

平成25年2月6日

新安全基準（設計基準）骨子案

目次

1. 総則

- (1) 用語の定義
- (2) 準拠規格及び基準（指針 1.）

2. 原子炉施設の共通の技術要件

- (1) 自然現象に対する設計上の考慮（指針 2.）
- (2) 外部人為事象に対する設計上の考慮（指針 3.）
- (3) 内部発生飛来物に対する設計上の考慮（指針 4.）
- (4) 内部溢水に対する設計上の考慮（新規）
- (5) 火災に対する設計上の考慮（指針 5.）
- (6) 環境条件に対する設計上の考慮（指針 6.）
- (7) 共用に関する設計上の考慮（指針 7.）
- (8) 運転員操作に対する設計上の考慮（指針 8.）
- (9) 信頼性に関する設計上の考慮（指針 9.）
- (10) 試験等可能性に関する設計上の考慮（指針 10.）
- (11) 通信連絡設備等に関する設計上の考慮（指針 45.）
- (12) 避難通路に関する設計上の考慮（指針 46.）

3. 原子炉施設における個別の系統

- (1) 炉心等

指針 11. 炉心設計
指針 12. 燃料設計
指針 13. 原子炉の特性

(2) 反応度制御系及び原子炉停止系

- 指針 14. 反応度制御系
- 指針 15. 原子炉停止系の独立性及び試験可能性
- 指針 16. 制御棒による原子炉の停止余裕
- 指針 17. 原子炉停止系の停止能力
- 指針 18. 原子炉停止系の事故時の能力

(3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

- 指針 19. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性
- 指針 20. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊防止
- 指針 21. 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい検出
- 指針 22. 原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中の試験及び検査

(4) 原子炉冷却系

- 指針 23. 原子炉冷却材補給系
- 指針 24. 残留熱を除去する系統
- 指針 25. 非常用炉心冷却系
- 指針 26. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統
- 新規：電気事業法－原子炉等規制法一元化に伴い、
原子炉等規制法で規制対象となる蒸気タービン設備

(5) 原子炉格納施設

- 指針 28. 原子炉格納容器の機能
- 指針 29. 原子炉格納容器バウンダリの破壊防止
- 指針 30. 原子炉格納容器の隔離機能
- 指針 31. 原子炉格納容器隔離弁
- 指針 32. 原子炉格納容器熱除去系
- 指針 33. 格納施設雰囲気制御する系統

(6) 計測制御系

- 指針 47. 計測制御系
- 指針 34. 安全保護系の多重性
- 指針 35. 安全保護系の独立性
- 指針 36. 安全保護系の過渡時の機能
- 指針 37. 安全保護系の事故時の機能
- 指針 38. 安全保護系の故障時の機能
- 指針 39. 安全保護系と計測制御系との分離
- 指針 40. 安全保護系の試験可能性
- 指針 41. 制御室
- 指針 42. 制御室外からの原子炉停止機能
- 指針 43. 制御室の居住性に関する設計上の考慮
- 指針 44. 原子力発電所緊急時対策所

- (7) 電気系統 (指針 48. 電気系統
新規：電気事業法－原子炉等規制法一元化に伴い、
原子炉等規制法で規制対象となる原子力発電工作物)
- (8) 全交流動力電源喪失に対する設計上の考慮 (指針 27. 電源喪失に対する設計上の考慮)
- (9) 放射性廃棄物処理施設
- (10) 燃料取扱系 (指針 52. 放射性気体廃棄物の処理施設
指針 53. 放射性液体廃棄物の処理施設
指針 54. 放射性固体廃棄物の処理施設
指針 55. 固体廃棄物貯蔵施設
指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備
指針 50. 燃料の臨界防止
指針 51. 燃料取扱場所のモニタリング)
- (11) 放射線管理 (指針 56. 周辺の放射線防護
指針 57. 放射線業務従事者の放射線防護
指針 58. 放射線業務従事者の放射線管理
指針 59. 放射線監視)
- (12) その他（補助ボイラ） (新規：電気事業法－原子炉等規制法一元化に伴い、
原子炉等規制法で規制対象となる補助ボイラ)

4. 安全評価

(1) 安全評価

(注意)

- ・本資料は、「発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム」における議論を踏まえて現時点で取りまとめた新安全基準（設計基準）の骨子です。
- ・今回の骨子は、形式にこだわらず規制要求すべき事項を取りまとめたものであり、法規制上の構成や、用語の定義、具体的規定内容等については、法令上の用例に基づき、今後、整理することになります。
- ・「発電用軽水型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 日原子力安全委員会決定）の見直しについては、今後、検討する予定です。また、「2. (7) 共用に関する設計上の考慮」及び「2. (9) 信頼性に関する設計上の考慮」の要件の対象設備については、今後の審査ガイドの整備に先立ち検討を行う予定です。

1. 総則

(1) 用語の定義

本骨子案において、次の各号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。（設計指針における定義に相当）

- ① 「安全機能」とは、原子炉施設の安全性を確保するために必要な構築物、系統又は機器の有する機能であって、次に掲げるものに分類される。
 - 1) その喪失により、原子炉施設を運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に陥れ、もって一般公衆ないし従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの。
 - 2) 原子炉施設の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばく及び原子炉敷地外の環境への放射性物質による汚染を防止し、又は緩和するもの。
- ② 「安全機能の重要度」とは、原子炉施設の安全性確保の見地からの安全機能の重要度の度合いをいう。
- ③ 「通常運転」とは、計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温待機、燃料取替え等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるものをいう。
- ④ 「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作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生ずる異常な状態をいう。
- ⑤ 「設計基準事故」とは、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定するものをいう。
- ⑥ 「原子炉格納容器バウンダリ」とは、原子炉格納容器設計用の想定事象に対して、圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する障壁を形成するよう設計された範囲の施設をいう。
- ⑦ 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、原子炉の通常運転時に、原子炉冷却材（加圧水型軽水炉においては一次冷却材）を内包して原子炉と同じ圧力条件となり、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を形成するものであって、それが破壊すると原子炉冷却材喪失となる範囲の施設をいう。
- ⑧ 「原子炉冷却材系」とは、原子炉の通常運転時に炉心を直接冷却する原子炉冷却材の系統（加圧水型軽水炉においては一次冷却系、沸騰水型軽水炉においては原子炉冷却材再循環系、主蒸気系及び給水系）をいう。
- ⑨ 「原子炉冷却系」とは、原子炉の通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、原子炉から熱を除去する系統（原子炉冷却材系、残留熱を除去する系統、非常用炉心冷却系、二次冷却系（加圧水型軽水炉の場合）、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統等）をいう。

