれなければ設計基準事故に至らないため、重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象又はその組み合わせと設計基準事故に因果関係はない。したがって、因果関係の観点からは、重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を組み合わせる必要はなく、重要安全施設は、個々の事象に対して安全機能を損なわない設計とする。

「第四条 地震による損傷の防止」又は「第五条 津波による損傷の防止」の条項において、地震又は津波と組み合わせる大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により作用する衝撃は、風（台風）又は積雪による荷重を考慮する。組み合わせに当たっては、地震又は津波の荷重の大きさ、最大荷重の継続時間、発生頻度の関係を踏まえた荷重とし、施設の構造等を考慮する。

3 について

発電所敷地又はその周辺で想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの

（故意によるものを除く。）については、敷地及び敷地周辺の状況を基に飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を選定する。

安全施設は、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわない設計とする。ここで、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。

（1）飛来物

発電用原子炉施設への航空機の落下確率は、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について」（平成 14・07・29 原院第 4 号（平成 14 年 7 月 30 日原子力安全・保安院制定））等に基づき評価した結果、約 6.5×10^{-8} 回/炉・年であり、防護設計の要否判断の基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えないため、航空機落下による防護については設計上考慮する必要はない。

また、本発電所敷地周辺の社会環境からみて、発電所周辺での爆発等に起因する飛来物により、安全施設が安全機能を損なうことはない。

（2）ダムの崩壊

ダムの崩壊として、決壊による河川の洪水を考慮する。

発電所前面海域へ流入する河川はないことから、ダムの崩壊に

よる影響を考慮する必要はない。なお、発電所の近くのダム等は、丘陵を挟んだ宇和海側にある。

(3) 爆 発

発電所敷地外 10km 以内の範囲において、爆発により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設はないため、爆発による安全施設への影響については考慮する必要はない。

また、発電所敷地外 10km 以内の範囲において、石油コンビナート以外の産業施設を調査した結果、八幡浜市及び伊方町に主要な産業施設があるが、これらの産業施設は発電所からの離隔距離が確保されており、さらに、これらの産業施設と発電所の間には標高約 200m の山林の障壁があり、ガス爆発による爆風圧による影響を受けるおそれはない。

(4) 近隣工場等の火災

a. 石油コンビナート施設の火災

発電所敷地外 10km 以内の範囲において、火災により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設はないため、火災による安全施設への影響については考慮する必要はない。

また、発電所敷地外 10km 以内の範囲において、石油コンビナート以外の産業施設を調査した結果、八幡浜市及び伊方町に主要な産業施設があるが、これらの産業施設は発電所からの離隔距離が確保されており、さらに、これらの産業施設と発電所の間には標高約 200m の山林の障壁があり、火災時の熱輻射による影響を受けるおそれはない。

原子炉施設から南へ約 1 km のところに位置する一般国道 197 号線は西方向へは三崎港までであり、付近に石油コンビナート

施設等はないことから、大量の危険物を輸送する可能性はない。
このため、一般国道 197 号線上で車両火災が発生したとしても、安全施設に影響はない。

b. 発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災

発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災発生時の輻射熱によるクラス 1 及びクラス 2 に属する外部火災防護施設の建屋（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）の表面温度等を許容温度以下とすることにより、安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

c. 航空機墜落による火災

発電所敷地内への航空機墜落に伴う火災発生時の輻射熱によるクラス 1 及びクラス 2 に属する外部火災防護施設の建屋（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）の表面温度等を許容温度以下とすることにより、安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

d. 発電所港湾内に入港する船舶の火災

発電所港湾内に入港する船舶の火災発生時の輻射熱によるクラス 1 及びクラス 2 に属する外部火災防護施設の建屋（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）の表面温度等を許容温度以下とすることにより、安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

e. 二次的影響（ばい煙等）

石油コンビナート施設の火災、発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災、航空機墜落による火災及び発電所港湾内に入港する船舶の火災に伴うばい煙等発生時の二次的影響に対し

て、外気を取り入れる換気空調設備、外気を設備内に取り込む機器及び室内の空気を取り込む機器に分類し、影響評価を行い、必要な場合は対策を実施することで、安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

(5) 有毒ガス

外部火災により発生する有毒ガスの影響については、適切な防護対策を講じることにより、安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

有毒ガス発生時、居住性の確保が必要な場所については、外気取入ダンパの閉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ことで、安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

幹線道路、鉄道路線、一般航路及び石油コンビナート施設は、発電所から離れており、有毒ガスを考慮する必要はない。

(6) 船舶の衝突

海上交通としては、一般航路が発電所沖合約 13km、阪神－九州間の定期航路が発電所沖合約 18km にあり、発電所から離れている。また、小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも、敷地前面の護岸等に衝突して止まることから取水性に影響はない。仮に海水取水口に向かったとしても、海水取水口の呑口高さが十分低いことから、浮遊する小型船舶が海水取水口呑口に到達する可能性は低く、通水機能が損なわれるような閉塞は生じない。

また、船舶の座礁により重油流出事故が発生した場合は、オイルフェンスを設置する措置を講じる。

したがって、安全施設は、船舶の衝突によって取水路が閉塞す

ることなく安全機能を損なうことはない。

(7) 電磁的障害

安全機能を有する原子炉保護設備は、発電用原子炉施設で発生する電磁干渉や無線電波干渉等により機能が喪失しないよう、計測制御回路を構成する安全保護系計器ラック及びケーブルは、日本工業規格(JIS)等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計としているため、電磁的障害により安全施設が安全機能を損なうことはない。

(発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)

第七条 工場等には、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号） 第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。第二十四条第六号において同じ。）を防止するための設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

