

日本語翻訳版

IAEA 安全基準

人と環境を防護するために

原子力発電所の 原子炉冷却系及び関連系統の設計

個別安全指針

No. SSG-56

国際原子力機関

2023年 4月

原子力規制庁 翻訳

本翻訳版発行に当たっての注記事項

- A：本翻訳版は非売品である。
- B：本翻訳版は、「Design of the Reactor Coolant System and Associated Systems for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide No. SSG-56」©International Atomic Energy Agency, (2020)の日本語訳である。本翻訳版は、原子力規制庁により作成されたものである。本翻訳版に係る IAEA 出版物の正式版は、国際原子力機関（IAEA）又はその正規代理人により配布された英語版である。IAEA は、本翻訳版に係る正確性、品質、信頼性又は仕上がりに関して何らの保証もせず、責任を持つものではない。また、本翻訳版の利用により生じるいかなる損失又は損害に対して、これらが当該利用から直接的又は間接的・結果的に生じたものかを問わず、何らの責任を負うものではない。
- C：著作権に関する注意：本翻訳版に含まれる情報の複製又は翻訳の許可に関しては、オーストリア国ウィーン市 1400 ウィーン国際センター（私書箱 100）を所在地とする IAEA に書面により連絡を要する。
- D：本翻訳版は、業務上の必要性に基づき、原子力規制庁が IAEA との合意に基づき発行するものであり、唯一の翻訳版である。
- E：原子力規制庁は、本翻訳版の正確性を期するものではあるが、本翻訳版に誤記等があった場合には、正誤表と合わせて改訂版を公開する。また、文法的な厳密さを追求することで難解な訳文となるものは、分かりやすさを優先し、本来の意味を損なうことのない範囲での意識を行っている箇所もある。
- なお、本翻訳版の利用により生じるいかなる損失又は損害に対して、これらが当該利用から直接的又は間接的・結果的に生じたものかを問わず、原子力規制庁は何らの責任を負うものではない。

目次

1. はじめに
 - 背景 (1.1, 1.2)
 - 目的 (1.3–1.5)
 - 範囲 (1.6–1.11)
 - 構成 (1.12)
2. 原子炉冷却系及び関連系統の範囲 (2.1)
 - 原子炉冷却系 (2.2–2.4)
 - 停止状態における熱除去に関する系統 (2.5)
 - 運転状態における冷却材保有量制御に関する系統 (2.6)
 - 運転状態における炉心反応度の制御に関する系統 (2.7)
 - 事故状態における炉心冷却及び残留熱除去に関する系統 (2.8)
 - 事故状態における炉心反応度の制御に関する系統 (2.9)
 - 全ての発電所状態における最終的な熱の逃がし場及び残留熱輸送系 (2.10–2.12)
3. 原子炉冷却系及び関連系統の設計基準 (3.1)
 - 全般 (3.2–3.7)
 - 安全機能 (3.8)
 - 想定起因事象 (3.9–3.12)
 - 内的ハザード (3.13–3.17)
 - 外的ハザード (3.18–3.26)
 - 事故状態 (3.27–3.42)
 - 設計限度及び容認基準 (3.43–3.45)
 - 信頼性 (3.46–3.56)
 - 深層防護 (3.57–3.61)
 - 安全分類 (3.62–3.66)
 - 安全上重要な設備等の環境性能保証 (3.67–3.75)
 - 荷重及び荷重の組合せ (3.76–3.86)
 - 材料 (3.87–3.96)
 - 製造及び据付 (3.97, 3.98)
 - 校正、試験、保守、修理、交換、検査及び監視 (3.99–3.115)
 - 過圧防護 (3.116–3.120)
 - 配置 (3.121)
 - 放射線防護 (3.122–3.125)
 - 通常運転時における可燃性気体の蓄積 (3.126)
 - 排気及び排水 (3.127, 3.128)
 - 原子炉冷却系と関連系統との間の取合い (3.129, 3.130)
 - 格納容器隔離 (3.131, 3.132)
 - 計装設備 (3.133–3.136)