- ⑩ 「原子炉停止系」とは、臨界又は臨界超過の状態から原子炉に負の反応度を投入することにより、原子炉を臨界未満にするよう設計された系統をいう。
- ⑪ 「反応度制御系」とは、原子炉の反応度を制御することにより、原子炉の出力、燃焼、核分裂生成物、温度等の変化に伴う反応度変化を調整するよう設計された系統をいう。
- ⑫ 「安全保護系」とは、原子炉施設の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を検知し、必要な場合、原子炉停止系、工学的安全施設等の作動を直接開始させるよう設計された設備をいう。
- ⑬ 「工学的安全施設」とは、原子炉施設の破損、故障等に起因して、原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放散の可能性がある場合に、これを抑制又は防止するための機能を備えるよう設計された施設をいう。
- ⑭ 「単一故障」とは、一つの機器が故障することによって所定の安全機能を失うことをいい、従属要因に基づく多重故障を含む。なお、「従属要因」とは、単一の原因によって必然的に発生する要因をいう。
- ⑮ 「動的機器」とは、作動信号や動力等の当該機器以外からの入力によって能動的に所定の機能を果たす機器をいう。
- ⑯ 「静的機器」とは、動的機器以外の機器をいう。
- ⑰ 「多重性」とは、同一の機能を有する同一の性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう。
- ⑱ 「多様性」とは、同一の機能を有する異なる性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう。ここでいう「異なる性質」とは、動作原理等が異なり、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が阻害されないことをいう。なお、「共通要因」とは、二つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因であって、例えば環境の温度、湿度、圧力、放射線等による影響因子、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水等による影響因子及び地震、溢水、火災等の影響をいう。
- ⑲ 「独立性」とは、二つ以上の系統又は機器が設計上考慮する環境条件及び運転状態において、共通要因又は従属要因によって、同時にその機能が阻害されないことをいう。
- ⑳ 「燃料の許容設計限界」とは、原子炉の設計と関連して、燃料の損傷が安全上許容される程度であり、かつ、継続して原子炉の運転をすることができる限界をいう。ここで、「継続して原子炉を運転することができる」とは、必ずしもそのままの状態から原子炉を運転することを意味するものではなく、故障箇所の修理及び必要な場合における燃料の検査・交換を行った後に運転を再開することも含む。

1. 総則

(2) 準拠規格及び基準

【基本的要求事項】

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。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 1 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 安全機能を有する構築物、系統及び機器の設計、材料の選定、製作及び検査に当たっては、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必要がある。
- B 「規格及び基準によるものである」とは、対象となる構築物、系統及び機器について設計、材料の選定、製作及び検査に関して準拠する規格及び基準を明らかにしておくことを意味する。

2. 原子炉施設の共通の技術要件

(1) 自然現象に対する設計上の考慮

【基本的要求事項】

(地震・津波（地震随件事象を含む）)

- 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。

(※ 上記は、現行の安全設計審査指針を基にした記載であるが、基準地震動・基準津波（地震随件事象を含む）については、並行して別の検討チームで検討されているため、そこでの結果に置き換わる。)

(地震以外の自然現象)

- 2 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、地震、津波及び地震随件事象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を損なうことの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苛酷と考えられる場合及び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。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 2 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 「適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計」については、「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 日原子力安全委員会決定）において定めるところによる。
- B 「自然現象によって原子炉施設の安全性を損なうことのない設計」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組合せに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件と、その結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。
- C 「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」については、別に「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定）を踏まえて定める。
- D 「予想される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、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、森林火災等から適用されるものをいう。
- E 「自然現象のうち最も苛酷と考えられる場合」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去

の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考にして、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。

- F** 「自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合」とは、最も苛酷と考えられる自然力と事故時の最大荷重を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係や時間的变化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。

2. 原子炉施設の共通の技術要件

(2) 外部人為事象に対する設計上の考慮

【基本的要求事項】

(偶発事象)

- 1 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、想定される偶発的な外部人為事象によって、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。

(第三者の不法な接近等)

- 2 原子炉施設は、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近等に対し、これを防御するため、適切な措置を講じた設計であること。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 3 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 「偶発的な外部人為事象」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等をいう。
- B 航空機落下については、旧原子力安全・保安院が平成 14 年 7 月 30 日付けで定め、平成 21 年 6 月 30 日付けで改正した「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 21・06・25 原院第 1 号）等に基づき、防護設計の要否について確認する。
- C 「第三者の不法な接近等」には、敷地内の人による核物質の不法な移動や妨害破壊行為、郵便物などによる敷地外からの爆破物や有害物質の持ち込み、サイバーテロが含まれる。

2. 原子炉施設の共通の技術要件

(3) 内部発生飛来物に対する設計上の考慮

【基本的要求事項】

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原子炉施設内部で発生が想定される飛来物に対し、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 4 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 「原子炉施設内部で発生が想定される飛来物」とは、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発、重量機器の落下等によって発生する飛来物をいう。なお、二次的飛来物、火災、化学反応、電氣的損傷、配管の破損、機器の故障等の二次的影響も考慮するものとする。
- B 内部発生飛来物の評価については、「タービンミサイル評価について（昭和 52 年 7 月 20 日原子力安全委員会原子炉安全専門審査会）」等によること。

2. 原子炉施設の共通の技術要件

(4) 内部溢水に対する設計上の考慮

【基本的要求事項】

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。

(新規)

【要求事項の詳細】

- A 「原子炉施設内部で発生が想定される溢水」とは、原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む）、消火系統等の作動、使用済燃料プール又は使用済燃料ピットのスロッシングにより発生する溢水をいう。
- B 本規定における「原子炉施設の安全性を損なうことのない設計」とは、原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、並びに放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、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ことをいう。使用済燃料プール又は使用済燃料ピットにおいては、プール冷却及びプールへの給水機能を維持できることをいう。

2. 原子炉施設の共通の技術要件

(5) 火災に対する設計上の考慮

【基本的要求事項】

原子炉施設は、火災により原子炉施設の安全性を損なうことのないように、火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の各防護対策を考慮した設計であること。また、防護対策は、その破損あるいは誤動作により安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を損なわない設計であること。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 5 に相当)

【要求事項の詳細】

A 「火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の各防護対策を考慮した設計」とは、別途定める規定（※）に適合した設計をいう。

((※) 米国等の仕様規定を参考に原子力規制委員会において評価ガイドを策定。)

2. 原子炉施設の共通の技術要件

(6) 環境条件に対する設計上の考慮

【基本的要求事項】

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能が期待されているすべての環境条件に適合できる設計であること。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 6 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 「その安全機能が期待されているすべての環境条件」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その機能が期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられるすべての環境条件をいう。

2. 原子炉施設の共通の技術要件

(7) 共用に関する設計上の考慮

【基本的要求事項】

安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち重要度の特に高いものは、原則、2基以上の原子炉施設間で共用又は相互接続してはならない。ただし、共用又は相互接続することにより安全性が向上する場合にあっては、その限りではない。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針7 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 「安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち重要度の特に高いもの」の対象については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」を踏まえて定める。
- B 「安全性が向上する場合」とは、例えば、ツインプラントにおいて運転員の融通ができるように居住性を考慮して制御室を共用した設計のように、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件を満たしつつ、共用することにより利点が期待できるように配慮がなされている場合をいう。
- C 「共用」とは、2基以上の原子炉施設間で、同一の構築物、系統又は機器を使用することをいう。
- D 「相互接続」とは、2基以上の原子炉施設間で、系統又は機器を結合することをいう。

2. 原子炉施設の共通の技術要件

(8) 運転員操作に対する設計上の考慮

【基本的要求事項】

原子炉施設は、運転員の誤操作を防止するための適切な措置を講じた設計であること。また、原子炉施設を構成する安全設備は、その運転が必要になる環境条件下で運転員が容易に操作できる設計であること。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 8 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 本規定における「適切な措置を講じた設計」とは、人間工学上の諸因子を考慮して、盤の配置及び操作器具、弁等の操作性に留意すること、計器表示及び警報表示において原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるよう留意すること、保守点検において誤りを生じにくいよう留意することなどの措置を講じた設計であることをいう。また、異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保される設計であることをいう。
- B 「運転員が容易に操作できる設計」とは、異常状態の原因となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらす環境条件（たとえば、余震等）と、施設で想定される異常状態下で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に設備を運転できる設計であることをいう。