発電用原子炉施設への人の不法な侵入等を防止するため、核物質防護対策として、安全施設を含む区域を設定し、その区域を人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁によって防護して、巡視、監視等を行うことにより、接近管理及び出入管理を行える設計とする。

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

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

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

(火災による損傷の防止)

第八条 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）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。

2 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の措置を講じるものとする。

(1) 火災発生防止

潤滑油等の発火性又は引火性物質を内包する機器は、漏えいを防止する設計とする。万一、潤滑油等が漏えいした場合に、漏えいの拡大を防止する堰等を設ける設計とする。

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、不燃性又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合若しくは他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き、不燃性又は難燃性材料を使用した設計とする。

電気系統については、必要に応じて、過電流継電器等の保護装置と遮断器の組み合わせ等により、過電流による過熱、焼損の防止を図るとともに、必要な電気設備に接地を施す。

落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するため、避雷設備を設けるとともに、安全上の重要度に応じた耐震設計を行う。

(2) 火災感知及び消火

安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火が行えるように異なる種類の感知器を設置する設計とする。

消火設備は、自動消火設備、手動操作による固定式消火設備、水消火設備及び消火器を設置する設計とし、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、系統及び機器が設置される火災区域又は火災区画並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域であって、火災発生時に煙の充満、放射線の影響により消火活動が困難なところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する設計とする。

原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器相互の系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置する消火設備は、系統分離に応じた独立性を備えた設計とする。

火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、安全機能を有する構築物、系統及び機器の耐震クラスに応じて、機能を維持できる設計とする。

(3) 火災の影響軽減のための対策

火災防護対象機器等については、以下に示す火災の影響軽減のための対策を講じた設計とする。

原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域については、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁として、3時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である 150mm⁽¹¹⁾ 以上の壁厚を有するコンクリート壁又は火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁によって他の火災区域から分離する設計とする。

火災防護対象機器等は、以下に示すいずれかの要件を満たす設計とする。

- a. 互いに相違する系列の火災防護対象機器等について、互いの系列間が3時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離されていること。
- b. 互いに相違する系列の火災防護対象機器等について、互いの系列間の水平距離が6 m以上あり、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区域又は火災区画に設置されていること。
この場合、水平距離間には仮置きするものを含め可燃性物質が存在しないこと。
- c. 互いに相違する系列の火災防護対象機器等について、互いの系列間が1時間の耐火能力を有する隔壁等で分離されており、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること。

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

力を有する耐火壁によって他の火災区域から分離された設計とする。

ただし、放射性物質の貯蔵機能のみを有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域であり、他の火災区域と隣接しない火災区域は、耐火壁による放射性物質の閉じ込め機能に期待しないため、火災区域の境界壁は耐火能力を確保しない設計とする。

2 について

消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、消火設備の消火方法、消火設備の配置設計等を行うことにより、発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない設計とする。

(溢水による損傷の防止等)

第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのために、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに使用済燃料ピットにおいては、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持できる設計とする。

なお、発電用原子炉施設内における溢水として、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動又は使用済燃料ピットのスロッシングにより発生した溢水を考慮する。

2 について

設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放

放射性物質を含む液体があふれ出た場合において，当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

(誤操作の防止)

第十条 設計基準対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。

2 安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

運転員の誤操作を防止するため、盤の配置、操作器具等の操作性に留意するとともに、状態表示及び警報表示により発電用原子炉施設の状態が正確、かつ迅速に把握できる設計とする。また、保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故発生後、ある時間までは運転員の操作を期待しなくとも必要な安全機能が確保される設計とする。

さらに、その他の安全施設についても、プラントの安全上重要な機能に障害をきたすおそれがある現場の機器・弁や外部環境に影響を与えるおそれのある現場の機器・弁に対して、色分けによる識別管理を行うとともに、このうち現場の制御盤・弁に対しては施錠管理を行うことにより、誤操作を防止する設計とする。

2 について

発電用原子炉の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応操作に必要な各種指示計、発電用原子炉を安全に停止するために必要な原子炉保護設備及び工学的安全施設関係の操作盤は、中央制御室に集中して設ける。

また、中央制御盤は盤面機器（操作器、指示計、警報表示）をシ

システム毎にグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコード化（色，形状，大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで，通常運転，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに，容易に操作ができる設計とする。

現場操作が必要な安全施設について，プラントの安全上重要な機能に障害をきたすおそれがある現場の機器・弁や外部環境に影響を与えるおそれのある現場の機器・弁に対して，色分けによる識別管理や視認性の向上を行い，操作を容易にする設計とする。

当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震，内部火災，内部溢水，外部電源喪失並びに燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物による操作雰囲気悪化）を想定しても，運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を中央制御室において容易に操作することができる設計とするとともに，現場操作についても運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し，適切な対応を行うことにより容易に操作することができる設計とする。

想定される環境条件とその措置は次のとおり。

（地震）

中央制御室及び中央制御盤は，耐震性を有する原子炉補助建屋内に設置し，基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。また，中央制御室内に設置する制御盤等は床等に固定することにより，運転操作に影響を与えず容易に操作

できる設計とする。さらに、主盤、補助盤等到手摺を設置し、地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止できる設計とする。

現場操作については、操作対象設備が基準地震動による地震力に対して機能喪失せず、現場操作場所へのアクセスルートも確保される設計とする。

(内部火災)

中央制御室に消火器を設置するとともに、火災が発生した場合の運転員の対応を規定類に定め、運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。

現場操作が必要となる対象設備は、「1.6.1 設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針」による設計とすることで、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の措置を講じ、容易に操作できる設計とする。

