

資料1

平成25年1月31日

新安全基準（設計基準）骨子（案）

—1月31日改訂版—

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

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

(10) 燃料取扱系

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。
- 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。
- 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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

(今後、詳細に検討)

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、設計基準地震・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が損なわれない設計」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組合わ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条件」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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- ▶ 敷地周辺の地震以外の自然現象の中から設計上考慮すべき自然現象及び自然力を適切に選定するとともに、立地地点固有の事象についても検討する。
 - 予想される自然現象について、設計上考慮すべき現象か検討すること。
 - 立地地点固有の自然現象についても、検討すること。
 - その際には、発生頻度が評価可能な自然現象については、考慮すべきか否かの判断に、その発生頻度を参照すること。
 - ▶ 設計上考慮すべき自然現象に対する適切な防護であって、
 - 地滑りに対する法面防護
 - 建築基準法に基づいた設計
 - 火山噴火に伴う流出物（火砕性の混濁流、溶岩流、土石流、火山泥流等）及び火山灰による耐荷重対策及び安全機能低下防止対策が行われる方針
 - 潮位、波浪、洪水により水没しない配置又は防護施設等を設ける方針
 - 竜巻に対して重要度の特に高い設備の安全機能が維持される方針
 - 避雷対策が行われる方針
 - 耐積雪荷重対策、積雪対策が行われる方針
 - 凍結防止対策が行われる方針
 - 生物学的事象による安全機能低下防止対策が行われる方針
 - 森林火災による安全機能低下防止対策が行われる方針
 - 森林との離隔距離を取る方針
- 等

(今後、詳細に検討)

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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

(偶発事象)

- 上記「要求事項の詳細」に従い、施設外からの飛来物（航空機落下等）を適切に選定していること。設計上考慮すべき施設外からの飛来物がある場合には、安全上重要な構築物又は機器を収納する建物及び構築物が飛来物の衝突を受けても、収納する構築物又は機器の安全機能を喪失しないように設計（建物の一部に被害が及んだとしても、原子炉の停止、冷却、格納容器の閉じ込め機能が維持されること）とする方針であること。
- 上記以外の設計上考慮すべき外部人為事象についても、適切に選定し方針を確認。

具体的には、

- 近隣工場等の火災に対する影響評価を行う方針
 - 爆発に対する対策（防止策、防護施設等）を設ける方針
 - 有毒ガスに対する対策（侵入防止策、排気措置等）を設ける方針
 - ダムの崩壊に対する施設の防護策（水密性の確保、漂流物からの防護）を設ける方針
 - 船舶の侵入、衝突に対して、安全上重要な構築物又は機器の安全機能が喪失しない設計とする方針（原子炉補機冷却海水系のポンプなどが船舶の衝突に対しても系統分離（相互の離隔距離、配置）及び防護壁により機能を喪失しないことを確認。))
 - 電磁的障害に対し安全機能の低下防止対策が行われる方針
- 等

(第三者の不法な接近等)

- 第三者による不法接近、妨害破壊行為及び核物質の不法な移動を未然に防止するための区域を設定し、これを取り囲む物理的障壁を持つ防護区域の設置。
- 防護区域への接近管理、入退域管理の方針
- 不法接近の探知施設の設置方針

(今後、詳細に検討)

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 「内部発生飛来物」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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- 安全機能を有する構築物等は、回転機器の破損による飛来物による損傷防止のため、系統間に離隔距離を設けること及び障壁を設けるなど分離設計を行う方針であることを確認する。
 - 主要配管は配管破断時の想定されるジェット反力によるパイプホイップに対し、影響低減のため配置上の配慮を行うか、あるいは適切な配管支持装置を設ける方針であることを確認する。
 - タービンミサイルに対し、タービン発電機破損防止対策を行う方針であるとともに、たとえ発生したとしてもその飛散物により安全機能を有する構築物等が破損する可能性が少なくなるよう、配置計画等がなされることを確認する。また、必要に応じ安全機能を有する機器が破損する確率の計算が行われていることを確認する。
- 等

(今後、詳細に検討)

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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】（対審査官）

設置許可の安全審査において、以下の設計方針であることを確認する。

- 内部溢水に対して、安全設備が適切に作動し、原子炉が高温停止でき、引き続き低温停止できることを確認する。
- 内部溢水に対して、使用済燃料プール（使用済燃料ピット）設備が、プール冷却及びプールへの給水ができることを確認する。
- 内部溢水に対して、安全設備の作動が要求される場合には、原子炉を高温停止及び低温停止に必要な系統はその機能を失わないことを確認する。
- 中央制御室及び現場操作が必要な設備については、溢水の影響により接近性が失われないことを確認する。
- 溢水を早期かつ確実に検知するため、漏えいを検知し警報表示する設備を設置することを確認する。
- 溢水の影響拡大防止のため、溢水防護区画が設定され、隔壁、排水設備の設置等、安全機能を有する構築物等がその安全機能を失われないことを確認する。
- 被水の影響を受ける防護対象設備（安全機能を有する構築物、系統及び機器）は、被水防護処置が行われていることを確認する。
- 蒸気の影響を受ける防護対象設備（安全機能を有する構築物、系統及び機器）は、

耐蒸気仕様であることを確認する。

(今後、詳細に検討)

【後続規制との関係】(今後、詳細に検討)

- 内部溢水については、「内部溢水対策評価ガイド(仮称)」に依ること。

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。)

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- ▶ 原則として、不燃性又は難燃性材料を使用する方針であること。ただし、これに代わるものが同等又はそれ以上の性能を有することを実証されれば、この限りではない。
- ▶ 火災検知装置及び消火装置を設置する方針であることを確認する。
- ▶ 火災の影響拡大防止のため、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、その相互の系統分離及び常用系との系統分離を考慮した配置として、火災防護区画が設定され、隔壁を設ける等、安全機能を有する構築物、系統及び機器がその安全機能を失わない設計方針であることを確認する。
- ▶ 火災防護対策の効果、脆弱性の確認を目的として、原子炉施設敷地内における火災の発生を想定し、原子炉施設の安全性の確保への影響について評価を行うことを、事業者に要求する。安全審査においては、その火災影響評価を行う方針であることを確認し、評価結果については、原子炉施設の詳細な配置が確定する後続審査の段階において確認することとする。

等

【後続規制との関係】(今後、詳細に検討)

- ▶ 火災の影響評価については、火災影響評価ガイド(仮)に依ること。
- ▶ 火災影響評価の結果に基づき、火災防護対策の有効性を確認する。

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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- 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ける圧力、温度、湿度、放射線等のすべての環境条件下で、必要な期間を通じて所定の安全機能が維持できる設計方針であることを確認する。

(今後、詳細に検討)

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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- 原子炉施設間で共用又は相互接続される設備が明記されていること。
- 原子炉施設間で共用又は相互接続される設備毎に、結合された2基以上の原子炉施設の異常の発生防止機能及び異常の影響緩和機能が損なわれないことが実験、解析、又は評価等により以下を含めて示されていること。
 - 共用又は相互接続により発生し得る事象の明確化
 - 共用又は相互接続する設備の故障又は誤動作により発生し得る事象の明確化
 - 共用又は相互接続により一つの原子炉施設から他の原子炉施設に伝播し得る影響の明確化
 - 上記の事象発生及び影響の伝播に関連する原子炉施設の安全機能への影響の明確化
 - 関連する原子炉施設の安全機能への影響防止手段及びその有効性評価

- 共用又は相互接続により結合された原子炉施設のうち1基において、一つの運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を想定し、この運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故とは独立な単一故障を仮定した場合においても、これらの各原子炉の停止及び崩壊熱の除去が可能であることの評価
- ▶ 上記2つの確認はシビアアクシデント対策のために設計される共用又は相互接続に対しても適用する。

(今後、詳細に検討)

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 「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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

(運転員操作に対する設計上の考慮)

- 原子炉施設の安全確保と運転性の向上のため、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る設計方針であることを確認する。
- 運転時の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方針であることを確認する。

(今後、詳細に検討)

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 「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。
- B 「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。
- C 「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。
- D 「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。
- E 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。
- F 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。
- G 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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- 安全機能を有する構築物、系統及び機器がその安全機能の重要度に応じた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を以下により確認すること。
 - 重要度分類指針に従った分類がなされていること。
 - 基本的設計ないし基本的設計方針は、確立された設計、製作、建設、試験及び検査の技術並びに運転管理により、上記の重要度分類に応じて「重要度分類指針」に記載された基本目標を達成できるものとしていること。
- 特に重要度の高い安全機能を有する系統が抽出されていること。
- 特に重要度の高い安全機能を有する系統の信頼性確保のための方策が明示されていること。
- 特に重要度の高い安全機能を有する系統について、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を想定し、適切に評価されていること。

(今後、詳細に検討)

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) 「運転中に定期的に試験等」とは、「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。
 - (c) 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。
 - (d) 「原子炉の停止中に定期的に試験等」とは、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する系統	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、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