2. 原子炉施設の共通の技術要件

(9) 信頼性に関する設計上の考慮

【基本的要求事項】

- 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。
- 2 重要度の特に高い安全機能を有する系統についてはその系統を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、その系統の安全機能が達成できる設計であること。
- 3 このため、前項の系統は、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮して、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 9 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 「安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性」及び「重要度の特に高い安全機能を有する系統」については、別に「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」を踏まえて定める。
- B 「単一故障」は、動的機器の単一故障と静的機器の単一故障に分けられる。重要度の特に高い安全機能を有する系統は、短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要である。
- C 短期間と長期間の境界は 24 時間を基本とし、運転モードの切り替えを行う場合はその時点を短期間と長期間の境界とする。例えば運転モードの切り替えとして、加圧水型軽水炉の非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切り替えがある。
- D 上記の動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。
- E 単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。

2. 原子炉施設の共通の技術要件

(10) 試験等可能性に関する設計上の考慮

【基本的要求事項】

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、それらの健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査（以下、「試験等」という。）ができる設計であること。

（発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 10 に相当）

【要求事項の詳細】

- A 「適切な方法」とは、実系統を用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いることなどを許容することを意味する。
- B 「試験等」については、次の各号によること。
- (a) 原子炉の運転中に待機状態にある安全機能を有する構築物、系統及び機器は、運転中に定期的に試験等（「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（通商産業省令第 62 号（原子力規制委員会規則に改訂予定））に規定される試験を含む。)) ができること。ただし、運転中の試験等によって原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験等ができること。
 - (b) 運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系、非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないことをいう。
 - (c) 原子炉の停止中に定期的に行う試験等は、原子炉等規制法関係法令に規定される試験を含む。
- C 下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。

構築物、系統及び機器	要求事項
反応度制御系	試験可能性を備えた設計であること
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であること
残留熱を除去する系統	試験可能性を備えた設計であること
非常用炉心冷却系	定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多様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であること
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験可能性を備えた設計であること

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であること 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こと
原子炉格納容器隔離弁	原子炉格納容器隔離弁は、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こと
原子炉格納容器熱除去系	試験可能性を備えた設計であること
格納施設雰囲気制御システム	試験可能性を備えた設計であること
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であること
電気系統	重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、システム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であること
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こと

2. 原子炉施設の共通の技術要件

(11) 通信連絡設備等に関する設計上の考慮

【基本的要求事項】

- 1 原子炉施設は、設計基準事故時に原子力発電所内に居るすべての人に対する確に指示ができる通信連絡設備及び警報系を備えなければならない。
- 2 所外必要箇所への通信連絡設備及びデータ伝送設備に用いる通信回線は、専用であって多様性を備えた設計であること。
- 3 所内必要箇所間の通信連絡設備は、多様性を備えた設計であること。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 45 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 「通信連絡設備」とは、建屋内外各所の者に制御室等から操作、作業、退避の指示等の連絡を音声により行うことができる設備をいう。
- B 「データ伝送設備」とは、所内（制御室等）から所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備をいう。
- C 「通信回線は、専用であって多様性を備えた設計」とは、衛星専用 IP 電話など、原子炉設置者が独自に構築する専用の通信回線又は電気通信事業者が提供する特定顧客専用の通信回線など、輻輳等による制限を受けることなく使用できる回線であるとともに通信方式の多様性（例えばケーブル、無線）を備えた回線にて構成された設計をいう。

2. 原子炉施設の共通の技術要件

(12) 避難通路に関する設計上の考慮

【基本的要求事項】

- 1 原子炉施設は、通常の照明用電源喪失時においても機能する避難用の照明を設備し、単純、明確かつ永続的な標識を付けた安全避難通路を有する設計であること。
- 2 原子炉施設は、避難用の照明とは別に、事故対策のための現場作業が生じた場合に、作業が可能となるように照明及び専用の電源を設備すること。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 46 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 「事故対策のための現場作業が生じた場合に、作業が可能となるように照明及び専用の電源を設備する」とは、昼夜、場所を問わず、原子炉施設内で事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となるように照明を設備できるものでなければならない。なお、現場作業の緊急性との関連において、仮設照明の準備に時間的猶予がある場合には、仮設照明（可搬式）による対応を考慮してもよい。

3. 原子炉施設における個別の系統

(1) 炉心等

【基本的要求事項】

(炉心)

- 1 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、反応度制御系、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。
- 2 炉心を構成する燃料棒以外の構成要素及び原子炉压力容器内で炉心近辺に位置する構成要素は、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原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保し得る設計であること。

(燃料)

- 3 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。
- 4 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。

(原子炉の特性)

- 5 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。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 11,12,13 に相当)

【要求事項の詳細】

(炉心)

- A 燃料の許容設計限界の設定は、燃料ペレットの最高温度、燃料被覆管の最高温度、最大熱流束、最小限界熱流束比、最小限界出力比、燃料ペレットの最大エンタルピ、燃料被覆管の最大変形量等が判断の基礎となる。
- B 具体的な評価は「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」（昭和 59 年 1 月 19 日原子力安全委員会決定、平成 2 年 8 月 30 日一部改訂）等による。

(燃料)

- C 「生じ得る因子」とは、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いう。

- D 「健全性を失うことがない設計」とは、所要の運転期間において、通常運転時、運転時の異常な過度変化時に、燃料被覆管の閉じ込め機能、燃料集合体の制御棒挿入性及び可冷却形状が確保される設計であることをいう。
- E 具体的な評価は「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」（昭和 63 年 5 月 12 日原子力安全委員会了承）等による。

(原子炉特性)

- F 「固有の出力抑制特性を有し」とは、予想されるすべての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料の損傷を防止又は緩和するため、ドップラ係数、減速材温度係数、減速材ボイド係数、圧力係数等を総合した反応度フィードバックが、急速な固有の出力抑制効果を持つことをいう。
- G 「出力振動が生じてもそれを容易に制御できる」とは、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないよう十分な減衰特性を持つか、あるいは出力振動を制御し得ることをいう。

3. 原子炉施設における個別の系統

(2) 反応度制御系及び原子炉停止系

【基本的要求事項】

(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、安定した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圧力容器内部構造物の破壊を生じない設計であること。
- 3 反応度制御系は、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設計であること。
- 4 反応度制御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、高温状態において過渡状態が収束した後、キセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間、臨界未満を維持できる設計であること。
- 5 反応度制御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。
- 6 設計基準事故時において、反応度制御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、反応度制御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。

(原子炉停止系)

- 7 制御棒による原子炉停止系は、高温状態において、反応度価値の最も大きい制御棒一本（同一の水圧制御ユニットに属する制御棒にあっては一組）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。また、低温状態において、反応度価値の最も大きい制御棒一本（同一の水圧制御ユニットに属する制御棒にあっては一組）が完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できないときでも、必要に応じて反応度制御系と相まって炉心を臨界未満にできる設計であること。