(内部溢水)

中央制御室周りには、溢水源となる機器を設けない設計とする。また、中央制御室周りの消火作業に伴う溢水についても、運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。

現場操作が必要となる対象設備は、「1.7 溢水防護に関する基本方針」による設計とすることで、溢水が発生した場合においても安全機能を損なわず、容易に操作できる設計とする。

(外部電源喪失)

地震、竜巻・風（台風）、積雪、落雷、森林火災、火山の影響に伴い外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機が起動することにより操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作でき

る設計とする。また、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間においても、無停電運転保安灯により中央制御室における運転操作に必要な照明を確保し、容易に操作できる設計とする。

現場操作が必要となる対象設備は、「10.11 安全避難通路等」による設計とすることで必要な照明を確保し、容易に操作できる設計とする。

(ばい煙等による操作雰囲気の悪化)

火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気の悪化に対しては、中央制御室の空調系を閉回路循環運転とし、外気を遮断することにより運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。

建屋内の現場操作に対しては、空調設備を停止することにより外気を遮断し、運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。また、屋外の現場操作に対しては、時間余裕を確保し環境が回復した後に操作する設計とする。

(安全避難通路等)

第十一条 発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。

- 一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路
- 二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明
- 三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源

適合のための設計方針

- 一 発電用原子炉施設の建屋内には数箇所避難階段を設置し、それらに通じる避難通路を設ける。また、避難通路には必要に応じて、標識並びに非常灯及び誘導灯を設け、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる設計とする。
- 二 非常灯及び誘導灯は、灯具に蓄電池を内蔵し、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない設計とする。
- 三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、運転保安灯又は無停電運転保安灯を設置する。また、作業場所までの移動に必要な照明として内蔵電池を備える可搬型照明を配備する。

運転保安灯は、プラント停止・冷却操作、監視等の操作が必要となる中央制御室及び中央制御室退避時に必要な操作を行う中央制御室外原子炉停止盤近傍等に設置する。また、外部電源喪失時にも必要な照明を確保できるよう、非常用母線に接続し、ディーゼル発電機からも電力を供給できる設計とする。

無停電運転保安灯は全交流動力電源喪失時に操作が必要となる主蒸気管室及び電源復旧対応が必要となる安全補機開閉器室等に設置する。無停電運転保安灯は非常用母線に接続し、ディーゼル発電機からも電力を供給できる設計とするほか、全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処するために必要な電力の供給が空冷式非常用発電装置から開始されるまでの間点灯できるよう、内蔵電池を備える設計とする。

運転保安灯及び無停電運転保安灯は、設計基準事故が発生した場合に必要な操作が行えるよう、非常灯と同等以上の照度を有する設計とする。

可搬型照明は、全交流動力電源喪失時に作業場所までの移動に必要な照明を確保できるよう内蔵電池を備える設計とし、現場での主蒸気逃がし弁操作が必要となる時間（事象発生から約 30 分）までに十分準備可能なよう、初動操作に対応する運転員が常時滞在している中央制御室に配備する。

外部電源喪失時、ディーゼル発電機が長時間連続運転を行う場合において、ミニローリーによるディーゼル発電機燃料の輸送を夜間に実施する場合、投光器、ヘッドライト等の可搬型照明、ミニローリーの前照灯等を使用する。これらの可搬型照明は、発電所構内の所定の場所に保管し、輸送開始が必要となる期間（事象発生から 3.5 日）までに十分準備可能な設計とする。

(安全施設)

第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。

2 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は、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと

（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。

3 安全施設は、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ものでなければならない。

4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。

5 安全施設は、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でなければならない。

6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。

7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性

を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

安全施設は、「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」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて分類し、十分高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

2 について

安全機能を有する系統のうち、重要度が特に高い安全機能を有する系統については、当該系統を構成する機械又は器具の構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮し、原則として多重性のある独立した系列又は多様性のある独立した系列を設け、各系列又は各系列相互間には、離隔距離を取るか必要に応じ障壁を設ける等により、物理的に分離するとともに、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、又は長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。

また、重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とするアニュラス空気再循環設備のダクトの一部並びに安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、当該設備に要求される「格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能」が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件と

なる故障を，ダクトについては全周破断，フィルタユニットについてはフィルタ本体の閉塞を想定する。いずれの故障においても，単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう，安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし，その単一故障を仮定しない。設計に当たっては，想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり，かつ，補修作業が容易となる設計とする。安全上支障のない期間については，設計基準事故時に，ダクトの全周破断又はフィルタ本体の閉塞に伴う放射性物質の漏えいを考慮しても，周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクが「添付書類十 3.4 環境への放射性物質の異常な放出」の評価結果と同程度であり，また，修復作業に係る被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とできる期間として，3日間とする。

中央制御室換気空調設備のうち単一設計とする中央制御室非常用給気系統のフィルタユニット及びダクトの一部については，当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障として，想定される最も過酷な条件となる故障を，ダクトについては全周破断，フィルタユニットについてはフィルタ本体の閉塞を想定する。いずれの故障においても，単一故障による中央制御室の運転員の被ばくの影響を最小限に抑えるよう，安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし，その単一故障を仮定しない。設計に当たっては，想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり，かつ，補修作業が容易となる設計とする。安全上支障のない期間については，設計基準事故時に，ダクトの全周破断又はフィルタ本体の閉塞に伴う放射性物質の漏えい

を考慮しても、中央制御室の運転員の被ばく量は緊急作業時における線量限度に対して十分な裕度を確保でき、また、修復作業に係る被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とできる期間として、3日間とする。