- 1つの敷地における複数基 (3.137)
- 規格及び基準 (3.138–3.140)
- 設計における確率論的解析の使用 (3.141–3.143)
- 4. 最終的な熱の逃がし場及び残留熱輸送系 (4.1)
 - 最終的な熱の逃がし場 (4.2–4.19)
 - 残留熱輸送系 (4.20–4.46)
- 5. 原子炉冷却系の設計に関する固有の考慮事項 (5.1, 5.2)
 - 構造設計 (5.3–5.10)
 - 設計基準荷重及び荷重組合せ (5.11–5.16)
 - 運転状態における冷却状態の制御 (5.17–5.19)
 - 圧力制御及び過圧防護 (5.20–5.43)
 - 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離 (5.44–5.53)
 - 想定起因事象 (5.54)
 - 内的ハザード (5.55, 5.56)
 - 外的ハザード (5.57–5.60)
 - 配置 (5.61–5.63)
 - 設計限度 (5.64)
 - 安全分類 (5.65, 5.66)
 - 環境性能保証 (5.67, 5.68)
 - 圧力試験 (5.69, 5.70)
 - ベント操作 (5.71–5.79)
 - 固有の設計側面 (5.80–5.130)
- 6. PWR 技術に関する関連システムの設計における固有の考慮事項
 - 運転状態における冷却材保有量及び炉心反応度の制御に関する系統 (6.1–6.9)
 - 運転状態における熱除去に関する系統 (6.10–6.40)
 - 事故状態(炉心溶融を伴う設計拡張状態を除く)における炉心冷却及び余熱除去に関する系統 (6.41–6.99)
 - 事故状態における炉心反応度の制御に関する系統 (6.100–6.106)
- 7. BWR 技術に関する関連システムの設計における固有の考慮事項
 - 運転状態における冷却材保有量と炉心反応度の制御に関する系統 (7.1–7.4)
 - 運転状態における熱除去に関する系統 (7.5–7.16)
 - 事故状態における炉心冷却及び残留熱除去に関する系統 (7.17–7.26)
 - 事故状態における炉心反応度の制御に関する系統 (7.27–7.31)
- 8. PHWR 技術に関する関連システムの設計における固有の考慮事項 (8.1)
 - 運転状態における炉心反応度の制御に関する系統 (8.2–8.4)
 - 運転状態における熱除去に関する系統 (8.5–8.40)
 - 事故状態における炉心反応度の制御に関する系統 (8.41–8.49)

事故状態における炉心冷却及び余熱除去に関する系統 (8.50-8.117)

参考文献

作成及び査読の協力者

1. はじめに

背景

1.1. 原子力発電所の原子炉冷却系及び関連系統の設計に関する本安全指針は、原子力発電所の冷却系に関連する、IAEA 安全基準シリーズ SSR-2/1 (Rev. 1)「原子力発電所の安全：設計」[1]の要件を満たす方法に関する推奨事項を提示している。

1.2. 本安全指針は、IAEA 安全基準シリーズ NS-G-1.9「原子力発電所における原子炉冷却系及び関連系統の設計¹」の改訂であり、これに代わるものである。

目的

1.3. 本安全指針の目的は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]で定められた原子炉冷却系及び関連系統に対する要件を満たすために、第 2 章に示されているこれらの系統の設計に対する推奨事項を提示することである。

1.4. 本安全指針に提示される推奨事項は、規制機関、原子力発電所の設計者及び原子力発電所の認可取得者を対象としている。

1.5. 本安全指針で使用される用語は、IAEA 安全用語集[2]で定義され、説明されている通りに理解されるべきである。

範囲

1.6. 本安全指針は、主に、発電用に設計された水冷却原子炉を備えた陸上の定置原子力発電所に適用される。将来の系統の革新的な開発を含め、他の原子炉型式については、本安全指針の一部が適用されないことがあるか、又は適用には解釈面で何らかの判断を必要とすることがあることが認識されている。

1.7. 本安全指針に提示される推奨事項は、主に新規の原子力発電所を対象としている。以前の基準に従って設計された原子力発電所については、その設計の安全評価において、合理的に実行可能な安全改善策により発電所の安全な運転がさらに強化されるかどうかを判断するため、現行基準との比較が（例えば、発電所の定期的な安全性再評価の一環として）行われることが期待される（SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 1.3 項を参照）。

1.8. 本安全指針は、第 4 章に記載されているように、最終的な熱の逃がし場を含む原子炉冷却系及び関連系統を対象としている。本指針は、1.6 項に記載されている原子炉型式に共通する原子炉冷却系及び関連系統の設計上の考慮事項を網羅している。この範囲には、特定の機器の詳細設計まで拡張していない。

1.9. 第 2 章では、本安全指針で取り扱われる原子炉冷却系及び関連系統の範囲を記述する。できる限り個々の設計に左右されないものであるために、系統により果たされるべき安全

¹ 国際原子力機関、IAEA 安全基準シリーズ NS-G-1.9「原子力発電所の原子炉冷却系及び関連系統の設計」、IAEA、ウィーン（2004 年）

機能に基づく設計上の推奨事項が示される。

1.10. 設計限度及び工学的な判断基準は、これらの限度及び判断基準を検証するために使用されるべき系統パラメータとともに、原子力発電所の個々の設計に固有のものであり、したがって、本安全指針の範囲外である。ただし、これらの事項に関する定性的な推奨事項は提示されている。

1.11. 燃料要素並びに炉心反応度を制御し及び原子炉を停止する制御棒は、本安全指針では取り上げられていない。

構成

1.12. 第2章では、本安全指針で扱われる原子炉冷却系及び関連系統の範囲を記載する。第3章では、加圧水型原子炉 (PWR)、沸騰水型原子炉 (BWR) 及び加圧重水型原子炉 (PHWR) の技術に適用される原子炉冷却系及び関連系統の全般的な設計上の推奨事項を提示している。第4章では、様々な熱輸送経路の設計上の推奨事項及び最終的な熱の逃がし場の全般的な考慮事項を提示している。第5章では、PWR、BWR 及び PHWR 技術の原子炉冷却系に固有の補足的な設計上の推奨事項を提示している。第6章～第8章では、それぞれ PWR、BWR 及び PHWR 技術の関連系統に固有の補足的な設計上の推奨事項を提示している。