※試験可能性は、共通事項で整理。

【要求事項の詳細】

- A 「制御棒の最大反応度価値」の評価に当たっては、原子炉の運転状態との関係で、制御棒の挿入の程度及び配置状態を制限するなど、反応度価値を制限する装置が設けられている場合には、その効果を考慮してもよい。
- B 「想定される反応度投入事象」とは、原子炉に反応度が異常に投入される事象をいい、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」において定めるところによる。
- C 「高温状態で臨界未満を維持できる」とは、過渡状態が収束した後、キセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間、臨界未満を維持することをいい、さらにそれ以降の長期の臨界未満の維持は、他の系統の作動を期待してよいことをいう。
- D 「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」とは、高温臨界未満の状態からキセノン崩壊及び原子炉冷却材温度変化による反応度添加を補償しつつ、低温未臨界状態を達成し、かつ、維持することをいう。
- E 現在軽水炉で採用されている制御棒による系及び可溶性毒物による系（沸騰水型軽水炉におけるほう酸注入系、加圧水型軽水炉における化学体積制御設備のほう酸注入系）は、その性能からみて第3項を満足する反応度制御系とみなすことができる。
- F 設計基準事故時における反応度制御系の能力について、原子炉の停止能力を備えた系統の作動が期待できる場合には、その寄与を考慮してよい。例えば、加圧水型軽水炉の主蒸気管破断時において反応度制御系が非常用炉心冷却系とあいまって、炉心を臨界未満にでき、かつ、炉心を臨界未満に維持できる場合である。
- G 原子炉停止系及び反応度制御系それぞれに含まれる設備として、加圧水型軽水炉では制御棒及び化学体積制御系はいずれも反応度制御系及び原子炉停止系に含まれ、沸騰水型軽水炉では制御棒及びほう酸注入系はいずれも反応度制御系及び原子炉停止系に含まれ、原子炉再循環流量制御系は反応度制御系に含まれる。

3. 原子炉施設における個別の系統

(3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

【基本的要求事項】

- 1 原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その健全性を確保できる設計であること。
- 2 原子炉冷却材系に接続する配管系は、原則として隔離弁を設けた設計であること。
- 3 原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時、補修時、試験時、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じない設計であること。
- 4 原子炉冷却材圧力バウンダリから原子炉冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できる設計であること。

※試験可能性は、共通事項で整理。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 19, 20, 21, 22 に相当)

【要求事項の詳細】

A 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をいう。

- (a) 原子炉圧力容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの、制御棒駆動機構ハウジング等）
- (b) 原子炉冷却材系を構成する機器及び配管。ただし、加圧水型軽水炉においては一次冷却材ポンプ、蒸気発生器の水室・管板・管、加圧器、一次冷却系配管、弁等をいい、また、沸騰水型軽水炉においては、主蒸気管及び給水管のうち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) 接続配管
 - i) 通常時開、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。
 - ii) 通常時閉、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。
 - iii) 通常時閉、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 i) に準ずる。
 - iv) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

B 「健全性を確保できる設計」とは、反応度制御系、原子炉冷却系、計測制御系、安全

保護系、安全弁等の機能によって、原子炉冷却材圧力バウンダリの急冷・急熱及び異常な圧力上昇を抑制し、原子炉冷却材圧力バウンダリ自体は、その遭遇する温度変化及び圧力に対して十分耐え、異常な原子炉冷却材の漏えい又は破損の発生する可能性が極めて小さくなるよう考慮された設計をいう。

- C 「原則として隔離弁を設けた設計」とは、原子炉冷却材系に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系に関しては、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た設計をいう。また、ここでいう「原則として」とは、原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないものについては、隔離弁を設けないことをいう。
- D 具体的な評価は「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」（昭和59年1月19日原子力安全委員会決定、平成2年8月30日一部改訂）等による。

3. 原子炉施設における個別の系統

(4) 原子炉冷却系

①原子炉冷却材補給系

【基本的要求事項】

原子炉冷却材補給系は、原子炉冷却材の小規模の漏えいが生じた場合においても、原子炉冷却材の保有量を回復できるように、適切な流量で給水できる能力を有する設計であること。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 23 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 「原子炉冷却材補給系」とは、原子炉冷却材系へ原子炉冷却材を補給する系統（沸騰水型軽水炉における制御棒駆動水圧系及び原子炉隔離時冷却系（給水系を除く。）、加圧水型軽水炉における充てんポンプによって補給する系統）をいう。
- B 「原子炉冷却材の小規模の漏えい」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁、ポンプ等のシール部及び原子炉冷却材圧力バウンダリの小亀裂等からの原子炉冷却材の漏えいをいう。

3. 原子炉施設における個別の系統

(4) 原子炉冷却系

② 残留熱を除去する系統

【基本的要求事項】

1 残留熱を除去する系統は、原子炉の停止時に、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えないように、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できる機能を有する設計であること。

2 残留熱を除去する系統は、その系統を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、その系統の安全機能が達成できる設計であること。

※信頼性及び試験可能性は、共通事項で整理。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 24 に相当)

【要求事項の詳細】

A 「残留熱を除去する系統」とは、主復水器による熱除去ができない場合にも残留熱を除去できるように設けられる系統（沸騰水型軽水炉における原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系、高圧炉心スプレイ系、自動減圧系等、加圧水型軽水炉における蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、補助給水設備、余熱除去設備等）をいう。また、これに関連し、原子炉冷却材系を減圧する系統として、沸騰水型軽水炉では主蒸気逃がし安全弁、加圧水型軽水炉では加圧器逃がし弁等がある。

B 「その他の残留熱」とは、通常運転中に炉心、原子炉冷却材系等の構成材、原子炉冷却材及び二次冷却材（加圧水型軽水炉の場合）に蓄積された熱をいう。

3. 原子炉施設における個別の系統

(4) 原子炉冷却系

③非常用炉心冷却系

【基本的要求事項】

- 1 非常用炉心冷却系は、想定される配管破断等による原子炉冷却材喪失に対して、燃料の重大な損傷を防止でき、かつ、燃料被覆の金属と水との反応を十分小さな量に制限できる設計であること。
- 2 非常用炉心冷却系は、その系統を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、その系統の安全機能が達成できる設計であること。
※信頼性及び試験可能性は、共通事項で整理。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 25 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 具体的な評価は「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定、平成 4 年 6 月 11 日一部改訂）等による。
- B 「想定される配管破断」とは、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」で定義される「想定冷却材喪失事故」を指す。
- C 「配管破断等」とは、例えば逃がし弁の開固着のように、物理的破断は発生しないものの原子炉冷却材喪失を生じさせる事象を含むことを意味する。
- D 「十分小さな量」の判断については、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」による。

3. 原子炉施設における個別の系統

(4) 原子炉冷却系

④最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統

【基本的要求事項】

- 1 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統は、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器において発生又は蓄積された熱を最終的な熱の逃がし場に輸送できる設計であること。
- 2 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統は、その系統を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、その系統の安全機能が達成できる設計であること。
- 3 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統は、基準津波、溢水、飛来物及びその他の外部人為事象に対して物理的防護を考慮した設計とすること。

※信頼性及び試験可能性は、共通事項で整理。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 26 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 「最終的な熱の逃がし場」とは、海、河、池、湖又は大気をいう。
- B 「最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統」とは、非常用炉心冷却系、残留熱を除去する系統等から最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統（原子炉補機冷却設備、原子炉補機冷却海水設備等）をいう。

3. 原子炉施設における個別の系統

(4) 原子炉冷却系

⑤蒸気タービン設備

【基本的要求事項】

- 1 蒸気タービン及びその付属設備は、原子炉施設の安全性に影響を与えない設計であること。
- 2 蒸気タービン及びその付属設備は、タービン設備の損傷により原子炉施設の安全性に影響を与えることを防止するために、蒸気タービン及びその付属施設の状態を監視できる設計であること。

(※電気事業法との一元化により、新たに基準を設ける必要がある設備)

【要求事項の詳細】

- A 本規定における「原子炉施設の安全性に影響を与えない設計」とは、想定される環境条件において材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し、耐性を有する材料が用いられ、かつ、蒸気タービンの振動対策及び過速度対策を含み、十分な構造強度を有するするとともに、その破損時においても原子炉施設の安全性に影響を与えないことをいう。