試料採取設備のうち単一設計とする事故時に1次冷却材をサンプリングする設備については、当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態の把握機能が単一故障により失われる場合であっても、格納容器再循環サンプ水位の確認により、事故時の再循環水のほう素濃度が未臨界ほう素濃度以上であることを把握でき、事故時の原子炉の停止状態の把握機能を代替できる設計とする。

単一設計とするスプレイリングを有する原子炉格納容器スプレイ設備については、安全機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。動的機器の単一故障として原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動又はディーゼル発電機1台の不作動を、静的機器の単一故障として配管1箇所全周破断を仮定し、静的機器の単一故障を仮定した場合でも、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の原子炉格納容器の冷却機能を達成できるよう、スプレイ流量を確保するための逆止弁を設置する。

また、単一設計とするアニュラス空気再循環設備のダクトの一部、安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部並びに中央制御室非常用給気系統のフィルタユニット及びダクトの一部については、劣化モードに対する適切な保守管理を実施し、故障の発生を低く抑える。

3 について

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

4 について

安全施設は、それらの健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、必要性及びプラントに与える影響を考慮して、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

試験又は検査が可能な設計とする対象設備を表に示す。

表 試験又は検査が可能な設計とする対象設備

構築物，系統及び機器	設計上の考慮
反応度制御系，原子炉停止系	試験のできる設計とする。
原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計とする。
残留熱を除去する系統	試験のできる設計とする。
非常用炉心冷却系統	定期的に試験及び検査できるとともに，その健全性及び多重性の維持を確認するため，独立に各系の試験及び検査ができる設計とする。
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験のできる設計とする。
原子炉格納容器	定期的に，所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計とする。 電線，配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計とする。
隔離弁	隔離弁は定期的な動作試験が可能であり，かつ，重要な弁については漏えい試験ができる設計とする。
原子炉格納容器熱除去系	試験のできる設計とする。
原子炉格納施設雰囲気制御する系統	試験のできる設計とする。
安全保護系	原則として原子炉の運転中に，定期的に試験ができるとともに，その健全性及び多重性の維持を確認するため，各チャンネルが独立に試験できる設計とする。
電気系統	重要度の高い安全機能に関連する電気系統は，系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	安全機能を有する構築物，系統及び機器は，適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。

5 について

発電用原子炉施設内部においては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損、配管の破断及び高速回転機器の破損による飛散物が想定される。

発電所内の施設については、タービン・発電機等の大型回転機器に対して、その損壊によりプラントの安全を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えるよう、機器の設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払う。

さらに、万一タービンの破損を想定した場合でも、タービン羽根、T-Gカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

高温高圧の流体を内包する1次冷却材管及び主蒸気・主給水管については、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、周辺雰囲気の変化等により、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。

以上の考慮により、安全施設は安全性を損なわない設計とする。

6 について

重要安全施設のうち、2以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものは非常用所内高圧母線である。

非常用所内高圧母線については、1号炉及び2号炉と3号炉間で

相互に接続できる手段を整備する場合、通常時は接続用ケーブルの両端を遮断器により電氣的に分離し、重大事故等発生時には遮断器を投入することにより、迅速かつ安全に号炉間の電力融通を可能とし、電力供給手段の多様化を図ることで、3号炉の安全性が向上する設計とする。

7 について

安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の発電用原子炉施設において共用するのは火災感知設備及び消火設備である。

火災感知設備の一部は、共用する他号炉設置の火災区域に設け、中央制御室での監視を可能とすることで、共用により発電用原子炉の安全性を損なわない設計とする。

消火設備の一部は、共用する他号炉設置の火災区域に対し必要な容量の消火水等を供給できるものとし、消火設備の故障警報を中央制御室に吹鳴することで、共用により発電用原子炉の安全性を損なわない設計とする。

安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の発電用原子炉施設を相互に接続するのは、給水处理系統、補給水系統及び補助蒸気設備である。

給水处理系統、補給水系統及び補助蒸気設備は、1号炉及び2号炉と3号炉間で相互に接続するものの、接続する設備の設計圧力等は同じとし、連絡時に3号炉の安全性を損なわない設計とする。連絡時以外においては、連絡弁を施錠閉とすることにより物理的に分離し、3号炉に悪影響を及ぼすことのない設計とする。

(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)

第十三条 設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。

一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 最小限界熱流束比（燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束（単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。）と運転時の熱流束との比の最小値をいう。）又は最小限界出力比（燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。）が許容限界値以上であること。

ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。

ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。

ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・一倍以下となること。

二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。

ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・二倍以下となること。

ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下とな

ること。

ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

適合のための設計方針

設計基準対象施設は固有の安全性及び安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示すために、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定）等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。

(全交流動力電源喪失対策設備)

第十四条 発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの約 40 分間に対し、十分長い間、原子炉停止系の動作により発電用原子炉を安全に停止し、1 次冷却系統においては 1 次冷却材の自然循環、2 次冷却系統においてはタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気安全弁の動作により一定時間冷却を行えとともに原子炉格納容器の健全性を確保するための工学的安全施設が動作することができるよう、制御電源の確保等これらの設備に必要な容量を有する蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

(炉心等)

第十五条 設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。

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

3 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならない。

4 燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないものでなければならない。

5 燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。

6 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。

一 通常運転時における発電用原子炉内の最高使用圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。

二 輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないものとする。

適合のための設計方針

1 について

濃縮ウラン燃料 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料，軽水減速，軽水冷却，加圧水型の本原子炉は，低濃縮二酸化ウラン燃料，ガドリニア入り低濃縮二酸化ウラン燃料及び低濃縮二酸化ウラン燃料と同等の反応度を持つウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を使用し，ドップラ係数，減速材温度係数，減速材ボイド係数及び圧力係数を総合した固有の負の反応度フィードバック特性を持たせることにより，固有の出力抑制特性を有する設計とする。