2. 原子炉冷却系及び関連系統の範囲

2.1. 本安全指針に提示されている推奨事項は、以下の機能を果たすように設計された原子炉冷却系及び関連系統に適用される。

- (a) 作業員、公衆及び環境の防護のために放射性物質の封じ込めを具備すること
- (b) 運転状態での燃料設計限度の遵守を確実なものとするために、適切な炉心冷却状態を実現し、維持すること
- (c) 設計基準事故における重大な燃料損傷を防止し、設計拡張状態の影響を可能な限り緩和するために、十分な冷却材保有量及び冷却状態を維持すること
- (d) 運転状態及び事故状態に炉心から崩壊熱を除去すること、また、残留熱を原子炉冷却系から最終的な熱の逃がし場に輸送すること
- (e) 原子炉冷却材圧力バウンダリにおける冷却材保有量の制御不能な喪失を防止すること
- (f) 運転状態、設計基準事故及び著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態において原子炉冷却系の過圧を制限すること
- (g) 運転状態及び事故状態における燃料設計限度の遵守を確実なものとするために、原子炉を停止すること及び炉心反応度を制御すること
- (h) 事故状態において原子炉冷却系の減圧を実施すること

原子炉冷却系

2.2. すべての原子炉型式について、原子炉冷却系には、出力運転中の燃料に対して適切な炉心冷却状態 (圧力、温度及び冷却材流量) を実現し、維持するために必要な機器を含んでいる。1.11 項で述べたように、燃料要素及び炉心反応度を制御し、原子炉を停止する制御棒

は、本安全指針では取り扱われていない。

2.3. すべての水冷却型原子炉型式では、原子炉冷却系の原子炉冷却材圧力バウンダリは、最も外側の隔離装置（複数の場合もある）まで広がっている。

2.4. 間接サイクル原子炉（すなわち PWR）については、原子炉冷却系の圧力保持バウンダリは、蒸気発生器の一次側を含む（第 6 章参照）。直接サイクル原子炉（すなわち BWR）については、原子炉冷却系の圧力保持バウンダリは、一次冷却材再循環系並びに蒸気管及び給水管のうち最も外側の格納容器隔離弁までを含む（第 7 章参照）。PHWR の固有の特徴は、第 8 章で記述されている。

停止状態における熱除去に関する系統

2.5. これらの系統は、停止中に原子炉冷却系から残留熱を除去するように設計される。これらの系統には、原子炉冷却系を、PWR 及び BWR の燃料交換状態を含む冷温停止状態に冷温化するように設計された系統を含む。

運転状態における冷却材保有量制御に関する系統

2.6. これらの系統は、原子炉冷却材の保有量を制御するように、また、運転状態における漏えいを補うように設計される。

運転状態における炉心反応度の制御に関する系統

2.7. これらの系統は、出力運転において遅い反応度の変化を調整するように（炉心出力分布の制御を含む）、また、停止状態において未臨界を維持するように設計される。

事故状態における炉心冷却及び残留熱除去に関する系統

2.8. これらの系統は以下の通りである。

- (a) 原子炉冷却系の健全性喪失を伴う又は伴わない事故時に炉心から崩壊熱を除去するように設計された系統
- (b) 事故状態時に安全停止状態が達成されるまで原子炉冷却系を冷却するように、また、残留熱を原子炉冷却系から最終的な熱の逃がし場に輸送するように、設計された系統
- (c) 長期的に安全停止状態を維持するように設計された系統

事故状態における炉心反応度の制御に関する系統

2.9. これらの系統は、以下を達成するために設計される。

- (a) 原子炉を停止すること
- (b) 事故状態により引き起こされた制御されない又は過剰な正の反応度投入を停止すること
- (c) 原子炉停止失敗事象の発生時に燃料の損傷を制限すること
- (d) 事故状態において安全停止状態が達成されるまで炉心反応度の制御を確保すること

全ての発電所状態における最終的な熱の逃がし場及び残留熱輸送系

2.10. 最終的な熱の逃がし場とは、熱を除去する他の手段すべてが失われた場合でも又は不十分である場合でも、輸送された残留熱が常に受け入れることができる媒体である[2]。最終的な熱の逃がし場は通常、水の塊（地下水を含む）又は大気である。

2.11. 残留熱輸送系は、残留熱除去系から最終的な熱の逃がし場に熱を輸送するように設計されたシステムを含む。

2.12. 残留熱を最終的な熱の逃がし場に排出する能力は、様々な停止状態で常に利用可能な少なくとも1つの熱の逃がし場及び1つの熱輸送経路に基づいている。

3. 原子炉冷却系及び関連システムの設計基準

3.1. 本章では、原子炉冷却系及び関連システムに共通し、全ての水冷却原子炉に適用可能な設計に関する一般的な推奨事項を示す。特定の原子炉技術に固有の設計上の考慮事項は、PWRについては第6章、BWRについては第7章、また、PHWRについては第8章で記載される。

全般

3.2. 多くの原子炉冷却系及び関連システムは、設計への依存性があり、異なる設計の原則を持つことができる（例えば、非常用炉心冷却又は残留熱除去に対して能動的又は受動的なシステムの使用）。それにもかかわらず、異なる技術において同じ安全機能を果たすシステムは、同様の一般的な設計要件を遵守して設計されるべきである。