3. 原子炉施設における個別の系統

(5) 原子炉格納施設

①原子炉格納施設

【基本的要求事項】

(原子炉格納容器の機能)

- 1 原子炉格納容器は、想定される事象に対し、その事象に起因する荷重（圧力、温度、動荷重）及び適切な地震荷重に耐え、かつ、適切に作動する隔離機能とあいまって所定の漏えいを超えることがない設計であること。

※試験可能性は、共通事項で整理。

(原子炉格納容器バウンダリの破壊防止)

- 2 原子炉格納容器バウンダリは、通常運転時、保修時、試験時、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じない設計であること。

(原子炉格納容器の隔離機能)

- 3 原子炉格納容器壁を貫通する配管系は、原子炉の安全上重要な計測又はサンプリングを行う配管、制御棒駆動機構用水圧管等の配管であってその配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないものを除き、原子炉格納容器隔離弁を設けた設計であること。

- 4 主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、事故の収束に必要な系統の配管系を除き、設計基準事故時に隔離機能の確保が必要となる事態に際して、自動的、かつ、確実に閉止される機能を有する設計であること。

※試験可能性は、共通事項で整理。

(原子炉格納容器隔離弁)

- 5 原子炉格納容器隔離弁は、原子炉格納容器に接近して設けた設計であること。
- 6 原子炉格納容器隔離弁の設置は、次の設計であること。
 - 一 原子炉格納容器の内側において開口しているか又は原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡している配管系のうち、原子炉格納容器の外側で閉じていない配管系については、原子炉格納容器の内側に一個及び外側に一個とすること。ただし、物理的あるいは環境条件から隔離弁の設置が困難な場合等、その妥当性が示される場合には、外側に二個の原子炉格納容器隔離弁を設けてもよい。

- 二 前号の配管系以外の配管系のうち、原子炉格納容器の内側又は外側において閉じている配管系については、原子炉格納容器の外側に一個とすること。ただし、その妥当性が示される場合には、内側に一個としても良い。
- 三 前一、二によらず、圧力開放板を設ける配管にあつては、その妥当性が示される場合には、圧力開放板に加え、原子炉格納容器の内側または外側に通常時閉の一個の隔離弁を設けることとしてもよい。
- 四 原子炉格納容器隔離弁は、閉止後駆動動力源の喪失によっても隔離機能が喪失することがないこと。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 28～31 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 「想定される事象」とは、原子炉格納容器の設計の妥当性について判断するための想定事象をいい、原子炉格納容器の機能の確保に障害となる圧力・温度の上昇、動荷重の発生、可燃性ガスの発生及び放射性物質の濃度について評価された結果のうち、着目するパラメータについて最も厳しい条件を包絡した事象をいう。具体的には、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）に定める。
- B 「原子炉格納容器隔離弁」とは、自動隔離弁（設計基準事故時に十分な隔離機能を発揮するように配慮された逆止弁を含む。）、通常ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。上記でいう「設計基準事故時に十分な隔離機能を発揮するように配慮された逆止弁」とは、原子炉格納容器壁を貫通する当該系統に、原子炉格納容器内外いずれかの位置で破損が生じ、その逆止弁に対する逆圧がすべて喪失した条件においても、必要な隔離機能が重力等によって維持されるように設計された逆止弁をいう。
- C 「主要な配管系」とは、原子炉格納容器隔離弁を設けなければならない配管系のうち、高温運転時に原子炉格納容器隔離弁が閉止されているように設計された配管系を除き、通常運転状態のまま放置すれば原子炉格納容器からの許容されない漏えいの原因となるおそれのある配管系をいう。
- D 「自動的、かつ、確実に閉止される機能」とは、安全保護系からの原子炉格納容器隔離信号等により自動的に閉止され、かつ、原子炉格納容器隔離弁以外の隔離障壁とあいまって、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原子炉格納容器からの放射性物質の漏えいを低減し得ることをいう。
- E 「事故の収束に必要な系統の配管系を除き」とは、非常用炉心冷却系の配管等、その系統に期待される安全機能を阻害しないために、自動隔離信号によって閉止することを要しないことをいう。ただし、その場合であっても、それらの配管系により、原子炉格納容器の隔離機能が失われてはならない。

- F なお、自動的に閉止される原子炉格納容器隔離弁も事故後の必要な処置のため隔離解除が考慮されていなければならない。
- G 「原子炉格納容器の外側で閉じていない配管系」とは、設計基準事故時の配管系の状態を考慮し、隔離されない場合、原子炉格納容器内雰囲気から外部への放射性物質の許容されない放出の経路となるものをいう。
- H 「圧力開放板」の設置は、別途設置されるシビアアクシデント対策設備の安全機能に影響を与えないことが示される場合に限り設置できるものとし、その場合、格納容器設計圧を下回る設定圧で圧力開放板を開放させてもよい。
- I 具体的な評価は「BWR. MARK II型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成2年8月30日一部改訂）等による。

3. 原子炉施設における個別の系統

(5) 原子炉格納施設

②原子炉格納容器熱除去系、格納施設雰囲気制御する系統

【基本的要求事項】

(原子炉格納容器熱除去系)

1 原子炉格納容器熱除去系は、原子炉格納容器設計用の想定事象に対し、その事象に起因して放出されるエネルギーによって生じる原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために十分な機能を有する設計であること。

2 原子炉格納容器熱除去系は、その系統を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、その系統の安全機能が達成できる設計であること。

※信頼性及び試験可能性は、共通事項で整理。

(格納施設雰囲気を制御する系統)

3 格納施設雰囲気浄化系は、原子炉格納容器設計用の想定事象に対し、その事象に起因して環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる機能を有する設計であること。

4 可燃性ガス濃度制御系は、格納施設の健全性を維持するため、原子炉格納容器設計用の想定事象に対し、その事象に起因して原子炉格納容器内に存在する水素又は酸素の濃度を抑制することができる機能を有する設計であること。

5 格納施設雰囲気を制御する系統は、その系統を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、その系統の安全機能が達成できる設計であること。

※信頼性及び試験可能性は、共通事項で整理。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 32～33 に相当)

【要求事項の詳細】

A 「原子炉格納容器熱除去系」とは、原子炉格納容器設計用の想定事象に対し、原子炉格納容器内の圧力及び温度を十分に低下させ得る機能を有するもので、例えば、原子炉格納容器スプレイ系及びその熱除去系をいう。

B 「格納施設雰囲気を制御する系統」とは、格納施設雰囲気浄化系及び可燃性ガス濃度制御系をいう。

C 「格納施設雰囲気浄化系」とは、沸騰水型軽水炉においては、非常用ガス処理系、

非常用再循環ガス処理系、原子炉格納容器スプレイ系等を、加圧水型軽水炉においては、アニュラス空気再循環設備、原子炉格納容器スプレイ系等をいう。

- D 「水素又は酸素の濃度を抑制する」とは、原子炉格納容器の内部を不活性な雰囲気
に保つこと、又は必要な場合再結合等により水素若しくは酸素の濃度を燃焼限界以
下に抑制することをいう。

3. 原子炉施設における個別の系統

(6) 計測制御系

①計測制御系

【基本的要求事項】

- 1 計測制御系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における次の各号に掲げる事項を満たす設計であること。
 - 一 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、燃料貯蔵設備及びそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、想定される変動範囲内で維持制御できること。
 - 二 前号のパラメータについては、必要な対策が講じ得るように想定される変動範囲内での監視が可能であること。