具体的には，発電用原子炉は，高温状態以外で臨界としない設計とする。ドップラ係数は，急激な反応度増加があつた場合でも十分な出力抑制効果を有するように，常に負になる設計とする。減速材温度係数，減速材ボイド係数及び圧力係数については，通常，減速材密度変化への寄与はボイドあるいは圧力に比べ温度の効果が大きいことから，減速材温度係数が高温出力運転状態で負になる設計とする。

これらにより，設計負荷変化及び外乱に起因する反応度変化に対しては，固有の出力抑制特性と原子炉制御設備により原子炉出力の振動が十分な減衰特性を有する設計とするとともに，急激な反応度増加に対しても，固有の出力抑制特性により十分な出力抑制効果を有する設計とする。

発電用原子炉に固有の負の反応度フィードバック特性を持たせる

ことにより、キセノンによる原子炉出力分布の空間振動のうち水平方向振動は減衰特性を有する設計とする。軸方向振動は、炉外核計装で軸方向中性子束偏差を計測することにより確実かつ容易に検出でき、制御棒クラスタを操作して、アキシャルオフセットを適正な範囲に維持することによって出力振動を抑制できる設計とする。

また、アキシャルオフセットが運転目標値から大きく逸脱した場合には、原子炉制御設備又は原子炉保護設備が作動し、出力低下あるいは原子炉トリップを行うことにより、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。

2 について

(1) 炉心は、それに関連する 1 次冷却系統、反応度制御系統、原子炉停止系統、計測制御系統、安全保護回路の機能とあいまって、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要素の許容損傷限界を超えないように以下の基準を満足する設計とする。

- a. 最小 DNB R は、許容限界値以上であること。
- b. 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン、ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの溶融点未満であること。

すなわち、炉心設計においては、炉内出力分布が平坦になるような燃料取替方式を採用するほか、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する。

また、計測制御系統により、原子炉運転中の炉内出力分布を監視できる設計とする。

さらに、燃料中心最高温度が二酸化ウラン、ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの溶融

点を超えるか又は最小D N B Rが許容限界値を下回るおそれがある場合には、安全保護系の作動により発電用原子炉を自動的に停止できる設計とする。

- (2) 想定される反応度投入過渡事象（原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き）時においては「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」に定める燃料材のエンタルピに関する燃料要素の許容損傷限界及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に定めるP C M I破損しきい値のめやすを超えることのない設計とする。

3 について

炉心を構成する燃料要素以外の燃料体の構成要素及び原子炉容器内で炉心近辺に位置する燃料体以外の構成要素は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において想定される荷重の組合せに対し、発電用原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保するために必要な構造及び強度を維持し得る設計とする。

4 について

燃料体は、1次冷却材の挙動により生じる流体振動により損傷を受けない設計とする。

炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに1次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、1次冷却材又は2次冷却材の循環、沸騰等により生じる流体振動又は温度差のある流体の混合等により生じる温度変動により損傷を受けない設計とする。

5 及び 6 の一 について

燃料体は、通常運転時における燃料要素の内外圧差、燃料要素及

び他の材料の照射，負荷の変化により起こる圧力及び温度の変化，化学的効果，静的及び動的荷重，燃料材の変形並びに燃料要素内封入ガスの組成の変化等を考慮して，各構成要素が十分な強度を有し，その機能を保持できる設計とし，通常運転時における発電用原子炉内の最高使用圧力，自重，附加荷重，核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇，熱応力等の荷重に耐える設計とする。

このため，燃料要素は所要の運転期間において，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に，以下の基準を満足できる設計とする。

- (1) 燃料中心最高温度は，二酸化ウラン，ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの溶融点未満であること。
- (2) 燃料要素内圧は，通常運転時において，燃料被覆材の外向きのクリープ変形により燃料材と燃料被覆材のギャップが増加する圧力を超えないこと。
- (3) 燃料被覆材応力は，燃料被覆材の耐力以下であること。
- (4) 燃料被覆材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%以下であること。
- (5) 累積疲労サイクルは，設計疲労寿命以下であること。

6 の二 について

燃料体は，輸送及び取扱中に燃料体に加わる荷重に対して構成部品が十分な強度を有し，燃料体としての機能を阻害することのない設計とする。

また，輸送及び取扱いに当たっては，過度な外力がかからないよう十分な配慮をするとともに，発電所へ搬入後，健全性を確認する。

(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

第十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。

- 一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする事。
- 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。
- 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする事。
- 四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。
- 五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする事。

2 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。

- 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものである事。
 - イ 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するもの及び放射性物質の放出を低減するものとする事。
 - ロ 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとする事。
 - ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。
- 二 使用済燃料の貯蔵施設（使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）を除く。）にあつては、前号

に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。

イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。

ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであって、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする。

ハ 使用済燃料貯蔵槽（安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。）から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであって、使用済燃料貯蔵槽から水が漏れ出した場合において水の漏れいを検知することができるものとする。

ニ 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。

3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。

一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。

二 外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとする。

4 キャスクを設ける場合には、そのキャスクは、第二項第一号に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

一 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものと

すること。

二 使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとする
と。

三 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、
その機能を適切に監視することができるものとする。

適合のための設計方針

1 について

燃料体等の取扱設備は、下記事項を考慮した設計とする。

一 燃料取扱設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取
扱いにおいて、燃料取替クレーン、燃料移送装置、使用済燃料ピ
ットクレーン等を連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる
設計とする。