3.3. 原子炉冷却系及び関連システムの設計は、設計における安全の管理に関する SSR-2/1 (Rev. 1)の要件 1~3 [1]を満たすことを要求される。また、設計プロセスは、IAEA 安全基準シリーズ GSR Part 2「安全のためのリーダーシップとマネジメント[3]」に定められた要件を満たすべきである。IAEA 安全基準シリーズ GS-G-3.1「施設及び活動のためのマネジメントシステムの適用」[4]及び GS-G-3.5「原子炉等施設のためのマネジメントシステム」[5]に提示される推奨事項も考慮に入れられるべきである。

3.4. 原子炉冷却系及び関連システムの設計は、安全と核セキュリティの両方の要件及び推奨事項を考慮に入れて行われるべきである。安全対策とセキュリティ対策は、セキュリティ対策が安全を損なわないように、また、安全対策がセキュリティを損なわないように、統合的な方法でかつ可能な限り補完的な方法で設計及び適用されるべきである。核セキュリティに関する推奨事項は、参考文献[6]に示されている。

3.5. 原子炉冷却系及び関連システムは、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 47~53 を遵守して、以下に関わる SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の他の要件も考慮に入れて、設計されることが要求される。

- (a) すべての発電所状態で電離放射線の有害な影響からの作業員、公衆及び環境の防護
- (b) 異なるシステムの適切な信頼性

(c) 早期放射性物質放出又は大規模放射性物質放出に至る可能性のある状態が発生する可能性の実質的な排除

3.6. 上記の目的を達成するために、原子炉冷却系及び関連系統は、本安全指針の 2.1 項に列挙されている機能を果たすように設計されるべきである。

3.7. 設計基準は、すべての構築物、系統及び機器について定義されるべきであり、また、以下を規定すべきである。

- (a) 構築物、系統又は機器によって実施される機能
- (b) 構築物、系統又は機器が対処しなければならない想定起回事象
- (c) 構築物又は機器が耐えることが期待される荷重及び荷重の組合せ
- (d) 内的ハザードの影響からの防護
- (e) 外的ハザードの影響からの防護
- (f) 構築物、系統及び機器の設計に適用される設計限度及び容認基準
- (g) 信頼性
- (h) 一つの系統内の共通原因故障及び異なる深層防護階層に属する系統間の共通原因故障に対する方策
- (i) 安全分類
- (j) 性能保証に関する環境条件
- (k) 監視及び制御機能
- (l) 材料
- (m) 試験、検査、保守及び廃止措置のための方策

安全機能

3.8. 各系統により果たされるべき安全機能及び各主要機器の寄与は、正しい安全分類のために十分な詳細さレベルをもって記述されるべきである。

想定起回事象

3.9. 3.10～3.12 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 16 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.10. 発電所設計に対して定められた想定起回事象リストから、原子炉冷却系及び関連系統の設計に影響を与える事象が、その推定発生頻度に基づいて特定され、区分されるべきである（想定起回事象の区分については文献[7]を参照）。

3.11. 想定起回事象によって引き起こされる状態の各々について、発電所を安全かつ安定した停止状態に持ち込むために必要な原子炉冷却系及び関連系統のリストが確立されるべきである。

3.12. 原子炉冷却系及び関連系統並びに関連設備の能力及び性能を定義するために、想定起回事象に起因する境界条件が決定されるべきである。

内的ハザード

3.13. 3.14～3.17 項は、内的ハザードに関する要件 17 及び SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 5.16 項を満

たすことに関する推奨事項を提示している。原子炉冷却系及び関連系統の設計において考慮されるべき内的ハザードを特定するために、IAEA 安全基準シリーズ NS-G-1.7「原子力発電所の設計における内部火災及び爆発からの防護」[8]及び NS-G-1.11「原子力発電所の設計における火災及び爆発以外の内的ハザードからの防護」[9]に提示される推奨事項に従うべきである。

3.14. 内的ハザードを特定することに使われる絞り込みプロセスは、マネジメントシステムに従って文書化されるべきである。安全上重要な構造物、系統及び機器（例えば、原子炉の安全な停止又は事故の影響の緩和のためのもの）は、内的ハザードの影響から防護されるべきである。この防護は、防護されていない構造物、系統及び機器の故障が防護されている構造物、系統及び機器に及ぼす影響も考慮すべきである。

3.15. 発電所の配置及び内的ハザードの防護手段は、原子炉冷却系及び関連系統の応答が、想定起因事象の解析に記載されている通りに、ハザードの影響を受けたときでも有効であり続けることを確実なものとするために適切であるべきである。

3.16. 発電所の配置及び安全系の多重性規定の防護手段は、内的ハザードが原子炉冷却系及び関連系統により果たされるべき安全機能の全喪失に関わる共通原因故障となりえないとの保証を与えるのに適切なものであるべきである。

3.17. 設計方法並びに使用される設計及び建設の規格及び基準は、内的ハザードの過酷度が増したときにクリフエッジ効果を回避するため、適切な余裕を備えるべきである。