- 2 計測制御系は、設計基準事故時において、次の各号に掲げる事項を満たす設計であること。
 - 一 事故の状態を把握し対策を講じるために必要なパラメータを、事故時に想定される環境において十分な範囲及び期間にわたり監視できること
 - 二 このうち、原子炉の停止状態及び炉心の冷却状態に関するものは、2種類以上のパラメータにより監視又は推定できること。
 - 三 必要なパラメータについては、記録及び保存が確実になされるものであること。(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 47 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 「健全性を確保するために必要なパラメータ」とは、炉心の中性子束、中性子束分布、原子炉水位、原子炉冷却材系の圧力・温度・流量、原子炉冷却材の水質、原子炉格納容器内の圧力・温度・雰囲気ガス濃度、燃料貯蔵設備のプール水位・水温等をいう。
- B 「事故の状態を把握し対策を講じるために必要なパラメータ」とは、原子炉格納容器内雰囲気系の圧力、温度、水素ガス濃度、放射性物質濃度等をいう。
- C 第2項第三号における「必要なパラメータ」とは、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」の第20条第1項第1号及び第3号から第14号までに掲げる事項をいう。
- D 「記録及び保存」とは、事象の経過後において、上記の「必要なパラメータ」が参照可能であることをいう。
- E 設計基準事故時における計測制御系について「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」(昭和56年7月23日原子力安全委員会決定、平成18年9月19日一部改訂)に定めるところによる。

3. 原子炉施設における個別の系統

(6) 計測制御系

②安全保護系

【基本的要求事項】

- 1 安全保護系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その系統を構成する機器若しくはチャンネルについて使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、その安全保護機能を失わないように、多重性を備えた設計であること。
- 2 安全保護系は、通常運転時、保守時、試験時、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その安全保護機能を失わないように、その系統を構成するチャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間の独立性を考慮した設計であること。
- 3 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系を含む適切な系統の作動を自動的に開始させ、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。
- 4 安全保護系は、設計基準事故時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系及び必要な工学的安全施設を含む適切な系統の作動を自動的に開始させる設計であること。
- 5 安全保護系は、駆動源の喪失、系統の遮断及びその他の不利な状況が生じた場合においても、最終的に原子炉施設が安全な状態に落ち着く設計であること。
- 6 安全保護系は、外部ネットワークからの侵入防止などサイバーセキュリティが考慮された設計であること。
- 7 安全保護系は、計測制御系と部分的に共用する場合には、計測制御系の影響により安全保護系の機能を失わないように、計測制御系から機能的に分離された設計であること。

※試験可能性は、共通事項で整理。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 34～39 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 「チャンネル」とは、安全保護動作に必要な単一の信号を発生させるために必要な構成要素（抵抗器、コンデンサ、トランジスタ、スイッチ、導線等）及びモジュール

ル（内部連絡された構成要素の集合体）の配列であって、検出器から論理回路入口までをいう。

- B 「チャンネル相互を分離し」とは、一方のチャンネルにおいて不利な条件が発生した場合において、他方のチャンネルも同種の不利な条件が発生しないこと、又はその安全機能が阻害されるような影響を受けないようになっていることをいう。
- C 安全保護系の運転時の異常な過渡変化時の機能の具体例としては、原子炉の過出力状態や出力の急激な上昇を防止するために、異常な状態を検知し、原子炉停止系を含む適切なシステムを作動させ、緊急停止の動作を開始させることなどをいう。
- D 「駆動源の喪失、システムの遮断及びその他の不利な状況」とは、電力若しくは計装用空気の喪失又は何らかの原因により安全保護系の論理回路が遮断されるなどの状況をいう。なお、不利な状況には、環境条件も含むが、どのような状況を考慮するかは、個々の設計に応じて判断する。
- E 「最終的に原子炉施設が安全な状態に落ち着く」とは、安全保護系が故障した場合においても、原子炉施設が安全側の状態に落ち着くか、又は安全保護系が故障してそのままの状態にとどまっても原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できることをいう。
- F 「サイバーセキュリティが考慮された設計」とは、ハードウェアの物理的分離、機能的分離に加え、システムの導入段階、更新段階、試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止するなど、承認されていない動作や変更を防ぐ設計のことをいう。
- G 「安全保護系の機能を失わない」とは、接続された計測制御系の機器又はチャンネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、これにより悪影響を受けない部分の安全保護系が基本的要求事項：安全保護系 1 から 6 を満たすことをいう。

3. 原子炉施設における個別の系統

(6) 計測制御系

③制御室等（居住性を除く）

【基本的要求事項】

(制御室)

- 1 制御室は、原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータが監視できる設計であること。
- 2 制御室は、原子炉施設外の状況が把握可能な設計であること。
- 3 制御室は、安全性を確保するために急速な手動操作を要する場合には、これを行うことができる設計であること。

(制御室外からの原子炉停止機能)

- 4 原子炉施設は、制御室外の適切な場所から原子炉を停止することができるように、次の機能を有する設計であること。
 - 一 原子炉施設を安全な状態に維持するために、必要な計測制御を含め、原子炉の急速な高温停止ができること。
 - 二 適切な手順を用いて原子炉を引き続き低温停止できること。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 41～42 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 「主要パラメータが監視できる」とは、基本的要求事項：計測制御系で監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要のあるものを制御室において監視できることをいう。
- B 「原子炉施設外の状況が把握可能な設計」とは、制御室から、原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることをいう。
- C 「急速な手動操作」とは、原子炉の停止及び停止後の原子炉冷却の確保のための操作をいう。
- D 「制御室外の適切な場所から原子炉を停止することができる」とは、何らかの原因で制御室に接近できない場合の対策が講じられていることをいう。
- E 「原子炉の急速な高温停止ができる」とは、直ちに原子炉を停止し、残留熱を除去し、高温停止状態に安全に維持することをいう。

3. 原子炉施設における個別の系統

(6) 計測制御系

④制御室等（居住性に限る）

【基本的要求事項】

制御室は、火災に対する防護設計がなされ、さらに、設計基準事故時にも従事者が制御室に接近し、又はとどまり、事故対策操作を行うことが可能なように、遮へい設計がなされ、かつ、火災又は事故によって放出することがあり得る有毒ガス及び放射性物質に対し、換気設計によって適切な防護がなされた設計であること。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 43 に相当)

【要求事項の詳細】

A 「従事者が制御室に接近し、又はとどまり」とは、事故発生後、事故対策操作をすべき従事者が制御室に接近できるよう通路が確保されていること、及び従事者が制御室に適切な期間滞在できること、並びに事故対策操作後、従事者が交替のため接近する場合には、放射線レベルの減衰及び時間経過とともに可能となる被ばく防護策が採り得ることをいう。

3. 原子炉施設における個別の系統

(6) 計測制御系

⑤緊急時対策所

【基本的要求事項】

原子炉施設は、設計基準事故時において必要な対策指令を発するための緊急時対策所が原子力発電所に設置可能な設計であること。

(具体的な要件は、シビアアクシデントにおける要求事項を参照)

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 44 に相当)