二 燃料取扱設備は、燃料体等を一体ずつ取扱う構造とし、臨界を
防止する設計とする。

三 燃料体等（新燃料を除く。）の移送は、全て水中で行い、崩壊
熱により溶融しない設計とする。

四 使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の取扱
設備は、取扱い時において、十分な水遮蔽深さが確保される設計
とするなど、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り
低くするような設計とする。

五 燃料取扱設備は、移送操作中の燃料体等の落下を防止するため
十分な考慮を払った設計とする。

2 について

一 燃料体等の貯蔵設備は、以下のように設計する。

イ 燃料の貯蔵設備は、独立の燃料取扱棟に設け、燃料取扱棟内の独立した区画に新燃料貯蔵庫を設ける。

燃料取扱棟内の使用済燃料ピット水面には、補助建屋換気空調設備より外気を供給し、使用済燃料ピット水面から上昇する気体が建屋内に拡散するのを防止するとともに、使用済燃料ピット区域からの排気は補助建屋換気空調設備により補助建屋排気筒へ排出する設計とする。また、燃料体等の落下により放射性物質が放出された場合はアニュラス空気再循環設備により、格納容器排気筒へ排出する設計とする。

加えて、使用済燃料ピットには、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を設け、使用済燃料ピット水に含まれる固形分及びイオン性不純物を除去し、ピット水からの放射線量が十分低くなるように設計する。

ロ ウラン新燃料の貯蔵設備は、1回の燃料取替えに必要とする燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有する設計とし、また、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の貯蔵設備は、全炉心燃料及び1回の燃料取替えに必要とする燃料集合体数並びにウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有する設計とする。

ハ 新燃料貯蔵庫中の新燃料ラックは、燃料集合体の間隔を十分にとり、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は、0.95（解析上の不確定さを含む。）以下となる設計とする。

使用済燃料ピット中の使用済燃料ラックは、燃料集合体の間隔を十分にとり、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は、0.98（解析上の不確定さを含む。）以下となる設計とする。

二 使用済燃料の貯蔵設備は以下のように設計する。

イ 使用済燃料ピットの壁面及び底部はコンクリート壁による遮蔽を有し、使用済燃料の上部は十分な水深を持たせた遮蔽により、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。

ロ 使用済燃料の貯蔵設備は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却して、使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料からの崩壊熱を十分除去できる設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備を経て最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、浄化系は、使用済燃料ピット水を適切な水質に維持できる設計とする。

ハ 使用済燃料ピットは、冷却水の喪失を防止するため十分な耐震性を有する設計とするとともに、冷却水の喪失を引き起こす可能性のあるドレン配管等は設けないようにする。また、内面はステンレス鋼でライニングし、漏えいを防止する。更に、ピットに接続する配管には、サイホン現象により冷却水の喪失を招かないよう必要な個所にはサイホンブレーカを設ける。

また、ピット内張りからの漏えい検知のための漏えい検知装置、ピット水位監視のための水位低及び水位高警報を設ける。

ニ 使用済燃料の貯蔵設備は、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時においても使用済燃料ピット水の著しい減少を

引き起こすような損傷が生じない設計とする。

また、使用済燃料ピットクレーン本体等の重量物については、使用済燃料ピットに落下しない設計とする。

3 について

- 一 使用済燃料ピットには使用済燃料ピット水漏えい監視のため、漏えい検知装置を設ける。

また、使用済燃料ピット水位及び水温監視のため、水位高、水位低及び温度高の警報を設け、中央制御室に警報を発する設計とする。

燃料取扱場所には周辺の放射線監視のためのエリアモニタを設け、放射線量の異常を検知した時は中央制御室に警報を発する設計とする。

- 二 使用済燃料ピットの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の計測設備は、非常用所内電源より受電し、外部電源が利用できない場合においても、監視できる設計とする。

4 について

当該設備は設置していない。

(原子炉冷却材圧力バウンダリ)

第十七条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。
- 二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。
- 三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとする。
- 四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。

適合のための設計方針

1 について

原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。

- (1) 原子炉容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）
- (2) 原子炉冷却材系を構成する機器及び配管（1次冷却材ポンプ、蒸気発生器の水室・管板・管、加圧器、1次冷却系統配管及び弁等）

(3) 接続配管

- a. 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。
- b. 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有する余熱除去系統入口ラインは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。
- c. 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、b.以外のものは、原子炉側からみて、第1隔離弁を含むまでの範囲とする。
- d. 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も a. に準ずる。
- e. 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

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

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲（以下「拡大範囲」という。）となる余熱除去系統入口ラインについては、従来クラス2機器としていたが、上記 b. に該当することから原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲としてクラス1機器における要求を満足することを確認する。

拡大範囲については、クラス1機器供用期間中検査を行うとともに、拡大範囲のうち配管と管台の溶接継手に対して追加の非破壊検査（浸透探傷検査）を検査間隔にて全数（100％）継続的に行い健全性を確認する。

一及び二

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において，原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力，温度変化は，１次冷却設備，工学的安全施設，原子炉補助施設，計測制御系統施設等の作動により，許容される範囲内に制御できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において，原子炉冷却材の喪失を停止させるため，配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し，適切な隔離弁を設ける設計とする。

三 通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，保守時，試験時及び事故時において原子炉冷却材圧力バウンダリがぜい性的挙動を示さず，かつ急速な伝播型破断を防止する設計とする。

フェライト系鋼材で製作する機器に対しては，切欠じん性を考慮した材料選択，設計，製作及び運転に留意するものとし，原子炉容器，蒸気発生器水室，加圧器等はぜい性破壊防止の観点から，最低使用温度を確認し，適切な温度で使用する。