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な方法により試験又は検査が可能な設計方針であること。
- 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、試験等の作業が容易に実施可能なように設計する方針であること。
- 安全機能の重要度に応じ、かつ、作業員が過度の被ばくを受けることなく試験等が実施可能なように設計する方針であること。
- 運転中の定期的に行う試験等が、それぞれの設備の安全機能の信頼性に有意な低下を招くことなく実施可能であることを担保するため、多重性又は多様性を有する系統又は機器は、運転中に独立に試験可能な設計方針であること。

(今後、詳細に検討)

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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】（対審査官）

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- 通信連絡設備のうち、所内の通信連絡設備については、各所に指示を行う制御室、緊急時対策所をはじめ、各建物内の各所に送受話器等を設け、任意の所と連絡ができることを確認する。
- 通信連絡設備のうち、所外への通信連絡設備については、所外の関係各所と連絡を行うため、多様性（例えばケーブル、無線）を備えた設計であるとともに、専用できる回線にて構成された設計であることをそれぞれ確認する。
- 所外へのデータ伝送設備については、データ伝送を行うための通信回線が多様性（ケーブル、無線）を備えた設計であるとともに、専用できる回線にて構成された設計であることを確認する。

- ▶ プロセスコンピュータに集約されるプラントデータが、通信連絡設備を介して、所外の関係各所に伝送されるシステムの場合には、プロセスコンピュータを含めた所内のシステム全体が、設計基準地震動下でも、機能を喪失しないように、免震装置に搭載するなど耐震性が確保されることをそれぞれ確認する。

(今後、詳細に検討)

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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- > 敷地内の各建物、各階ごとに、発電所従業員が安全かつ速やかに避難できる避難通路が確保される設計方針であることを確認する。
避難通路には通路照明、誘導灯及び誘導標識を設ける設計方針であることを確認する。

(今後、詳細に検討)

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圧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、運転時の異常な過渡変化時に、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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

(炉心)

- ▶ 所要の運転期間において、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時に、燃料の健全性が確保される設計であること。(燃料の熱水力設計)

(設計の前提として)

- 燃料が損傷しない燃料許容設計限界値の妥当性を確認する。
- 通常運転時の熱的制限値 (例えば最小限界出力比 (沸騰水型軽水炉)、最小限界熱流束比 (加圧水型軽水炉)、最大線出力密度) が設定されていることを確認する。
この通常運転時の熱的制限値の設定が燃料設計限界に対し、妥当であることを以下により確認する。
 - ◇ 要運転期間を通じ、出力分布、反応度制御方法から判断して妥当であること。
 - ◇ 運転時の異常な過渡変化の事象の選定、解析モデル/コードが妥当であり、解析条件が適切に設定されていること。(解析結果が妥当であること。)
- ▶ 炉心の構成要素は、原子炉の安全停止、炉心冷却を確保し得る設計であること。(炉心の構成要素の機械的設計)
 - 炉心を構成する要素が安全停止、冷却を確保し得る構造、強度を有すること、及びこれらを担保する設備が設置されることを確認する。
 - 想定事象が適切に選定されていること、解析モデル/コードが妥当であることを確認する。(例えば動特性解析コード)

(燃料)

- 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、燃料の健全性が確保される設計であること。(燃料の機械的設計)
 - 使用期間中の種々の因子(内外圧差、照射、圧力/温度変化、化学的効果、静的/動的荷重、ペレットの変形、封入ガス組成の変化等)を考慮しても健全性が確保される設計方針であること。(例えば、被覆管応力<許容応力、累積疲労係数<1であることを確認する。)
 - 輸送及び取扱時の健全性が確保される設計であること。

(原子炉特性)

- 予想される外乱に対し炉心を連続的に、かつ安定に制御できる設計であること。(炉心の動特性)
 - 炉心が予想されるすべての運転領域において、運転期間(初期～末期)を通じて固有の負の反応度フィードバック特性を有することを確認する。
 - チャンネル安定性、炉心安定性、領域安定性、プラント安定性の解析モデル/コードが妥当であること、解析条件が適切に設定されていること。(安定であること)(沸騰水型軽水炉)
 - キセノンの空間振動に対して安定であることを確認する。
 - 再循環ポンプトリップ時において安定性の裕度が低下する低炉心流量高出力領域に入った場合、選択制御棒挿入機構により、自動的に出力を抑制する設計であること。(沸騰水型軽水炉)
 - 出力振動の発生を検知可能な局部出力領域モニタ等の原子炉核計装系で出力分布を監視し、燃料の許容設計限界を超えないように反応度制御系により出力を調整できる設計であること。

等

(今後、詳細に検討)

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つては一組）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つては一組）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SLC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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

沸騰水型軽水炉の場合

(出力制御機能)

- 原子炉の反応度及び出力制御は、制御棒の位置の変更により行える設計であること。
- 制御棒及び制御棒駆動系は、負荷変動、キセノン濃度変化、高温から低温までの温度変化、燃料の燃焼等によって生じる反応度変化及び原子炉の出力分布を調整できる設計方針であることを確認する。
 - また、制御棒の最大連続引抜速度は制御棒引抜手順及び制御棒価値ミニマイザに

よる制御棒の最大反応度価値の制御とあいまって、運転員が原子炉出力を容易に制御できる値にする設計方針であることを確認する。

- ▶ 原子炉の反応度及び出力制御は、再循環流量の変更により行える設計であること。
 - 再循環流量制御系は、ある限られた範囲内で、負荷変動、キセノン濃度変化、燃料の燃焼等によって生じる反応度変化を調整できる設計方針であることを確認する。
- ▶ 急激な圧力上昇を伴う一部の過渡変件事象の際に出力を抑制する設計であること。
 - 負荷遮断時、タービントリップ時に再循環ポンプをトリップさせる設計であることを確認する。

(未臨界維持機能)

- ▶ 炉心を、余裕をもって未臨界にできる設計であること。(炉心の核的特性)
 - 最大反応度価値を有する制御棒一本(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)が未挿入の場合でも炉心を未臨界にできる設計方針であることを確認する。
 - 未臨界性の解析が適切に行われていることを確認する。
- ▶ 原子炉停止系は、多重性又は多様性を有する設計方針であることを確認する。(例えば、制御棒とほう酸水注入系から構成されていること)
- ▶ 反応度制御系のうち制御棒は、燃料の損傷を防ぐための十分な反応度制御能力を持ち、かつ炉心を臨界未満にし、臨界未満を維持する能力があることを緊急挿入(注入)に要する時間及び加えられる負の反応度効果により確認する。
- ▶ 反応度制御系のうち制御棒は、原子炉低温時において炉心を臨界未満にし、かつ臨界未満を維持する能力があることを、反応度制御能力と最大過剰反応度の関係から臨界未満を維持する設計方針であることを確認する。
- ▶ 信頼性を確保するため、反応度制御系全体として、以下のような設計方針であることを確認する。
 - 独立性を有する構造とする設計方針であること。
 - 試験、検査が可能な構造とする設計方針であること。(横断的要件で定めた試験可能性の項を参照)
 - ほう酸水を使う場合は、ほう酸の析出を防止する設計方針であること。

(反応度事故防止機能)

- ▶ 反応度投入事象時の投入反応度及び反応度添加率を制限し、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損防止及び炉心冷却を確保し得る設計であること。(炉心の核的特性)
 - 制御棒落下による影響を小さくするため、制御棒1本当たりの最大反応度価値、制御棒の落下速度が制限される設計であることを確認する。
 - 投入反応度を制限するため引き抜く制御棒又は制御棒グループの最大制御棒価値

- は、制御棒価値ミニマイザの設計基準以下に制限する設計であることを確認する。
- 制御棒には速度リミッタ等をつけ、自由落下速度を制限できる設計方針であることを確認する。
 - 炉心が予想されるすべての運転領域において、運転期間（初期～末期）を通じて固有の負の反応度フィードバック特性を有することを確認する。
 - 反応度投入事象の選定、解析モデル／コードが妥当であること、解析条件が適切に設定されていること確認する。（解析結果が妥当であること。）
- 制御棒駆動機構のフランジ若しくはハウジングが完全破断したとしても制御棒の落下を制限できる設計方針であることを確認する。

加圧水型軽水炉の場合

(出力制御機能)

- 原子炉の反応度及び出力制御は、制御棒の軸方向位置の変更により行える設計であること。
- 制御棒クラスは、負荷変動及び零出力から全出力までの反応度変化を調整できる設計方針であることを確認する。
 - 制御棒引抜限界及び挿入限界が設定され、出力制御が可能であることを確認する。
- 原子炉の反応度及び出力制御は、ほう素濃度調整により行える設計であること。
- ほう素濃度制御系はキセノン濃度変化、高温から低温までの温度変化、燃料の燃焼等によって生じる反応度変化を調整できる設計方針であることを確認する。

(未臨界維持機能)