3. 原子炉施設における個別の系統

(7) 電気系統

①原子炉施設としての電気系統の安全設計に係る基本的要求事項

【基本的要求事項】

- 1 重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器が、その機能を達成するために電力を必要とする場合においては、外部電源（電力系統）又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられ、かつ、その電力の供給が十分に高い信頼性を確保、維持し得る設計であること。また、主発電機、外部電源系、非常用所内電源系、その他の関連する電気系統の機器の故障又は外部電源（電力系統）の擾乱によって、必要とされる電力の供給が喪失することがないように、異常を検知しその拡大及び伝播を防ぐことができる設計であること。
- 2 外部電源系は、独立した異なる 2 以上の変電所又は開閉所に接続する 2 回線以上の送電線により電力系統に接続され、かつ、これらの回線のうち少なくとも 1 回線は他の回線と物理的に分離した設計であること。また、複数の原子炉施設が設置される原子力発電所においては、いかなる 2 回線が喪失しても、それら原子炉施設が同時に外部電源喪失にならない設計であること。
- 3 非常用所内電源系は、そのいずれかの 1 系統が失われた場合においても次の各号に掲げる事項を確実に行うのに十分な容量及び機能を有する設計であること。
 - 一 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及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく原子炉を停止し、冷却すること。
 - 二 原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時の炉心冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性並びにその他の所要の系統及び機器の安全機能を確保すること。
 - 三 非常用所内電源設備は、2 基以上の原子炉施設間での共用に依存しない設計であること。
- 4 非常用所内交流電源設備は、一定時間の外部電源喪失に対して、必要とされる電力の供給が継続できる設計であること。

※信頼性及び試験可能性は、共通事項で整理。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 48 に 相当)

【要求事項の詳細】

- A 「その電力の供給が十分に高い信頼性を確保、維持し得る設計であること」とは、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器に対して、その多重性を

損なうことがないように、電気系統についても系統分離を考慮して母線が構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易な設計をいう。

- B 「外部電源（電力系統）」とは、原子力発電所内開閉所の外の電力系統のことであり、当該原子炉施設の主発電機及び当該原子力発電所内の他の原子炉施設の主発電機は含まない。
- C 「異常を検知しその拡大及び伝播を防ぐことができる設計」とは、電気系統の機器の短絡や地絡、母線の低電圧や過電流などを検知し、遮断器等により故障箇所を隔離し、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計であることをいう。
- D 「外部電源系」とは、外部電源（電力系統）に加えて当該原子炉施設の主発電機からの電力を原子炉施設に供給するための一連の設備をいう。
- E 「独立した異なる2以上の変電所又は開閉所」とは、異なる2つ以上の変電所又は開閉所であって、これらの変電所又は開閉所がその電力系統における上流側の接続先において1つの変電所又は開閉所のみで連系し、当該変電所又は開閉所が停止することにより原子力発電所に接続された送電線がすべて停止する事態にならないことをいう。
- F 外部電源系の「2回線以上」は、送受電可能な回線または受電専用の回線の組み合わせにより、電力系統と非常用所内配電設備とを接続する外部電源受電回路を2つ以上設けることにより達成されていること。「物理的に分離」とは、一つの送電鉄塔に架線されていること等によりその鉄塔が倒壊等した際に、同時に送電が停止することがないようにすることをいう。
- G 原子力発電所内の開閉所及び送受電設備は、不等沈下や傾斜などが起きないように十分な支持性能をもつ地盤に設置されるとともに、碍子、遮断器等は耐震性の高いものが使用されること。また、津波による影響に対して隔離又は防護すること。塩害を考慮すること。
- H 複数の原子炉施設が設置されている原子力発電所の場合、外部電源系が3回線以上の送電線で電力系統と接続されることにより、いかなる2回線が喪失しても複数の原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らないよう各原子炉施設にタイラインで接続する外部電源系の構成であること。
- I 「非常用所内電源系」とは、非常用所内電源設備（非常用ディーゼル発電機、バッテリー等）及び工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備への電力供給設備（非常用母線スイッチギヤ、ケーブル等）をいう。
- J 非常用所内交流電源設備（非常用ディーゼル発電機等）の「一定時間の外部電源喪失」とは、7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機等の連続運転により電力を供給できることをいう。非常用ディーゼル発電機等の燃料を貯蔵する設備（耐震Sクラス）は、7日分の連続運転に必要な容量以上を敷地内に貯蔵

できる設計であること。

- K 「重要度の特に高い安全機能」については、別に「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」を踏まえて定める。

3. 原子炉施設における個別の系統

(7) 電気系統

②原子力発電工作物に係る基本的要求事項

【基本的要求事項】

- 1 原子力発電工作物のうち開閉所、大型変圧器、主発電機等は、電路の電氣的絶縁、断線防止、接地措置、地絡対策、過電流対策、耐熱性、短絡電流により生ずる機械的衝撃を考慮した設計であること。
- 2 遮断器等に使用する圧縮空気装置やガス絶縁遮断器については、使用圧力の監視、制御ができるとともに、使用圧力に対して十分耐え、耐食性を有する設計であること。
- 3 主発電機の回転部分は機械的強度を十分有する設計であること。また、主発電機のうち、水素冷却方式のものについては、水素の漏えいや空気の混入を防止するとともに、水素が漏えいした場合にこれを検知し、警報を発するとともに、漏えいを停止させ、屋外へ放出できるように考慮した設計であること。
- 4 落雷により電路の電気設備が損傷しないように、避雷器等を施設すること。

(新規)

【要求事項の詳細】

- A 「原子力発電工作物」とは、原子力を原動力とする発電用の電気工作物をいい（電気事業法第106条の規定による）、ここでは、原子力発電所内の開閉所内の機器（遮断器、断路器、避雷器、碍子他）、外部電源の送受電を行う大型変圧器、主発電機、これらの電気工作物を相互に接続する電路、外部電源と接続する電路、電力保安通信設備を規定対象とする。

3. 原子炉施設における個別の系統

(8) 全交流動力電源喪失に対する設計上の考慮

【基本的要求事項】

原子炉施設は、一定時間の全交流動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却、原子炉格納容器の健全性を確保できる設計であること。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 27 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 全交流動力電源喪失（外部電源喪失と非常用所内交流動力電源喪失の重畳）に備えて、非常用所内直流電源設備は、原子炉の安全停止、停止後の冷却に必要な電源を一定時間確保できる設計であること。
- B 「原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却、原子炉格納容器の健全性を確保できる設計」とは、原子炉の停止、停止後の冷却、原子炉格納容器の健全性の確保に係る機能を担うために、非常用所内直流電源設備によって供給されるものとして設計されている負荷に対して十分な容量を有する設計であることをいう。

3. 原子炉施設における個別の系統

(9) 放射性廃棄物処理施設

【基本的要求事項】

(放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の処理施設)

- 1 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の処理施設は、周辺環境に対して放出される放射性物質の濃度及び量を十分に低減できる設計であること。
- 2 放射性液体廃棄物の処理施設及びこれに関連する施設は、これらの施設からの液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出の防止を考慮した設計であること。

(放射性固体廃棄物の処理施設及び貯蔵施設)

- 3 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、放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計であること。
- 4 放射性固体廃棄物の貯蔵施設は、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。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 52～55 に相当)

【要求事項の詳細】

(放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の処理施設)

- A 「放出される放射性物質の濃度及び量を十分に低減できる設計」とは、気体廃棄物処理施設にあつては、ろ過、貯留、減衰、管理等により、液体廃棄物処理施設にあつてはろ過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰、管理等によること。
- B 本規定における「十分に低減できる」とは、As Low As Reasonably Achievable(ALARA)の考え方の下、当該原子力発電所として「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」(昭和50年5月13日原子力安全委員会決定)において定める線量目標値<注：50マイクロシーベルト/年>が達成できる設計であること。
- C 上記の線量目標値の評価に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」(昭和51年9月28日原子力安全委員会決定)等において定めるところによること。
- D 「放射性液体廃棄物の処理施設」とは、原子炉施設の運転に伴い発生する放射性液体廃棄物のほか、スラッジ等の固体が混入している液体状の放射性廃棄物を分離・収集