なお，原子炉容器は中性子照射によってぜい性遷移温度が上昇するので，カプセルに収容した試験片を熱遮蔽体と原子炉容器の間に挿入して照射し，計画的に取り出し，最低使用温度を確認する。

鋼板（フェライト系）としては圧力容器用調質型マンガンモリブデンニッケル鋼鋼板相当品及び圧力容器用調質型マンガンモリブデン鋼鋼板相当品を，鍛鋼（フェライト系）としては圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品相当品を使用する。

四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの１次冷却材の漏えいの早期

検出用として、原子炉格納容器内への漏えいに対しては、格納容器ガスモニタ、格納容器じんあいモニタ、格納容器サンプ水位上昇率測定装置及び凝縮液量測定装置を設ける。

また、1次冷却材の2次冷却系統への漏えいに対しては、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器排気ガスモニタ及び高感度型主蒸気管モニタを設ける。

これらの検出装置が異常を検出した場合は、中央制御室に警報を発するよう設計する。

(蒸気タービン)

第十八条 蒸気タービン（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）は、当該蒸気タービンが損壊し、又は故障した場合においても、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

2 蒸気タービンには、当該蒸気タービンが損壊し、又は故障した場合においても発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、その運転状態を監視できる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

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

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

(非常用炉心冷却設備)

第十九条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、非常用炉心冷却設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

一 一次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい損傷を生ずる温度を超えて上昇することを防止できるものとする。

二 一次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材と冷却材との反応により著しく多量の水素を生じないものとする。

適合のための設計方針

非常用炉心冷却設備としては、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系を設ける。このうち蓄圧注入系は、外部駆動源を必要とせず、1次冷却材喪失事故に伴って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、逆止弁の自動開放によって、自動的に注水を開始する設計とする。また、高圧注入系及び低圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号によって自動的に起動し、外部電源喪失時にもディーゼル発電機からの給電によって駆動できる設計とする。

非常用炉心冷却設備は、想定されるいかなる配管破断による1次冷却材喪失事故に対しても「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」を十分満足する設計とする。

(一次冷却材の減少分を補給する設備)

第二十条 発電用原子炉施設には、通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時に発生した一次冷却材の減少分を補給する設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

1 次冷却材喪失事故に至らない原子炉冷却材圧力バウンダリからの 1 次冷却材の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小さな機器の損傷による 1 次冷却材の漏えいに対しては、内径 9.5mm 配管の破断相当の漏えいまで化学体積制御設備の充てんポンプを用いて、1 次冷却材を補給することができる設計とする。

充てんポンプは 3 台設置し、外部電源が喪失した場合でもディーゼル発電機からの給電によって運転可能な設計とする。

(残留熱を除去することができる設備)

第二十一条 発電用原子炉施設には、発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

原子炉の炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱は、原子炉停止後初期の段階においては蒸気発生器により除去し、発生蒸気は復水器又は大気放出により処理する設計とする。また、1次冷却材の圧力及び温度が所定の値以下に低下した後の段階においては、余熱除去設備により残留熱の除去を行うことができる設計とする。

余熱除去設備は、2系列運転の場合、原子炉停止後約20時間で1次冷却材温度を60℃まで下げることができる設計とする。

また、冷却速度は原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却速度の制限(55℃/h)を超えないように調節することができる設計とする。

事故の態様により、蒸気発生器による炉心冷却を期待する場合、1次冷却材の強制循環又は自然循環により蒸気発生器を介して炉心の熱を2次冷却系統に伝熱し、補助給水系統による給水と主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁からの蒸気除去によって、必要な除熱ができる設計とする。

これらの残留熱を除去する設備は、各段階に応じた残留熱を安全に除去するため多重性を有する系統構成とし、更に、電動補助給水ポン

プ、余熱除去ポンプ等は非常用母線より給電する設計とする。

(最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備)

第二十二条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

一 原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を除去することができるものとする。

二 津波、溢水又は工場等内若しくはその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわないものとする。

適合のための設計方針

一 通常運転時、運転時の異常な過度変化時及び設計基準事故時、発電用原子炉で発生した熱は、以下のように最終的な熱の逃がし場である海又は大気に確実に伝達できる設計とする。

通常運転時において原子炉で発生した熱は復水器を経て海へ伝えられる。また、原子炉停止時は、主蒸気ダンプ弁から復水器を経て海へ、又は主蒸気逃がし弁からの放出蒸気により大気に伝えられ、更に、1次冷却材の温度、圧力が十分低下した後は、余熱除去設備、原子炉補機冷却水設備、原子炉補機冷却海水設備を経て海へ伝えられる。

運転時の異常な過度変化時及び事故時において原子炉で発生した熱は、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁からの放出蒸気により大気に伝えられる。

1次冷却材喪失事故時には非常用炉心冷却設備により炉心が再冠水された後は、余熱除去設備、原子炉補機冷却水設備、原子炉補機

冷却海水設備を経て海へ伝えられる。

原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備は、多重性を持たせるとともに非常用母線より給電して、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において十分その機能を果たせる設計とする。

二 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備（余熱除去設備及び原子炉補機冷却水設備等）は、津波、溢水若しくはその周辺における原子炉施設の安全性を損なわせる原因となる恐れがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわない設計とする。

(1) 津 波

第五条の適合のための設計方針に示すとおり、基準津波に対して、安全機能を損なわない設計とする。

(2) 内部溢水

第九条の適合のための設計方針に示すとおり、原子炉施設内で想定される溢水に対して、安全機能を損なわない設計とする。

(3) 発電所内若しくはその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの

第六条の適合のための設計方針に示すとおり、想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全機能を損なわない設計とする。