外的ハザード

3.18. 3.19～3.26 項は、外的ハザードに関連する SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 17 及び 5.17～5.21A 項を満たすことに関する推奨事項を提示している。また、以下の IAEA 安全基準に提示されている推奨事項も、一般的な概念を理解するために、関連する外的ハザードの特定を確実なものとするために、また、これらのハザードの影響から原子炉冷却系及び関連系統を防護するために考慮されるべきである。該当基準は、地震以外のハザードについては NS-G-1.5「原子力発電所の設計における地震を除く外部事象」[10]、また、地震ハザードについては NS-G-2.13「既存原子力施設の耐震安全性評価」[11]と NS-G-1.6「原子力発電所の耐震設計及び性能保証」[12]の両者である。

3.19. 外的ハザードの影響に関しては、安全上重要な原子炉冷却系及び関連系統（例えば、原子炉を停止するための系統及び事故の影響を緩和するための系統）の損傷を防ぐために、可能な範囲で防護がなされるべきである。防護は、発電所の適切な配置及び敷地内の建屋の防護対策に依存することができる。防護対策が効果的でないときは、構造物、系統及び機器は、ハザードの荷重及びハザードのありうる組合せに付随する荷重に耐えるように設計されるべきである。

3.20. 原子炉冷却系の機器の設計は、立地評価で特定された外的ハザードの影響が事故を起こすことができないようなものであるべきである。

3.21. 関連する外的ハザードの各々又はハザードのありうる組合せについて、ハザード誘因事象の間及び後にその操作性又は健全性が必要とされる機器が特定され、機器の設計基

準に明記されるべきである。

3.22. 原子炉冷却系及び関連系統の構築物、系統及び機器は、NS-G-1.6 [12]に提示された推奨事項に従って、適切な耐震区分に割り付けられるべきである。原子炉冷却材圧力バウンダリ、蒸気発生器の二次エンベロープ（PWR 及び PHWR の場合）及び設計基準事故の影響を緩和するために設計された安全系は、IAEA 安全基準シリーズ SSG-9「原子炉等施設の立地評価における地震ハザード」[13]に提示される推奨事項に従って、地震レベル 2（SL-2）の地震荷重に耐えられるように設計されるべきである。

3.23. 設計手法は、使用される設計及び建設の規格及び基準とともに、外的ハザードの過酷度が増した場合にクリフエッジ効果を回避するために適切な余裕を備えるべきである。

3.24. 原子炉冷却系及び関連系統並びに早期放射性物質放出又は大量放射性物質放出を防止するために最終的に必要となる構築物及び機器（もしあれば）が特定されるべきである。これらすべての機器等について、立地地点のハザード評価で決められたものを超える自然ハザードの発生時に、健全性及び操作性（関連する場合）が保持されるべきである。設計又は評価のために選択された境界条件が正当化されるべきである。

3.25. 外的ハザードについては、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を保持するために、また、状態が炉心溶融を伴う設計拡張状態に拡大することを防止するために、必要な短期的な措置が、敷地で利用可能な系統によって成し遂げられることを要求される（SSR-2/1 (Rev. 1) [1]の 5.17 項を参照）。

3.26. 適切な炉心冷却能力は、敷地外の支援的公的事業が利用保証されている時間よりも長期間に渡り、運転可能であり続けることになるようなものであるべきである。

事故状態

3.27. 原子炉冷却系及び関連系統の設計に関連する事故状態とは、原子炉冷却系及び関連系統に過大な機械的荷重を生じる可能性のある状態、又は運転状態に対して設計された系統により燃料の冷却及び原子炉の停止が全うされそうもない状態である。

3.28. 事故状態は、原子炉冷却系及び関連系統の設計において、能力、荷重及び環境条件を決定する情報として使用されるべきである。原子炉冷却系及び関連系統に対して考慮されるべき事故状態には、以下のものを含む。

- (a) 冷却材喪失事故
- (b) 原子炉冷却材の二次側への漏えい（PWR 及び PHWR の場合）
- (c) 主蒸気管破断又は蒸気発生器給水管破断（PWR 及び PHWR の場合）
- (d) 停止状態での残留熱除去喪失
- (e) 反応度及び出力分布の異常

3.29. 3.30～3.32 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 18 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.30. 原子炉冷却系及び関連系統の設計に使用される計算機コード及び工学的規則は、文書化され、妥当性確認されるべきであり、また、新しいコードの場合は、マネジメントシステム

についての最新の知識及び公認されている標準に従って開発されるべきである。コードの利用者は、コードの妥当性確認及び適用に関して並びにコードのモデルで用いられる仮定に関して、資格認定及び訓練を受けるべきである。

3.31. 設計基準事故及び設計拡張状態の境界条件の計算は、パラメータの評価に使用された仮定並びに工学的判断基準及び使用された計算機コードを表示して、適切に文書化されるべきである。

3.32. 計算機コードは、特定され、文書化された妥当性確認領域を超えて使用されるべきではない。

設計基準事故

3.33. 3.34 項と 3.35 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 19 と要件 25 を満たすことに関する推奨事項を示している。