- 炉心を、余裕をもって未臨界にできる設計であること。（炉心の核的特性）
- 最大反応度価値を有する制御棒1本が未挿入の場合でも、炉心を高温状態で未臨界にできる設計方針であることを確認する。
 - 未臨界性の解析が適切に行われていることを確認する。
- 原子炉停止系は、多重性又は多様性を有する設計方針であることを確認する。（例えば、制御棒とほう酸注入系から構成されていること）
- 反応度制御系のうち制御棒は、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ことを、反応度添加速度、反応度添加量より確認する。
- 反応度制御系のうちほう酸注入系は、低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で炉心を臨界未満に維持できる設計方針であることを確認する。
- 信頼性を確保するため、反応度制御系全体として以下の方針で設計されること。
- 独立性を有する構造とする設計方針であること。
 - 試験、検査が可能な構造とする設計方針であること。（横断的要件で定めた試験可能性の項を参照）

- 高濃度のほう酸水を含む系統は、ほう酸の析出を防止する設計方針であること。

(反応度事故防止機能)

- ▶ 反応度投入事象時の投入反応度及び反応度添加率を制限し、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損防止及び炉心冷却を確保し得る設計であること（炉心の核的特性）
 - 異常な反応度の添加を防止するため、制御棒1本当たりの最大反応度価値、反応度添加率が制限される設計であることを確認する。
 - 炉心が臨界状態にあるか、臨界に達する可能性のある運転領域において、運転期間（初期～末期）を通じて固有の負の反応度フィードバック特性を有することを確認する。
 - 反応度投入事象の選定、解析モデル／コードが妥当であること、解析条件が適切に設定されていること確認する。（解析結果が妥当であること。）
- ▶ 制御棒の異常な引抜及び飛出し時に添加される反応度の大きさを制限する設計であること。
 - 制御棒クラスタ1体あたりの最大反応度価値に制限を設けていることを確認する。
 - 制御棒の引抜速度及び反応度添加率に制限を設けていることを確認する。
- ▶ ほう酸水の希釈速度に制限を設けていることを確認する。
等

(今後、詳細に検討)

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であって、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成しない配管については、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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】（対審査官）

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

1 について

- ▶ 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する機器、配管は、原子炉施設の寿命期間中を通じて高い信頼性を得るように材料を選択するとともに、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生じると考えられる圧力、熱荷重、地震荷重等の必要な組合せに耐え、かつ、機能を維持できる設計であること。
- ▶ 通常運転時において原子炉圧力を一定に保持する設計であること。また、原子炉起動、停止時の原子炉冷却材の加熱・冷却速度を一定の値以下に抑えること等ができる設計であること。
- ▶ 運転時の異常な過渡変化時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計であること。原子炉冷却材圧力バウンダリの過渡的な最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍以下となる設計であること。
- ▶ 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健全性を確保できる設計であること。また、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力は、設計基準事故時において最高使用圧力の1.2倍以下となる設計であること。

具体的には以下を確認。

（貯蔵機能（圧力バウンダリ））

- ▶ 一次冷却材設備により構成される原子炉冷却材圧力バウンダリは、その内包する放

射性物質を閉じ込める設計であること。

- 損傷防止策として、冷却材の水質管理を行う設計方針であること。(加圧水型軽水炉の「化学体積制御設備」、沸騰水型軽水炉の「原子炉冷却材浄化系」「復水脱塩装置」の設置も含めて)
- 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する機器、配管が、次のような設計方針であること。
 - 機械的強度を有する設計方針であること。
 - 熱荷重(熱サイクルの種類及び回数)が考慮された設計方針であること。
 - 耐食性材料を使用する設計方針であること。
 - 供用期間中、試験、検査が可能な構造とする設計方針であること。(横断的要件で定めた試験可能性の項を参照)
 - 通常運転時において出力運転中、原子炉圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計方針であること。
 - 原子炉起動、停止時の原子炉冷却材の加熱・冷却速度を一定の値以下に抑えること等ができる設計方針であること。
- 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計であること。
 - 運転時の異常な過渡変化時に対応する設計方針が示されていること。
 - 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健全性が問題となる事象が示され、それに対応する設計方針が示されていること。
 - 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ内の圧力が各々最高使用圧力の1.1倍、1.2倍以下となる設計方針であることを確認する。
 - 原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇に係る想定事象の解析モデル/コードが妥当であること、解析が適切に行われていること。(事象の選定、解析結果が妥当であること。)

(冷却機能(通常運転時))

- 通常運転時、炉心へ十分な冷却材を循環することにより、炉心からの熱除去が適切に行われる設計であること。
 - 炉心の冷却方式(自然循環冷却/強制循環冷却方式)を確認し、熱除去に必要な冷却材流量が確保されていること。

(冷却機能(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時))

- 原子炉冷却材圧力バウンダリからの小漏えい時にも炉心冷却が可能な設計であること。

- 原子炉冷却材圧力バウンダリからの小漏えい時にも、燃料の許容設計限界を超えずに炉心冷却が可能であること。
- 強制循環の場合、ポンプトリップ等により冷却材流量が急激に減少した場合でも、炉心冷却が可能な設計であること。

加圧水型軽水炉の場合

- 一次冷却材ポンプは適切な慣性を有する設計であること。
- 原子炉冷却材流量の喪失に係る想定事象の解析モデル／コードが妥当であること、解析が適切に行われていることを確認する。(事象の選定、解析結果が妥当であること)

沸騰水型軽水炉の場合

- 再循環ポンプは適切な慣性を有する設計であることを確認する。
- 原子炉冷却材流量の喪失に係る想定事象の選定、解析モデル／コードが妥当であること、解析条件が適切に設定されていること確認する。(解析結果が妥当であること。)

(冷却機能 (全交流動力電源喪失時))

- 常用電源及び非常用交流動力電源喪失時でも、炉心冷却が可能である設計であること。

加圧水型軽水炉の場合

- 一定時間の全交流動力電源喪失時においても、原子炉停止系の動作及び主蒸気安全弁、タービン動補助給水ポンプ等の設備とあいまって、原子炉の停止後の炉心冷却ができる設計であること。

沸騰水型軽水炉の場合

- 一定時間の全交流動力電源喪失時においても、原子炉停止系の動作及び逃がし安全弁等の設備とあいまって、原子炉の停止後の炉心冷却をできる設計であることを確認する。

(放出低減機能：沸騰水型軽水炉の場合のみ)

- 一次冷却材設備の事故による放射性物質の放出を抑制できる設計であること。
- 一次冷却材設備の事故時 (特に主蒸気管破断事故時) において炉心の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制できる設計であることを主蒸気流量制限器、主蒸気隔離弁等の機器の設置により確認する。
- 一次冷却材設備の事故 (特に主蒸気管破断事故) に係る事象の選定、事故解析の解析モデル／コードが妥当であること、解析条件が適切に設定されていること確認する。(解析結果が妥当であること。)

(被ばく低減機能)

- ▶ 原子炉冷却材の純度を適切な値に維持する設備（加圧水型軽水炉の場合、化学体積制御設備。沸騰水型軽水炉の場合、原子炉冷却材浄化系／復水脱塩装置等、複数の設置も含めて。）が設置される設計方針であること。

2について

- ▶ 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備に接続され、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、事故時を考慮した必要な個数及び機能を有する隔離弁を設けること。

3について

- ▶ 通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時における原子炉冷却材圧力バウンダリの脆性的挙動及び急速な伝播型破断の発生を防止するために、フェライト系鋼で製作する機器に対しては、設計、製作、試験及び検査（水圧試験時）、運転時（加熱時又は冷却時）に対して特別の注意を払うこと。

具体的には以下を確認。

- ▶ 脆性的挙動及び急速な伝播型破断の発生を防止する設計方針であること。
 - 脆性的挙動を示さず、かつ急速な伝播型破断を生じないように材料選定、設計、製作及び試験に留意されていること。
 - 一次冷却材の加熱時又は冷却時の運転に対して、適切な加熱率又は冷却率を設け、運転制限する方針であること。

4について

- ▶ 通常運転時、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については、約3.8l/分の漏えいを1時間以内に検出できる設計であること。
- ▶ また、原子炉格納容器内雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定によっても漏えいを検出できる設計であること。
- ▶ 加圧水型軽水炉においては、原子炉冷却材圧力バウンダリからの二次冷却設備への原子炉冷却材の漏えいを検出できる設計であること。

(今後、詳細に検討)

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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】（対審査官）

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

沸騰水型軽水炉の場合

- ▶ 通常運転中、各使用場所の要求に応じた量、水質に対して、ろ過水、純水、復水を供給できる設計方針であること。
- ▶ 原子炉隔離時、原子炉冷却材喪失等の異常時に原子炉水位を維持するため、原子炉隔離時冷却系の第一水源としての容量を有する設計方針であること。