第七条の適合のための設計方針に示すとおり、発電用原子炉施設への人の不法な侵入等を防止するため、適切な措置を講じる設計とする。

(計測制御系統施設)

第二十三条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。

- 一 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるものとする。
- 二 前号のパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できるものとする。
- 三 設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講じるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるものとする。
- 四 前号のパラメータのうち、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準事故時においても二種類以上監視し、又は推定することができるものとする。
- 五 発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録され、及び当該記録が保存されるものとする。

適合のための設計方針

- 一及び二 計測制御系統施設は、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中性子束、制御棒位置、1次冷却材の圧力、温度及び流量、加圧器水位、蒸気発生器2次側圧力及び水位、原子炉

格納容器内圧力及び温度等の重要なパラメータを適切な範囲に維持制御し監視できる設計とする。

三 計測制御系統施設は、事故時において事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータである原子炉格納容器内圧力及び温度、1次冷却材の圧力及び温度、高圧及び低圧注入流量、補助給水流量等は、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視できる設計とする。また、1次冷却材の放射性物質の濃度、原子炉格納容器内水素ガス濃度及び放射性物質の濃度等については、設計基準事故時においてもサンプリングにより測定し、監視できる設計とする。

四 前号のパラメータのうち、発電用原子炉の停止状態及び炉心の冷却状態は、2種類以上のパラメータにより監視あるいは推定できる設計とする。

五 発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状態を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故においても、確実に記録及び保存できる設計とする。1次冷却材の放射性物質の濃度、原子炉格納容器内水素ガス濃度及び放射性物質の濃度等については、設計基準事故時においてもサンプリングにより測定し、確実に記録及び保存できる設計とする。

(安全保護回路)

第二十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。
- 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。
- 三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。
- 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。
- 五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。
- 六 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ものとする。

七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

適合のための設計方針

一 安全保護系には予想される各種の運転時の異常な過渡変化に対処し得る複数の原子炉トリップ信号及び工学的安全施設作動信号を設け、運転時の異常な過渡変化時に、発電用原子炉の過出力状態や出力の急激な上昇等の異常状態を検知した場合には、原子炉停止系を作動させて発電用原子炉を自動的に停止させるとともに、必要に応じて工学的安全施設作動設備により非常用炉心冷却設備を作動させ、燃料要素の許容損傷限界を超えることがない設計とする。

また、制御棒クラスタの連続引抜きのような原子炉停止系の単一の誤動作に対し、炉心を過出力から保護するための「中性子束高原子炉トリップ」信号、「過出力 ΔT 高原子炉トリップ」信号を設けるほか、燃料被覆管の損傷を防止するための「過大温度 ΔT 高原子炉トリップ」信号等を設け、これらの信号によって発電用原子炉を自動的に停止させ、燃料要素の許容損傷限界を超えることがない設計とする。

二 安全保護系は、設計基準事故時に対処し得る複数の原子炉トリップ信号及び工学的安全施設作動信号を設け、1次冷却材喪失等の事故を検知した場合には、原子炉保護設備の動作により発電用原子炉を自動的に停止させるとともに、必要に応じて工学的安全施設作動設備が動作して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を自動的に作動させる設計とする。

三 安全保護系は、多重性を有するチャンネル構成とし、チャンネルの単一故障又は使用状態からの単一の取り外しを考慮しても、安全保護機能を果たす設計とする。

(1) 安全保護系は、使用状態からの単一の取り外し、あるいは運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時においてチャンネルの単一故障を想定しても安全保護機能を失うことがなく、かつ偽の信号発生等による誤動作を防止するため、「2 out of 3」又は「2 out of 4」構成とする。

(2) 例外として、プラント起動時等、その安全保護機能を必要とする期間が短期間に限られる場合は、その短期間でのチャンネルの故障確率が小さいことから「1 out of 2」構成とする。

四 安全保護系を構成するチャンネルは、チャンネル毎に専用のケーブルトレイ、計器ラック等を設けるとともに、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように物理的、電氣的に分離し、独立性を図る設計とする。また、各チャンネルの電源も無停電電源 4 母線から独立に供給する設計とする。

五 原子炉保護系の双安定回路、原子炉トリップ遮断器の不足電圧コイル等は、駆動源の喪失、系の遮断に対して、発電用原子炉をトリップさせる方向に作動するよう設計する。

その他の安全保護系は、駆動源の喪失、系の遮断に対して安全保護動作が作動するか、又は、そのまま現在の状態を維持する。

この現状維持の場合でも多重化された他の回路が保護動作を行い、安全上支障がないような設計とする。

六 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措置を実施する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）に制限することで機能的に分離するとともに、計算機固有のプログラム及び言語の使用による一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境などによりウイルス等の侵入防止をすることでソフトウェアの内部管理の強化を図り、外部からの不正アクセスを防止する設計とする。

また、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC 4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG 4609-2008）に準じて設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認（コンピュータウイルスの混入防止含む。）がなされたソフトウェアを使用するとともに、発電所での出入管理による物理的アクセスの制限及び安全保護系のデジタル計算機のパスワード管理による電氣的アクセスの制限により、不正な変更等による承認されていない動作や変更を防止する設計とする。

七 安全保護系は、計測制御系から分離した設計とする。安全保護系の一部から計測制御系への信号を取り出す場合には、信号の分岐箇所には絶縁増幅器を使用し、計測制御系で回路の短絡、開放等の故障が生じて安全保護系へ影響を与えない設計とする。