3.34. 設計基準事故が特定されるべきであり、また、安全系の適切な性能を明確に示すために、原子炉冷却系の挙動が分析されるべきである。

3.35. 原子炉冷却系及び関連システムの適切な性能を確保するために、設計基準事故に付随する状態は、好ましが最低の初期状態及び設備性能並びに安全系の性能に最大の影響を与える単一故障を考慮して計算されるべきである。適切な保守性を導入する際には、以下の点に注意が払われるべきである。

- (a) 同一の事象に対して、ある特定のシステムを設計することについては保守的と考えられる方式が、別のシステムでは保守的でない可能性がある。そのため、異なる場合に対して様々な解析が実施されるべきである。
- (b) 過度に保守的な仮定をすることは、機器及び構築物に過度の応力がかかることにつながる可能性がある。

著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態

3.36. 3.37～3.42 項は、著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態について、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 20 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.37. 当該の設計拡張状態は、工学的判断並びに決定論的評価及び確率論的評価に基づいて特定されるべきである。

3.38. 代表的な例として、以下の 3 種類の設計拡張状態が検討されるべきである。

- (a) 発生頻度が非常に低い事象であって、設計基準事故に関わる容認基準を満たすための安全系の能力を超えた状況につながる可能性がある事象
- (b) 安全系が想定起因事象を制御するために意図した機能を実施することを妨げる多重故障（例えば、多重系における共通原因故障）
- (c) 通常運転中に最終的な熱の逃がし場への熱輸送経路の喪失を引き起こす多重故障

3.39. 安全系の故障に至ることがある相互依存性のある故障の発生により多重故障が引き

起こされる可能性があることから、安全系の多重系列間の相互依存性の分析、又は原子炉を停止するため、炉心から残留熱を除去するため及び最終的な熱の逃がし場に残留熱を輸送するために設置された多様性能力間の相互依存性の分析が、設計拡張状態の該当候補を特定するために行われるべきである。

3.40. 多重故障を伴う想定シーケンスが炉心溶融を伴う設計拡張状態に拡大するのを防ぐのに必要な系統の設計基準を確立するために、著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態が特定され、使用されるべきである。適用されることがある設計拡張状態の例には以下を含む。

- (a) 全交流電源喪失
- (b) 原子炉停止失敗事象（PWR と BWR の場合）
- (c) 給水系の全喪失（PWR と PHWR の場合）
- (d) 非常用炉心冷却系の故障を伴う小規模冷却材喪失事故
- (e) 最終的な熱の逃がし場への残留熱輸送系の喪失
- (f) 最終的な熱の逃がし場の喪失

3.41. 設計拡張状態において必要な原子炉冷却系及び関連系統の必要な性能を決定することに関して、設計拡張状態は、不確かさを覆い隠す十分な余裕が残っている条件に、設計基準事故に使用されるものよりも保守性が低い規則で計算される場合がある。感度解析を行うことも、どの主要パラメータが設計で考慮されるべき不確かさを与えているかを特定するために有用である可能性がある。

3.42. 可能な範囲で、設計拡張状態の影響の緩和は、冷却用の常設系統によって成し遂げられるべきである。短期的な措置は、常設設備によって実行されるべきである。

設計限度及び容認基準

3.43. 3.44 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 15 と要件 28 を満たすための推奨事項を提示している。

3.44. 原子炉冷却系及び関連系統の性能は、以下の推奨事項に従って、十分に定義され、容認された²一群の設計限度及び判断基準を満たすように規定されるべきである。

- (a) 原子炉冷却系の機器は、その必要な健全性及び操作性を確保するため、プロセスパラメータ及び応力並びに累積使用係数に対する該当の制限値を超えないように設計されるべきである。
- (b) 関連系統は、燃料の関連する設計限度及び判断基準を超えないように設計されるべきである。
- (c) 関連系統は、原子炉冷却材圧力バウンダリに容認できない応力を発生させないように設計されるべきである。

3.45. 設計限度及び判断基準は、発電所の状態ごとに規定されることを要求される（SSR-2/1 (Rev. 1)の要件 15 [1]を参照）。

² 「十分に定義され、容認されている」とは、全般的に加盟国の規制機関によって広く容認されているか、国際機関によって提案されているかのいずれかを意味する。

信頼性

3.46. 3.47～3.56 項では、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 21～26、要件 29 及び要件 30 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.47. 原子炉冷却系及び関連系統が、炉心の反応度を制御し、原子炉冷却系統内の十分な保有量を維持し、炉心から残留熱を除去し、また、残留熱を最終的な熱の逃がし場に輸送するのに必要な信頼性を達成するため、以下の要因が考慮されるべきである。

- (a) 設計及び製造に対する安全分類及びそれに付随する工学的要件
- (b) 系統に関連する設計判断基準（例えば多重系列の数、耐震性能保証、過酷な環境条件に対する性能保証及び電力供給）
- (c) 多様性、物理的分離及び機能的独立などの適正な対策の実装による共通原因故障の防止
- (d) 内的及び外的ハザードの影響から原子炉冷却系及び関連系統を防護するための配置方策
- (e) 定期的な試験及び検査
- (f) 経年変化の影響
- (g) 保守
- (h) フェイルセーフ挙動するように設計された設備の使用