加圧水型軽水炉の場合

- ▶ 通常運転中に各使用場所の要求に応じた冷却水量、水質に対して、ろ過水（原水）、二次系純粋（イオン交換水）、一次系純水（脱気水）、ほう酸水を供給できる設計方針であること。
- ▶ 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、一次冷却材の保有量を回復できる設計方針であること。

（今後、詳細に検討）

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、高圧炉心スプレー系、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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

沸騰水型軽水炉の場合

- ▶ 通常運転時において安定したエネルギーの変換及び最終的な熱の逃がし場への熱除去ができる設計であること。
- 安定したエネルギーの変換及び最終的な熱の逃がし場への熱除去ができる設計方針であることを、以下の点について確認する。
 - ◇ 原子炉の熱出力とタービン系の容量は整合性の取れたものであること。
 - ◇ タービンサイクルで復水となった原子炉冷却材が復水・給水系により安定して原子炉に供給され、原子炉水位の適切な維持が可能であること。

- ◇ 原子炉停止時に、その崩壊熱を復水器／崩壊熱除去設備により、除去可能であること。
- ◇ 一次冷却材設備が自動制御により安定して運転できること。(原子炉出力制御系、原子炉圧力制御系、原子炉水位制御系等による自動制御)
- ▶ 異常時、崩壊熱等を最終的な熱の逃がし場への熱除去ができる設計であること。
 - 異常時、最終的な熱の逃がし場への熱除去ができる系統構成であることを確認する。この場合、上記通常時の冷却モードと異なる冷却モードで冷却するのかどうか確認する。
 - 信頼性を確保するため、以下のような設計方針であることを確認する。
 - ◇ 多重性又は多様性及び独立性を有する設計とする設計方針であること。
 - ◇ 外部電源及び非常用電源に接続する設計方針であること。

加圧水型軽水炉の場合

- ▶ 通常運転時において安定したエネルギーの変換及び最終的な熱の逃がし場への熱除去ができる設計であること。
 - 安定したエネルギーの変換及び最終的な熱の逃がし場への熱除去ができる設計方針であることを、以下の点について確認する。
 - ◇ 原子炉の熱出力と蒸気発生器での蒸気発生量が整合の取れたものであること。
 - ◇ RCS インベントリの減少を補え得る機能を有する設計方針であること。
 - ◇ 原子炉停止時に、その崩壊熱が蒸気発生器を介した二次冷却設備及び余熱除去設備により除去可能であること。
 - ◇ 一次冷却設備が自動制御により安定して運転できること。(制御棒制御系、加圧器圧力制御系による自動制御) (「計測制御系のプロセス制御設備」を参照)
- ▶ 異常時、崩壊熱等を最終的な熱の逃がし場への熱除去ができる設計であること。
 - 異常時、最終的な熱の逃がし場への熱除去ができる系統構成であることを確認する。
 - 信頼性を確保するため、以下のような設計方針であることを確認する。
 - ◇ 多重性又は多様性及び独立性を有する設計とする設計方針であること。
 - ◇ 外部電源及び非常用電源に接続する設計方針であること。

(今後、詳細に検討)

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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- ▶ すべての配管破断スペクトルの冷却材喪失事故 (LOCA) 等、冷却材喪失事象に対応して炉心冷却ができる設計であること。
 - (1) 系統構成 (注水系－高圧系／低圧系、減圧系 (沸騰水型軽水炉)、蓄圧系 (加圧水型軽水炉))、ポンプ容量、ポンプ有効吸込水頭、起動信号は各種配管破断に対応できる設計となっていることを確認する。
 - (2) 燃料被覆管温度上昇及び燃料被覆管の酸化量を所定の値 (一般に前者は 1,200℃、後者は酸化前の金属層厚さの 15%が使われる。) 以下に制限できること、またジルコニウム－水反応を低く制限できることを確認する。
 - 上記 (1) (2) の結果が総合的に妥当であることを、厳しい条件の設定等、LOCA

解析が適切に行われていることにより確認する。(解析モデル/コード、事象の選定、解析結果が妥当であること。)

- 炉心を長期にわたって冷却できる系統構成であることを確認する。(長期解析一動的機器の単一故障又は静的機器の単一故障を仮定)
- 信頼性を確保するため、以下のような設計方針であることを確認する。
 - ◇ 多重性又は多様性及び独立性を有する設計とする設計方針であること。
 - ◇ 外部電源及び非常用電源に接続する設計方針であること。

(今後、詳細に検討)

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、設計基準津波、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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- 通常運転時、発電所内で発生する熱を除去する設計であること。
 - 原子炉補機冷却系を設置し、通常運転時に原子炉、原子炉補機、廃棄物処理施設補機から発生する熱を冷却する設計方針であることを確認する。(冷却する対象として例えば、通常停止時の原子炉の崩壊熱、使用済燃料貯蔵設備から発生する熱、その他原子炉補機から発生する熱、廃棄物処理施設補機から発生する熱がある)
 - 最終的な熱の逃がし場（海、大気）に輸送できる系統構成とする設計方針であることを確認する。
- 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、原子炉の崩壊熱並びに原子炉を停止、冷却するための補機類で発生する熱を除去する設計であること。

- 補機冷却系を設置し、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、原子炉の崩壊熱並びに原子炉を停止、冷却するための補機類で発生する以下に示す熱を冷却する設計方針であることを確認する。
 - ◇ 原子炉の崩壊熱
 - ◇ 使用済燃料貯蔵設備から発生する熱
 - ◇ 原子炉隔離時冷却系から発生する熱(沸騰水型軽水炉)
 - ◇ 非常用炉心冷却系から発生する熱
 - ◇ 非常用ディーゼル発電機から発生する熱
- 最終的な熱の逃がし場（海、大気）に輸送できる系統構成とする設計方針であることを確認する。
- 信頼性を確保するため、以下のような設計方針であることを確認する。
 - ◇ 多重性又は多様性及び独立性を有する設計とする設計方針であること。
 - ◇ 外部電源及び非常用電源に接続する設計方針であること。

等

(今後、詳細に検討)

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必要なパラメータを監視できる設計であること。

(※電事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 「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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- ▶ 蒸気タービン及びその付属設備は、内部発生飛来物となって原子炉施設の安全性に影響を与えないように、想定される使用条件、環境条件を考慮した材料選定、強度設計を行い損傷を防止する設計方針であること。
- ▶ 蒸気タービン及びその付属設備の過圧、過温、過速度等の異常な状態を検知し警報を発するとともに、適切な系統を自動的に作動させ、蒸気タービン及びその付属設備の破損を防止する設計方針であること。
- ▶ 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時には、蒸気タービンへの流入蒸気量が適切に制御されることにより、原子炉の安全性に影響を与えない設計であること。
- ▶ 蒸気タービン及びその付属施設の破損により内部発生飛来物となった場合でも、原子炉施設の安全性に影響を与えないように、適切な配置及び保護装置の設置を考慮した設計方針であること。

(今後、詳細に検討)

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、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、内側若しく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。
- C 「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。
- D 「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。
- E 「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。
- F 「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。

- G 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。
- H 「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。
- I 「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、格納容器設計圧力を十分に下回る設定圧で圧力開放板を開放させてもよい。
- J 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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】（対審査官）

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

（原子炉格納容器全般）

- ▶ 放射性物質を内包する機器を格納する設計であること。
 - 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器を格納する容器（原子炉格納容器）を設置する設計であることを確認する。
 - 原子炉格納容器を取囲む区域を設置する設計であることを確認する。
- ▶ 設計基準事故時に放射性物質を閉じ込め、放射性物質の異常な放出を抑制する設計であること。
 - 設計基準事故時、格納容器内に浮遊する放射性物質を低減できる設計であることを確認する。
 - 格納容器から漏えいした放射性物質の周辺環境への放出を低減できる設計であることを確認する。（例えば、沸騰水型軽水炉においては非常用ガス処理系の設置、加圧水型軽水炉においてはアニュラス空気循環設備の設置）
 - 原子炉格納容器内放出に係る事故解析の解析モデル／コードが妥当であること、解析が適切に行われていることを確認する。（事象の選定、解析結果が妥当であること。）
- ▶ 原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時の圧力、温度に耐える設計であること。
 - 原子炉格納容器の圧力、温度上昇に係る設計基準事故の解析モデル／コードが妥当であること、解析が適切に行われていることを確認する。（事象の選定、解析結果が妥当であること。）

- 設計基準事故時に発生する可燃性ガス（水素、酸素）が燃焼限界を超えることなく抑制できる設計方針であることを確認する。
- 可燃性ガスに係る設計基準事故想定が適切に選定されており、解析手法が妥当であること、解析が適切に行われていることを確認する。

(原子炉格納容器)