し、廃液の性状により、適切なる過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰、管理等を行う施設をいう。

- E 「関連する施設」とは、処理施設を収納する建屋又は区域をいう。
- F 「液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出の防止を考慮した設計」については、「放射性液体廃棄物処理施設の安全審査に当たり考慮すべき事項ないしは基本的な考え方」（昭和 56 年 9 月 28 日原子力安全委員会決定）において定めるところによる。

（放射性固体廃棄物の処理施設及び貯蔵施設）

- G 「放射性物質の散逸等」には、廃棄物の破碎、圧縮、焼却、固化等の処理過程における散逸が含まれる。
- H 放射性固体廃棄物貯蔵施設は、将来的に原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の発生量及び搬出量を考慮して放射性固体廃棄物を貯蔵・管理できる能力があること。

3. 原子炉施設における個別の系統

(10) 燃料取扱系

【基本的要求事項】

- 1 新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
 - 一 貯蔵設備は、適切な格納系及び空気浄化系を有すること。
 - 二 貯蔵設備は、適切な貯蔵能力を有すること。
 - 三 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。

※試験可能性は、共通事項で整理。
- 2 使用済燃料の貯蔵設備（乾式貯蔵キャスクを用いる場合を除く）及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項に加え次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
 - 一 放射線防護のための適切な遮へいを有すること。
 - 二 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。
 - 三 貯蔵設備の冷却水保有量が著しく減少することを防止し、適切な漏えい検知を行うことができること。
 - 四 燃料集合体の取り扱い中に想定される落下時及び重量物の落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。
- 3 使用済燃料の貯蔵設備（乾式貯蔵キャスクを用いる場合に限る）は、第1項の各号に掲げる事項（ただし、当該設備内において乾式貯蔵キャスクの蓋部を開放することなく、かつ、内包する放射性物質の閉じ込めが乾式貯蔵キャスクのみで担保できる場合にあつては、空気浄化系を除く。）に加え次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
 - 一 放射線防護のための適切な遮へいを有すること。
 - 二 崩壊熱を適切に除去できること。
 - 三 使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視できること。
- 4 燃料の貯蔵設備及び取扱設備は臨界を防止できる設計であること。
- 5 新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、使用済燃料の貯蔵設備の水位及び水温、並びに、燃料取扱場所の放射線レベルを測定できるとともに、これらの値の異常を検知し、確実に従事者に伝えることができるか、又はこれに対して自動的に対

処できる設計であること。さらに、外部電源が利用できない場合においても複数のパラメータで対象の監視ができる設計であること。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 49～51 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 「乾式貯蔵キャスク」とは、使用済燃料の収納時にその内部を乾燥させ、使用済燃料を不活性ガスとともに封入（装荷）し貯蔵する容器をいい、キャスク本体、蓋部（二重）、バスケット等で構成される。
- B 「確実に従事者に伝える」とは、異常時において燃料取扱場所への立ち入りが制限される場合においても、制御室でモニタリングが可能であることをいう。
- C 乾式貯蔵キャスクの設計の妥当性については、「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について」（平成 4 年 8 月 27 日原子力安全委員会了承、平成 13 年 3 月 29 日、平成 18 年 9 月 19 日 一部改訂）に基づき確認する。

3. 原子炉施設における個別の系統

(11) 放射線管理

① (通常時における) 周辺の放射線防護施設

【基本的要求事項】

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十分に低減できる設計であること。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 56 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 本規定における「十分に低減できる」とは、ALARA の考え方の下、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」(平成元年3月27日原子力安全委員会了承)を踏まえ、空気カーマで年間当たり50マイクログレイ以下となるように施設を設計し管理することをいう。このように設計及び管理されている場合においては線量を評価する必要はない。

3. 原子炉施設における個別の系統

(11) 放射線管理

②防護・管理施設

【基本的要求事項】

(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十分に低減できるように、放射線防護上の措置を講じた設計であること。
- 2 原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において放射線業務従事者が必要な操作を行うことができるように、放射線防護上の措置を講じた設計であること。

(放射線業務従事者の放射線管理)

- 3 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、放射線管理施設を設けた設計であること。
- 4 前項の放射線管理施設は、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。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 57,58 に相当)

【要求事項の詳細】

(放射線業務従事者の放射線防護)

- A 第1項の「放射線防護上の措置を講じた設計」とは、ALARAの考え方の下、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をいう。

(放射線業務従事者の放射線管理)

- B 「放射線管理施設」とは、放射線被ばくを監視及び管理するため、放射線業務従事者の出入管理、汚染管理、除染等を行う施設をいう。
- C 「必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる」とは、制御室において放射線管理に必要なエリア放射線モニタによる空間線量率を、また、適切な場所において管理区域における空間線量率、空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度をそれぞれ表示できることをいう。

3. 原子炉施設における個別の系統

(11) 放射線管理

③監視設備

【基本的要求事項】

原子炉施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、放射線や放射性物質の放出の状況を適切に測定及び監視し、必要な情報を制御室又は適切な場所に表示できる設計であること。

(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 指針 59 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 「適切に測定及び監視し」とは、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において、サンプリングや放射線モニタ等により放射性物質の濃度及び空間線量率の測定及び監視し、かつ、設計基準事故時に迅速な対策処理が行えるように放射線源、放出点、原子力発電所周辺、予想される放射性物質の放出経路等の適切な場所を測定及び監視することをいう。
- B 通常運転時における環境放出気体・液体廃棄物の測定及び監視については、「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 日原子力委員会決定）において定めるところによる。
- C 設計基準事故時における測定及び監視については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」（昭和 56 年 7 月 23 日原子力委員会決定）において定めるところによる。
- D モニタリングポストについては、非常用所内電源に接続しない場合、無停電電源などにより電源復旧までの期間を担保できる設計であること。また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計であること。

(12) その他

①補助ボイラに係る基本的要求事項

【基本的要求事項】

- 1 補助ボイラは、想定される使用条件下において、必要な蒸気を供給する能力があること。
- 2 補助ボイラは、原子炉施設の安全性に影響を与えない設計であること。

(※電気事業法との一元化により、新たに基準を設ける必要がある電気設備)

【要求事項の詳細】

- A 「必要な蒸気を供給する能力」とは、安全機能を有する構築物、系統及び機器が、使用するだけの蒸気を供給できることをいう。
- B 本規定における「原子炉施設の安全性に影響を与えない設計」とは、補助ボイラの損傷時においても原子炉施設の安全性に影響を与えないことをいう。

4. 安全評価

(1) 安全評価

【基本的要求事項】

- 1 原子炉施設の安全設計の基本方針が 1. ～ 3. に定める要件に適合していることを確認するため、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実施しなければならない。
- 2 前項の解析及び評価のうち運転時の異常な過渡変化に係るものについては、以下の各号の要件のうち必要なものを満足することを確認しなければならない。
 - 一 最小限界熱流速比又は最小限界出力比が許容限界値以上であること
 - 二 燃料被覆管は機械的に破損しないこと
 - 三 燃料エンタルピは許容限界値以下であること
 - 四 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.1 倍以下であること
- 3 第 1 項の解析及び評価のうち設計基準事故に係るものについては、以下の各号の要件のうち必要なものを満足することを確認しなければならない。
 - 一 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること
 - 二 燃料エンタルピは制限値を超えないこと
 - 三 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍以下であること
 - 四 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、最高使用圧力及び温度以下であること
 - 五 周辺の公衆に対して著しい被ばくリスクを与えないこと

(発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 に相当)

【要求事項の詳細】

- A 「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」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「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)等に基づいて実施すること。