設計基準事故に対処するために設計された系統

3.48. 設計基準事故の発生時に、原子炉を停止すること、炉心を冷却すること、炉心反応度を制御すること、残留熱除去及び最終的な熱の逃がし場への輸送は、想定起因事象により引き起こされる従属的な故障及び安全機能を果たすために必要ないずれかの系統において想定される単一の故障であっても、可能であるべきである。保守又は修理によって系統が利用できないことも考慮されるべきである。

3.49. 長期的に原子炉を安全な状態に維持する系統は、それらの系統のいずれかで想定される単一の故障（動的な故障又は静的な故障のいずれか：SSR-2/1 (Rev. 1 [1]の 5.40 項を参照)であっても、その機能を果たすように設計されるべきである。これが適正に正当化されるのであれば、いくつかの機器の故障（例えば、いくつかの静的な故障）によっては想定される必要がないことがある。

3.50. 所内電源（すなわち非常用ディーゼル発電機及び／又は蓄電池）は、原子炉を停止し、炉心を冷却し、残留熱を除去して最終的な熱の逃がし場に輸送し、また、原子炉を長期的に安全な状態に維持するために、設計基準事故時に運転されるべき電気設備に動力を供給する適切な能力を有するべきである。より詳細な推奨事項は、IAEA 安全基準シリーズ SSG-34「原子力発電所の電力系統の設計」[14]で提示されている。

3.51. 安全系の多重系間の共通原因故障に対する脆弱性が特定されるべきであり、実行可能な限り多重系を独立したものとなるように設計及び配置上の方策が講じられるべきである。特に、設計に対して考慮されたハザードの影響による共通原因故障を防止又は最小化するために、安全系の多重系列間には適切な物理的分離が実装されるべきである。

3.52. 内的ハザード、外的ハザード及び環境条件の影響に関して原子炉冷却系及び関連系

続の信頼性についての推奨事項は、それぞれ 3.14～3.17 項、3.19～3.26 項及び 3.68～3.75 項で対処されている。

著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態に対する安全上の仕組み

3.53. 炉心溶融防止を強化するための追加的な安全の仕組みの必要性を特定するために、残留熱を除去し、残留熱を最終的な熱の逃がし場に輸送するように設計された安全系の信頼性解析が行われるべきである。

3.54. 想定起因事象と安全系の多重系間での共通原因故障とのより可能性の高い組合せが分析されるべきである。結果が設計基準事故に対して与えられた制限値を超えていれば、安全系の信頼性が改善されるべきである（例えば、共通原因故障への脆弱性は取り除かれるべきである）か又はこのような事象が炉心溶融を伴う事故へと拡大するのを防ぐために、追加の設計上の仕組みが実装されるべきである。残留熱除去及び最終的な熱の逃がし場への残留熱輸送のための追加の仕組みは、同一の原因の結果として故障することがほとんどなくなるように設計され、設置されるべきである。

3.55. 追加の安全上の仕組みは、炉心損傷頻度基準を満たすのに十分な信頼性を有するべきである。

3.56. 3.48～3.52 項の推奨事項は、単一故障基準を満たすことが必ずしも必要でないこと及び設計拡張状態に対する追加の安全上の仕組みが代替交流電源及び蓄電池によって動力供給されることを考慮に入れて、設計拡張状態にも適用されるべきである。

深層防護

3.57. 3.58～3.61 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 7 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.58. 原子炉を停止するか又は未臨界を維持するための、また、様々な発電所状態で残留熱の除去及びその最終的な熱の逃がし場への輸送を成し遂げるための、代替手段は、深層防護の概念に従って実装されるべきである。

3.59. これらの代替手段間の共通原因故障に対する脆弱性が特定されるべきであり、そのような故障の影響が分析評価されるべきである。炉心溶融を伴う事故への拡大がそのような故障の結果であるおそれがある場合には、共通原因故障に対する脆弱性は可能な範囲で取り除かれるべきである。

3.60. 計測制御系間に実装された独立性又は計測制御系の起動及び運転に必要な支援系に実装された独立性は、共通原因故障によって損なわれるべきではない。

3.61. 安全系として設計された原子炉冷却系及び関連システムの起動を支援する計装構成は、実行可能な限り、発電所の状態を監視する計装とは独立しているべきである。

安全分類

3.62. 3.63～3.66 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 22 を満たすことに関する推奨事項を提示している。また、IAEA 安全基準シリーズ SSG-30「原子力発電所の構築物、系統及び機器の

安全分類」[15]の推奨事項も考慮されるべきである。

3.63. 構築物、系統又は機器の故障の影響は、安全機能の遂行及び放射性物質放出の防止の両方の観点から考慮されるべきである。これらの要因が関連する構築物、系統及び機器については、安全クラス及び期待される信頼性を達成するために必要な付随する品質要件が、これら 2 つの要因を十分に考慮に入れて定義されるべきである。放射性物質を収容しない構築物、系統及び機器については、安全クラス及び品質要件は、安全機能が果たされていないことの影響から直接導き出されるべきである。

3.64. 安全分類は、一つの安全機能の遂行に必要なすべての系統（関連する支援系を含む）が同じクラスに割り付けられるように、一貫した方法で確立されるべきであり、そうでない場合は、異なるクラスを割り付ける正当な理由が提示されるべきである。