- 設計基準事故時に放射性物質を閉じ込め、放射性物質の異常な放出を抑制する設計であること。
 - 所定の漏えい率を超えない設計であることを確認する。
 - 事故時に閉止する隔離弁を設置する設計方針であることを確認する。
 - ◇ 格納容器貫通配管の配管布設状況に応じて隔離弁を設置する設計方針であること。
 - ◇ 格納容器に実用上可能な限り接近した位置に取付ける設計方針であること。
 - ◇ 事故時に自動的に閉止する設計方針であること（事故収束のため必要な配管等は除く）。
- 原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時の圧力、温度、動荷重に耐える設計であること。
 - 機械的強度を有する設計方針であることを確認する。
 - 設計基準事故時の圧力、温度を抑制する設備を設置するとともに、十分な空間容積を有する設計であることを確認する。
- 原子炉格納容器は、以下のような機械的に損傷しにくい設計であることを確認する。
 - 機械的強度を有する設計方針であること。
 - 脆性破壊を防止する設計方針であること。
 - 耐食性材料を使用する設計方針であること。
- 信頼性を確保するため、以下のような設計方針であることを確認する。
 - 格納容器全体及び貫通口等重要な部分の漏えい試験が可能な構造とする設計方針であること。
 - 隔離弁は、配管布設状況に応じて多重性又は多様性及び独立性を有する設計方針であること。
 - 隔離弁は、駆動動力源の単一故障によっても機能維持する設計方針であること。
 - 隔離弁は、閉止後、駆動動力源の喪失によっても機能維持する設計方針であること。
 - 圧力開放板を設ける配管にあつては、圧力開放板の解放圧は格納容器の設計圧以下でもよい。

(今後、詳細に検討)

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】

- ▶ 「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。
- ▶ 「格納施設雰囲気制御する系統」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。
- ▶ 「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。

- 「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を保つこと、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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

(格納容器スプレイ冷却設備)

沸騰水型軽水炉の場合

- 設計基準事故時、格納容器内に浮遊する放射性物質を低減する設計であること。
 - サプレッション・プール水をドライウェル内にスプレイすることにより、ドライウェル内に浮遊するよう素を除去する設計であることを確認する。
- 原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時の圧力、温度を抑制するであること。
 - サプレッション・プール水をドライウェル及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることにより、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時の圧力、温度を抑制する設計であることを確認する。
- 信頼性を確保するため、以下のような設計方針であることを確認する。
 - 多重性又は多様性及び独立性を有する設計方針であること。
 - 外部電源及び非常用電源に接続する設計方針であること。
 - 試験、検査が可能な構造とする設計方針であること。(横断要件で定めた試験可能性の項を参照)

加圧水型軽水炉の場合

- 設計基準事故時、格納容器内に浮遊する放射性物質を低減する設計であること。
 - 設計基準事故(例えば LOCA)時に、格納容器内雰囲気と吸着物質(例えばヒドラジン水溶液)とを混合することにより、格納容器内に浮遊する放射性物質濃度を適切に低減できる設計であることを確認する。
- 原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時の圧力、温度を抑制する設計であること。
 - 設計基準事故(例えば LOCA)時に、格納容器内の圧力、温度の上昇を抑制できる設計であることを確認する。
- 信頼性を確保するため、以下のような設計方針であることを確認する。
 - 多重性又は多様性及び独立性を有する設計方針であること。
 - 外部電源及び非常用電源に接続する設計方針であること。

(可燃性ガス濃度制御系)

- ▶ 設計基準事故時に発生する可燃性ガスを抑制できる設計であること。
 - 通常運転時、格納容器内に不活性ガスを充填する設備を設置する設計方針であることを確認する。
 - 設計基準事故時に発生した可燃性ガス（水素）を酸素と再結合することにより抑制できる設計であることを確認する。
 - 可燃性ガスに係る事象の選定、事故解析の解析モデル／コードが妥当であること、解析条件が適切に設定されていること確認する。（解析結果が妥当であること。）
 - 再結合装置の信頼性を確保するため、以下のような設計方針であることを確認する。
 - ◇ 多重性又は多様性及び独立性を有する設計方針であること。
 - ◇ 外部電源及び非常用電源に接続する設計方針であること。

(非常用ガス処理系（沸騰水型軽水炉）)

- ▶ 設計基準事故時、格納容器から漏えいした放射性物質の周辺環境への放出を低減できる設計であること。
 - 設計基準事故時、格納容器から漏えいしたよう素を除去したのち高所放出する設計であることを確認する。
 - 建屋（原子炉建屋原子炉棟）内部を負圧に保ち得る容量を有する設計であることを確認する。
 - 建屋（原子炉建屋原子炉棟）は所定の漏えい率を超えない設計であることを確認する。
 - 信頼性を確保するため、以下のような設計方針であることを確認する。
 - ◇ 多重性又は多様性及び独立性を有する設計方針であること。
 - ◇ 外部電源及び非常用電源に接続する設計方針であること。
 - ◇ 試験、検査が可能な構造とする設計方針であること。（横断要件で定めた試験可能性の項を参照）
 - ◇ 建屋（原子炉建屋原子炉棟）の漏えい試験が可能な構造とする設計方針であること。

(アニュラス空気再循環設備（加圧水型軽水炉）)

- ▶ 設計基準事故時、格納容器から漏えいした放射性物質の周辺環境への放出を低減できる設計であること。
 - 格納容器から周辺環境への放出を低減するため、所定の時間内にアニュラス、安全補機室を必要な負圧にできることを確認する。
 - アニュラス内に漏えいした放射性物質（よう素）を低減できる設計方針であることを確認する。

- 排気は拡散のため、高所（排気筒）放出設計であることを確認する。
- 設計基準事故時に所外に放出される放射能による被ばく線量当量の解析が適切に行われていること、及び解析結果が制限値以下であることを確認する。
- 信頼性を確保するため、以下のような設計方針であることを確認する。
 - ◇ 多重性又は多様性及び独立性を有する設計方針であること。
 - ◇ 外部電源及び非常用電源に接続する設計方針であること。
 - ◇ 試験、検査が可能な構造とする設計方針であること。（横断要件で定めた試験可能性の項を参照）

（今後、詳細に検討）

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圧力の圧力、温度、水素ガス濃度、放射性物質濃度等をいう。
- C 「記録及び保存」とは、事象の経過後において、必要なパラメータが参照可能であることをいう。
- D 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。
- 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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

(核計装)

- ▶ 通常運転時及び異常時において原子炉出力を監視できる設計であること。
 - 核計装系は、プラントの起動/停止時(起動/停止時は最低計数率を確保)を含む通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における原子炉出力をカバーする設計方針であることを確認する。
 - 複数の領域に分けた核計装の領域の測定範囲が相互にオーバーラップする設計方針であることを確認する。(例えば、中性子源領域-中間領域-出力領域モニタの3領域計測など)
 - 計測系の数、配置は原子炉出力、炉心の軸方向、水平方向の出力分布を適切に監視できる設計方針であることを確認する。
- ▶ 不適切な制御棒操作を防止する設計であること。
 - 不適切な制御棒操作を監視するとともに、中性子束レベルの異常上昇時に引抜阻止を行う設計方針であることを確認する。

(プラント・プロセス計装)

沸騰水型軽水炉の場合

- ▶ 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において原子炉冷却材圧力バウンダリ、格納容器バウンダリ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を監視できる設計であること。
 - 原子炉施設の主要なプロセス量を監視できる設計方針であることを確認する。
 - ◇ 压力容器計装の測定項目
原子炉圧力、水位及び压力容器温度を監視できること。
 - ◇ 再循環系計装の測定項目
冷却材温度、再循環流量及び炉心流量を監視できること。
 - ◇ 原子炉給水系及び主蒸気系計装の測定項目
原子炉給水流量、主蒸気流量を監視できること。
 - ◇ 制御棒駆動系計装の測定項目
制御棒位置、制御棒駆動水圧力、制御棒水圧制御ユニットの圧力を監視できること。
 - ◇ 原子炉格納容器雰囲気計装の測定項目
原子炉格納容器内の圧力、温度、酸素濃度、サプレッション・プール水位及

び水温を監視できること。

◇ 漏えい検出系計装の測定項目

原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいを漏えい監視装置により監視し、漏えいがあった場合、速やかに検出（例えば、約 3.8 l/分の漏えいを 1 時間以内）できること。

◇ その他の計装の測定項目

ほう酸水注入系では、ほう酸水貯蔵タンク水位、ECCS ではポンプ出口圧力及び流量を監視できること。

- 原子炉出力、その他の主要なプロセス量を監視する計測装置は、異常を早期に検知し、警報を発すよう警報装置を付与する設計方針であることを確認する。

◇ 圧力容器計装の測定項目の警報の付与

◇ 再循環系計装の測定項目の警報の付与

◇ 制御棒駆動系計装の測定項目の警報の付与

◇ 原子炉格納容器雰囲気計装の測定項目の警報の付与

◇ 漏えい検出系計装の測定項目の警報の付与

◇ その他の計装の測定項目の警報の付与

- ▶ 設計基準事故時において、事故の状態を知り、対策を講じるのに必要なパラメータを測定あるいは推定することにより監視できる設計であること。

- 事故の形態に応じて、監視が必要な測定項目を把握する。（例えば、冷却材喪失時、格納容器内の圧力、温度、水素濃度及び放射性物質濃度等）

- 設計基準事故時において、事故の状態を知り、対策を講じるのに必要なパラメータを監視でき、このうち必要なものは記録及び保存できる設計方針であることを確認する。記録は、事故時の情報を与える主たる放射線計測装置（「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」に定める放射線計測系の分類 1 及び 2 の計測装置以外で、サンプリング分析等の間欠的な計測であって、自動化困難なものは、運転員等が測定結果を記録し、その確認ができることにかえることができる。

- 設計基準事故時の監視計測装置が事故時の環境条件下（例えば、圧力、温度、放射線）でも多重化等により機能が喪失しない設計方針であることを確認する。

加圧水型軽水炉の場合

- ▶ 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において原子炉冷却材圧力バウンダリ、格納容器バウンダリ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を監視できる設計であること。

- 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリ並びに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（原子炉圧力、加圧器水位、一次冷却材流量・温度、蒸気発生器

水位、主蒸気ライン圧力及び原子炉格納容器圧力)の計測装置を設ける設計であることを確認する。

- 主要なプロセス量(中性子束、圧力、温度、流量、水位等)、放射能レベル、放射能値(原子炉格納容器排気、復水器真空ポンプ排気等)、制御棒クラスタのバンク位置等を監視する計測装置は異常を早期に検知でき、警報を発信する回路を設ける設計方針であることを確認する。
- 設計基準事故時において、事故の状態を知り、対策を講じるのに必要なパラメータを測定あるいは推定することにより監視できる設計であること。
- 設計基準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(一次冷却材温度、一次冷却材圧力、ほう酸タンク水位、補助給水流量、蒸気発生器水位(広域)、復水ピット水位、燃料取替用水ピット水位、原子炉格納容器内温度、原子炉格納容器水位(広域、狭域)、原子炉補機冷却水サージタンク水位、制御用空気圧力、高圧注入流量、低圧注入流量)を監視でき、このうち必要なものは記録及び保存できる設計方針であることを確認する。記録は、事故時の情報を与える主たる放射線計測装置(「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」に定める放射線計測系の分類1及び2の計測装置以外)で、サンプリング分析等の間欠的に計測し自動化困難なものは、運転員等が測定結果を記録し、その確認ができることにかえることができる。
- 設計基準事故時の監視計測装置が事故時の環境条件下(例えば、圧力、温度、放射線)でも多重化等により機能が喪失しない設計方針であることを確認する。

(プロセス制御設備)

- 主要なパラメータを運転範囲内に維持及び制御するのに必要な制御系を確認する。現行の沸騰水型軽水炉の場合、主要なパラメータは出力、圧力、水位であり、また制御系は原子炉出力制御系(反応度制御系及びタービン制御系)／原子炉圧力制御系／原子炉給水制御系である。現行の加圧水型軽水炉の場合、主要なパラメータは、出力、圧力、温度であり、また制御系は一次冷却材温度制御設備と加圧器圧力制御設備である。
- これらの制御系が主要なパラメータ(出力、圧力、水位、温度)を設定値に自動制御できる設計方針であることを確認する。
- 通常運転時に起こり得る外乱に対して、これらの制御系とあいつつプラント安定性が適切であることを動特性解析により確認する。

(空気圧縮設備)

- 計装用圧縮空気系が設けられ、空気作動弁、流量制御器等に圧縮空気が供給できる設計方針であることを確認する。

- 所内用圧縮空気系が設けられ、圧縮空気が供給できる設計方針であることを確認する。

(今後、詳細に検討)

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系統を作動させ、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、系統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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】（対審査官）

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- 異常が発生しても、その異常を早期に検知し、必要に応じて警報により運転員が措置し得るようにするとともに、これらの運転員措置がとられない場合にも、原子炉固有の安全性並びに安全保護系等の動作により、異常が拡大し設計基準事故に発展することがないように設計する方針であること。
- 万一設計基準事故が起こった場合にも、工学的安全施設等の作動により、発電所周辺の公衆の安全を確保する設計方針であることを確認する。
- 原子炉停止系及び工学的安全施設を含む適切な系統を自動作動させるための作動条件となる信号が設定されていることを確認する。
- この安全保護回路の作動条件及び信号の設定が妥当であることを以下により確認す

る。

- 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故解析の解析モデル／コードが妥当であること、解析が適切に行われていることを確認する。(事象の選定、解析結果が妥当であること。)
 - 解析結果の妥当性については、安全保護回路の適切な動作により運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の判断基準を満足することで確認する。
- ▶ 信頼性を確保するため、以下のような設計方針であることを確認する。
- 多重性又は多様性及び独立性を有する設計方針であること。
 - 系の遮断、駆動源の喪失及びその他の不利な状況になっても安全な状態に落ち着くようフェイル・セイフの設計方針であること。なお、そのままの状態にとどまっても安全な状態である場合はフェイル・アズ・イズの設計方針も可とする。
 - 計測制御系との部分的供用によって安全保護回路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影響を受けない設計方針であること。
 - 試験、検査が可能な構造とする設計方針であること。(横断要件で定めた試験可能性の項を参照)

等

- ▶ サイバーセキュリティが考慮された設計方針であることを確認する。
- 外部ネットワークと遮断することにより外部からの影響を防止し得る設計方針であること。
 - 承認されていない動作や更新を防止し得る設計方針であること。

(今後、詳細に検討)

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 「原子炉施設以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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

(制御室)

- ▶ 原子炉施設の主要な計測及び制御装置は、制御室に配置し、集中的に監視及び制御が行える設計であること。
 - 以下のような設計方針であることを確認する。
 - ◇ 原子炉制御系、安全保護系、原子炉核計装、原子炉プラント・プロセス計装等の主要な監視、制御及び操作装置が設置されていること。
 - ◇ 原子炉施設の主要なパラメータを適切な運転範囲に維持し、制御できるようにすること。
 - ◇ 原子炉施設の各種プロセス計装には警報機能を設け、運転員に異常な過渡変化時及び設計基準事故時を通報することができるようにすること。
 - ◇ 必要な場合には、急速な手動操作により原子炉の停止及び停止後の冷却が可能な設計であることを確認する。
- ▶ 異常時においても、機能を失わない設計であること。
 - 以下のような設計方針であることを確認する。
 - ◇ 制御室外から原子炉を急速に高温停止でき、引き続き低温停止できる設計であることを確認する。
 - ◇ 制御室外から原子炉を停止する場所は、制御室に接近できない場合でも操作できる場所に設ける設計であることを確認する。

(今後、詳細に検討)

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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】（対審査官）

- 設置許可の安全審査においても、機能を失わないよう上記の設計方針であることを確認する。

（今後、詳細に検討）

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を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に連系し、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な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。

「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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

(外部電源、外部電源系について)

- ▶ 複数号機の原子炉施設が立地している原子力発電所においては、隣接する号機からの電力供給に期待しないことを、前提として、電力系統に接続される設計であること。
- ▶ 外部電源系が、2回線以上の送電線に接続される設計であること。
- ▶ 2回線は相互に故障又は擾乱の影響を受けない離隔距離が取られること(例. 送電鉄塔が転倒するおそれがある場合には、転倒により2回線が喪失しないように十分な離隔距離が取られること。)
- ▶ 外部電源系の各回線は、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却(使用済燃料プールを含む)を確保できるよう、少なくとも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、その機能を果たすために必要かつ十分な容量の電力を供給できるものであること。
- ▶ 外部電源系の各回線の起動変圧器(主発電機負荷開閉器を設置する原子炉施設では所内変圧器)及び/又は予備変圧器等の受電変圧器は、他方の回線からの受電不能を仮定して、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時もしくは設計基準事故時(原子炉冷却材喪失等)のいずれの場合でも、「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」が所要の機能を果たすために必要な最大運転容量の合計を供給できる十分な容量及び能力を備えること。

(非常用所内電源系について)

- ▶ 非常用所内電源系として、工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備に対して、その負荷側が必要とする電源種別(直流、交流)ごとに十分な電源容量の非常用所内交流電源設備(例. ディーゼル発電機他)、非常用所内直流電源設備(例. 蓄電池他)を、それぞれ多重性又は多様性及び独立性(関連するサポート系を含む)を考慮して、設置すること。
- ▶ 非常用所内交流電源設備及び非常用所内直流電源設備については、独立性を確保するために、電氣的隔離、物理的隔離の系統分離を考慮した設計(回路、配置)であること。これにより、原子炉施設内で想定されるハザード(タービンミサイル、高圧配管ホッピング、火災、溢水等)に対して、共通要因故障を防止できるものであること。また、津波による影響が発生することを防止する施設・設備については、

津波防護機能、浸水防止機能が維持されること。（「電氣的隔離」とは、他の機器の故障による影響が及ばないように遮断器等により故障した機器を隔離することをいう。）

- 非常用所内交流電源設備は、外部電源喪失時に自動起動し、非常用所内直流電源設備とあいまって、原子炉を低温停止状態に移行するために必要な設備に十分供給できる電源容量を有すること。
- 非常用所内直流電源設備は、外部電源喪失時に非常用所内交流電源設備とあいまって、原子炉施設の運転監視に必要な設備に十分供給できる電源容量を有すること。
- 非常用所内直流電源設備は、一定時間の全交流動力電源喪失時に対して、原子炉の停止、停止後の冷却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電源容量を有すること。
- 重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、機能が維持されていることを定期的に確認できるように設計されること。
- 重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統、機器の状態を評価するため、配電系統、絶縁物、接続部及び配電盤のような重要な箇所・機能を適切かつ定期的に試験及び検査できるような構造とする設計であること。
- 「重要度の特に高い構築物、系統及び機器」の負荷は、多重性、独立性を有する所内の非常用母線に接続されて電力供給が受けられること、かつ、非常用母線は、2回線以上の外部電源系と接続されるとともに、外部電源を受電できなくなった場合には非常用所内電源系（ディーゼル発電機等）から受電できる系統構成の設計であること。
- 「重要度の特に高い構築物、系統及び機器」に該当する直流負荷又は計測制御負荷は、多重性及び独立性を有する非常用直流電源母線又は非常用計測制御電源母線に接続されていること、及びこれらの母線は、非常用所内交流電源設備及び非常用所内直流電源設備のいずれからも受電できる系統構成の設計であること。
- 非常用所内電源系は、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、当該系統の単一故障を仮定しても、残る他の系統によって所要の安全機能を果たすことのできる多重性又は多様性及び独立性を有すること。
- 非常用所内電源系は、原子力発電所内で想定されるハザード（タービンミサイル、高圧配管ホッピング、火災、溢水等）の影響によって所要の安全機能が損なわれないよう、適切な物理的分離が確保されること。この場合、物理的分離とは、①安全機能のクラスに応じた区画による分離、②隔壁による分離、③距離による分離、のいずれか又はそれらの組み合わせによって達成されること。
- 非常用所内電源系は、外部電源系の故障又は擾乱によって所要の安全機能が阻害されないよう、外部電源系との電氣的隔離機能が確保されること。

（今後、詳細に検討）

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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】（対審査官）

（今後、詳細に検討）

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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- ▶ 全交流動力電源喪失の発生防止対策として、以下の技術的要件を満たす設計方針であることを確認する。

(外部電源喪失防止対策として)

- 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た設計であること（詳細は「(7)電気系統」の規定に基づくこと）。
- 複数の原子炉施設が設置されてい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。
- 敷地内の開閉所及び送電設備は、不等沈下や傾斜などが起きないような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。

(非常用所内交流動力電源喪失防止対策として)

- 非常用所内交流電源設備（配電盤等を含む）は、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること。この場合、独立性については電氣的隔離、物理的隔離の

系統分離（回路、配置）を考慮した設計であること。これにより、原子炉施設内で想定されるハザード（タービンミサイル、高圧配管ホッピング、火災、溢水等）に対して、共通要因故障を防止できるものであること。

また、津波防護機能、浸水防止機能が維持されること。

- 複数の原子炉施設が設置されている原子力発電所においては、非常用所内交流電源設備は共用に依存しない設計であること。

▶ 全交流動力電源喪失の発生を想定して、以下の技術的要件を満たす設計方針であることを確認する。

（非常用所内直流電源の信頼性確保対策として）

- 全交流動力電源喪失時に、唯一供給可能な非常用所内直流電源（配電盤等を含む）については、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること。この場合、独立性については電氣的隔離、物理的隔離の系統分離を考慮した設計（回路、配置）であること。これにより、原子炉施設内で想定されるハザード（タービンミサイル、高圧配管ホッピング、火災、溢水等）に対して、共通要因故障を防止できるものであること。また、津波防護機能、浸水防止機能が維持されること。
- 非常用所内直流電源の電源容量は、原子炉の停止、停止後の冷却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確認する。

（今後、詳細に検討）

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っては、ろ過、貯留、減衰、管理等により、液体廃棄物処理施設にあってはろ過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰、管理等によること。
- B 「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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

(気体廃棄物処理設備)

- 放出する気体廃棄物中の放射性物質の濃度及び量を低減する設計であること。
- 気体廃棄物中の放射性物質の漏えいを防止する設計であること。
- 気体廃棄物中の放射性物質の漏えいを早期かつ確実に検知する設計であること。
- 気体廃棄物中の放射性物質の漏えい時、漏えい量を制限する設計であること。

(液体廃棄物処理設備)

- 液体廃棄物（液体状固体廃棄物及びサプレッション・プール水サージタンク水含む）中の放射性物質の漏えいを防止する設計であること。
- 放射性液体廃棄物中の放射性物質の漏えいを早期かつ確実に検知するとともに、漏えいの拡大を防止する設計であること。
- 液体廃棄物（液体状固体廃棄物及びサプレッション・プール水サージタンク水含む）中の放射性物質の漏えい時、敷地外へ漏えいしない設計であること。
- 放出する液体廃棄物中の放射性物質の濃度及び量を低減する設計であること。

(固体廃棄物処理設備)

- 固体廃棄物を安全に保管する設計であること。

(今後、詳細に検討)

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 「これを適切に従事者に伝える」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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】（対審査官）

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

（核燃料物質の取扱設備）

- ▶ 燃料集合体を移動する場所、過程（原子炉施設への搬入、炉心への装荷、原子炉施設からの搬出）を確認する。
- ▶ 上記の移動に用いる燃料取扱設備が、次のような設計方針で設計されることを確認する。
 - 落下防止
 - ◇ 燃料集合体の落下防止のための配慮が払われる設計であること。（例えば、燃料取替機の燃料つかみ機に二重のワイヤや種々のインターロックを設け、また、原子炉建屋クレーンの主要要素は二重化を施すこと。）
 - ◇ 燃料プールへの重量物落下防止のための配慮が払われる設計であること。（例えば、キャスク等の重量物運搬時の原子炉建屋クレーンの走行範囲を限定するインターロックを設けること。）
 - 臨界防止
 - ◇ 燃料取扱時の未臨界性が確保できる設計であること。（例えば、燃料取替機は燃料集合体を少数体（例えば1本）ずつ扱うこと。）
 - 被ばく防止
 - ◇ 燃料取扱時の遮へいを確保する設計であること。（例えば、照射済燃料を取扱う場合、水等の適切な遮へい下で操作できること。）

(核燃料物質の貯蔵設備)

- 貯蔵能力（スペース）が適切な設計であること。
 - 燃料を貯蔵する設備（使用済燃料と新燃料を専用に貯蔵する設備を個別に設置する場合は両設備について）の設置場所、貯蔵方法（ラックを用いるなど）を確認する。
 - 使用済燃料貯蔵設備は、非常時の全燃料取出し及び通常取替を考慮し、少なくとも全炉心及び1回取替以上の燃料を貯蔵できるスペースを有する設計方針であることを確認する。
 - また、同設備において放射化された制御棒等の機器の貯蔵及びその取扱いを行う場合には、これらが燃料の貯蔵に支障のない設計方針であることを確認する。
 - 新燃料貯蔵設備を設置する場合、適切な容量を貯蔵できるスペースを有する設計方針であることを確認する。
- 貯蔵時、未臨界性が確保できる設計であること。
 - 貯蔵設備は、必要な燃料間距離を確保し、厳しい条件下を考慮しても、未臨界性が確保できる設計方針であることを確認する。
 - 未臨界性の解析が適切に行われていることを確認する。（予備的な計算）
 - 臨界に達しないことを判定するために用いる実効増倍率の制限値は、ベンチマーク実験等における不確かさ、当該実験と実際の設備における臨界安全上の条件の差異等を考慮し、適切な安全裕度を見込んで設定されていることを確認する。
 - 臨界に達しないことを評価する場合は、取扱う燃料の組成、濃縮度、密度、幾何学的形状等の不確かさ、及び、計算コードの不確かさ等を考慮すること。また、特に立証されない限り、臨界安全上最も厳しい条件を仮定していることを確認する。
- 貯蔵する使用済燃料の崩壊熱を除去できる設計であること。
 - 崩壊熱を除去する系統（最終的な熱の逃がし場まで含めて）の設置及び構成を確認する。
 - 次に通常時と非常時（全燃料の取出時等、計画量取出量以上の場合又は通常冷却設備の機能喪失時）の場合の冷却に対し、どのような系統が対応するか確認する。
 - また、それらの系統の除熱能力により、燃料貯蔵設備のプール水温が所定の値（コンクリートの場合、一般に65℃）を超えない設計方針であることを確認する。
- プール水の漏えいを防止する設計であること。
 - プールにはライナー内張りを施して漏えい防止を図っていること、及びその底部に排水口を設けない等、冷却水の漏えいしない構造とする設計方針であることを確認する。
 - 燃料集集体及び重量物の落下時にも燃料プールの機能を失うような損傷を生じない設計方針であることを確認する。
- 使用済燃料の崩壊熱の除去状態（冷却状態）を監視するとともに、プール水の漏え

い等の異常を早期かつ確実に検知する監視／計測装置を設ける設計であること。

- プール水位、漏えい検知等の監視／計測装置を設ける設計方針であることを確認する。
 - 上記監視／計測装置について、①設計基準事故時に備えて、監視／計測装置が所内非常用電源に接続される設計であること、②外部電源が利用できない場合においても、その系統の機能が達成できるように、多重性又は多様性及び独立性に適切に備え、かつ、試験可能性を備えた設計であること、③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、を確認する。
- ▶ プール水の漏えい等を抑制できる設計であること。
- 万一の漏えい等に備えて非常用の補給水系を設ける等、プール水の漏えいを抑制できる設計方針であることを確認する。
- ▶ 貯蔵設備のプール水を浄化し、また燃料取扱時の遮蔽を確保する設計であること。
- プール水の浄化機能を設けた系統の設置及び構成を確認する。（一般に上記の崩壊熱除去機能を持つ系統が併せて浄化機能を持っている。）
 - 上記系統により、十分なプール水の浄化能力があることを確認する。
 - コンクリート壁、十分な水深等、十分な遮へい能力を有する設計方針であることを確認する。
- ▶ 核燃料物質の貯蔵設備エリアを換気できる設計であること。
- 核燃料物質の貯蔵設備エリアに換気空調系を設置する設計であることを確認する。
- ▶ 燃料集合体等の落下による放射性物質の放出を早期かつ確実に検知する監視／計測装置を設ける設計であること。
- 放射線レベルの監視／計測装置を設ける設計方針であることを確認する。
 - 上記監視／計測装置について、①設計基準事故時に備えて、監視／計測装置が所内非常用電源に接続される設計であること、②外部電源が利用できない場合においても、その系統の機能が達成できるように、多重性又は多様性及び独立性に適切に備え、かつ、試験可能性を備えた設計であること、③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、を確認する。
- ▶ 燃料等の取扱事故による放射性物質の放出を抑制できる設計であること。
- 核燃料物質の貯蔵設備は、燃料集合体等の落下による放射性物質の放出量との関連において、チャコールフィルタ等の放射性物質の除去機能をもつ非常用の換気空調系（非常用ガス処理系）をもつ区画した区域内に設置する設計であること。
 - 上記監視／計測装置による検知により、燃料集合体等の落下による放射性物質の放出量との関連において、通常の換気空調系から非常用の換気空調系に適切に切替る設計方針であることを確認する。
 - 燃料等の取扱事故に係る事象の選定、事故解析の解析モデル／コードが妥当であ

ること、解析条件が適切に設定されていること確認する。(解析結果が妥当であること。)

- 上記事故解析には、燃料等の取扱いで使用される重量物の燃料集合体上への落下事故の可能性も考慮すること。また、事象の選定においては、落下事故による放射性物質の放出量が最大となりうる場合を想定すること(重量物は使用中に想定される最大の高さから、最も燃焼度が高い燃料集合体上へ落下することを想定する等)。

(今後、詳細に検討)

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 「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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- ▶ 平常運転時、周辺監視区域外の公衆に対し、線量当量限度を超える放射線被ばくを与えない設計であることを確認する。更に、発電所周辺の公衆に対し、合理的に達成できる限り放射線被ばくを低減する設計方針であることを確認する。
 - ▶ 人の居住の可能性のある敷地境界外において、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空間線量率を空気カーマで年間当たり 50 マイクログレイ以下とするように遮へい設計する設計方針であること。
- 等

(今後、詳細に検討)

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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- 遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等の放射線防護上の措置を講じる設計方針であることを確認する。
- 異常時において、放射線業務従事者が必要な操作を行えるように放射線防護上の措置を講じる設計方針であることを確認する。
- 放射性物質を内包する系統及び従事者が立ち入る区域に放射線監視設備を設置する設計方針であることを確認する。
- 管理区域内の放射線をサーベイする機器を設ける設計方針であることを確認する。
- 管理区域への出入り管理、汚染管理ができる設備（例えば出入管理設備、試料分析関係設備）を設置する設計方針であることを確認する。
- 個人の被ばく管理ができる設備（例えば個人管理用測定設備及び測定機器）を設ける設計方針であることを確認する。
- 原子炉一次及び二次遮へい等の適切な遮へいが設置される設計方針であることを確認する。
- 管理区域の境界は、原子炉等規制法の規定（3ヶ月で1.3mSv以下）を満足するように遮へい設計する設計方針であることを確認する。また、管理区域は、立ち入り頻度を考慮した線量率となるように遮へい設計する設計方針であることを確認する。

(今後、詳細に検討)

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できる」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ができ、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できることをいう。
- 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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- ▶ 通常運転時の気体、液体廃棄物の放出を監視できる設計であること。
 - 通常運転時の放射性物質の放出経路に対して放射線監視設備が設置される設計方針であることを確認する。
 - ◇ 気体廃棄物の放出口（排気筒等）の放射性物質濃度を監視する設備が設置されること。
 - ◇ 液体廃棄物の放出の際、サンプリング可能な設備が設置されること。
 - ◇ 敷地周辺（周辺監視区域付近）に放射性物質濃度を監視する設備が設置されること。

ること。

- ▶ 異常放出を早期に検知するとともに、異常放出の程度を把握できる設計であること。
 - 放射性物質を内包する系統及び放射性物質の放出の可能性のある区域に放射線監視設備を設置する設計方針であることを確認する。
 - ◇ 放射性物質を内包する系統（一次冷却材設備等）に放射性物質濃度を測定できる設備を設置すること。
 - ◇ 放射能障壁の健全性を把握（格納容器内放射線量率等の測定）するための設備を設置すること。
 - ◇ 放射性物質を内包する系統（一次冷却材設備等）があり、放射性物質の放出の可能性のある区域に放射線量率を測定する設備を設置すること。
 - 放射性物質の放出が想定される経路に対して放射線監視設備が設置される設計方針であることを確認する。
 - ◇ 気体・液体廃棄物の放射性物質濃度を監視する設備が設置されること。
 - ◇ 敷地周辺（周辺監視区域付近）に放射線量率、放射性物質濃度を監視する設備が設置されること。
 - ◇ 移動可能なモニタリング設備が設けられること。
 - 異常値を警報表示する設計であることを確認する。
 - 信頼性を確保するため、以下のような設計方針であることを確認する。
 - ◇ 連続測定が必要、あるいはサンプリングであっても代替手段が無い設備については多重性又は多様性及び独立性を有する設計であること。
 - ◇ 連続測定が必要、あるいはサンプリングであっても代替手段が無い設備については外部電源及び非常用電源に接続する設計であること。また、モニタリングポストのデータ転送系は多様性を有する設計であること。
 - ◇ なお、モニタリングポストは本設電源が使えなくなった場合においても、本設電源復旧までの間、連続測定及び記録を担保できる多様性のあるバックアップ電源を配備する設計であること※。
 - ◇ 代替としての可搬式測定器、モニタリングカー等は、設計基準事故時においても十分活用できるように、移動に対して機動性のある設計であること。

等

※ 例えばバッテリー、ソーラー電池パネル、内燃式発電機等、あるいはこれらの組み合わせ。

(今後、詳細に検討)

(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。

(※電事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 「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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、以下を確認する。

- 補助ボイラの蒸気を使用する原子炉施設のうち、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対して、それらの安全機能がいずれも損なわれないように、補助ボイラについては蒸気を必要とされる時期に、それぞれの必要量を供給できる容量を有する設計であること。
- 補助ボイラ及び附属設備における蒸気の漏えい、火災爆発を想定しても、原子炉の停止機能、冷却機能に影響を与えない設計であること。

(今後、詳細に検討)

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、以下の各号の要件が満たされることを確認しなければならない。【評価指針 4.1 の判断基準】
 - 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、以下の各号の要件が満たされることを確認しなければならない。【評価指針 4.2 の判断基準】
 - 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。

<以下は、参考>

【審査ガイド】(対審査官)

設置許可の安全審査において、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について以下を確認する。

- 安全評価に当たって設定する条件が、安全評価指針に示された「解析に当たって考慮する事項（解析に当たって考慮する範囲、安全機能に対する仮定）」を満足していること。
- 評価結果が安全評価指針に示された判断基準に適合していること。
- 評価事象の定義、原因、防止対策が安全評価指針に照らして、妥当な選定となっていること。
- 評価に使用するプログラムや計算式は、その使用の妥当性を確認する。
- 評価結果の導出過程と解析結果を確認する。
- 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」等に基づいて実施する。

(今後、詳細に検討)