3.65. SSR-2/1 (Rev. 1) [1]の要件 9 に従って、安全分類された圧力保持設備は、原子力産業で広く使用されている実証された規格及び基準に従って設計及び製造されることが要求される。より詳細な推奨事項は、IAEA 安全基準シリーズ NS-G-2.2「原子力発電所の運転制限値及び条件並びに運転手順書」[16]、SSG-52「原子力発電所の炉心設計」[17]及び SSG-63「原子力発電所の燃料取扱及び貯蔵設備の設計」[18]に提示されている。個々の機器に適用される工学的設計及び製造の規格は、安全機能の遂行及び放射性物質放出の防止の両方の観点から、故障の影響を十分に考慮に入れて選択されるべきである。

3.66. SSG-30 [15]に記述されている安全分類の実施に関しては、

- (a) 設計基準事故の発生時に線量限度の超過を防ぐように設計された系統は安全クラス 1 に割り付けられるべきであり、又はそれらが原子炉を安全な状態に持ち込むために必要なものであれば安全クラス 2 に割り付けられる場合がある。
- (b) 設計拡張状態に対する安全上の仕組みの予備機能を与えるために実装される系統は、少なくとも安全クラス 2 に割り付けられるべきである。安全機能を安全カテゴリー-2 に区分することについて、SSG-30 [15]の 3.15 項には、「安全カテゴリー 1 に区分された機能の予備機能を与えるために設計された機能であって、炉心溶融を伴わない設計拡張状態を制御するために要求される機能」との記述を含んでいる。
- (c) 主要な原子炉パラメータ（例えば、圧力、温度、加圧器水位及び蒸気発生器水位）を通常運転時に対して指定された範囲内に保つように設計された系統は、少なくとも安全クラス 3 に割り付けられるべきである。
- (d) 通常運転に対して設計された系統であって、その故障が運転状態に対して規定された許容限度を超える放射線影響に至るおそれがないものは、安全分類される必要はない。

安全上重要な機器等の環境性能保証

3.67. 3.68～3.75 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 30 を満たすことに関する推奨事項を提示している。IAEA 安全基準シリーズ SSG-48「原子力発電所の経年変化管理及び長期運転のためのプログラムの開発」[19]及び NS-G-1.6 [12]に提示された推奨事項も考慮されるべきである。

3.68. 原子炉冷却系及び関連系統の機器及び計装設備は、運転前又は運転中に表れることがある環境条件の全範囲でその機能を実施するよう性能保証されていることを要求されるか、そう

でなければそれらの環境条件から適切に防護されるべきである（SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 30 を参照）。

3.69. 事故前、事故中及び事故後に優勢となることがある環境条件並びに発電所の存続期間中にわたる構築物、系統及び機器の経年変化は、すべて環境性能保証において考慮に入れられることを要求される（SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 30 を参照）。経年変化管理に関する更なる推奨事項は、SSG-48 [19]に示されている。

3.70. 環境性能保証は、試験、分析及び経験の活用により又はこれらの組合せにより行われるべきである。

3.71. 環境性能保証は、温度、圧力、湿度及び放射線レベルなどの因子を考慮に含めるべきである。（影響の重畳又は組合せによる損傷が、別々の影響による損傷の総和を上回ることがある場合における）余裕及び相乗効果も考慮されるべきである。相乗効果があり得る場合には、材料は、最も過酷な影響又は影響の最も過酷な組合せ若しくは影響の連鎖に対して性能保証されるべきである。

3.72. 経年変化及び性能保証に対する試験を加速させる技術は、そうすることについて適切な正当性があることを条件に使用することができる。

3.73. 様々なメカニズムによる経年劣化の影響を受ける機器については、設計寿命及び必要に応じての交換頻度が確立されるべきである。このような機器の性能保証プロセスでは、試材は、該当する事故状態で試験される前に、設計寿命末期を模擬するために経年変化させるべきである。

3.74. 性能保証に使用された機器は、一般的に、引き続き建設を目的として使用されるべきではない。

3.75. 環境性能保証、適用されるパラメータ及び確立された性能保証の必要事項についての証拠資料は、発電所の存続期間を通じて、監査可能な形で設計文書に含まれているべきである（又は参照されているべきである）。

荷重及び荷重の組合せ

3.76. 原子炉冷却系及び関連系統の各々の機器及び構築物の設計基準には、発電所の状態及び供用状態ごとに、荷重及び荷重の組合せとして、建設、吊り上げ及び建屋内の環境条件並びに内的及び外的ハザードでそれに対する安定性、健全性、機能性及び操作性が必要となるもの課せられるものを含めるべきである。

3.77. 荷重条件、荷重及び応力は、設計の頑健性性の確信度を確立するために、また、不確かさを覆い隠し、クリフエッジ効果を回避するために適切な余裕を提供するために、下記を考慮に入れて、適切で容認されている方法論及び規則を適用して計算されるべきである。

- (a) プロセスパラメータの不確かさ
- (b) 初期状態並びに系統及び機器の性能の不確かさ
- (c) モデルの不確かさ
- (d) 構造上の許容差

(e) 崩壊熱に関連した不確かさ

3.78. 荷重は、以下を考慮に入れて特定及び分析されるべきである。

- (a) 荷重の種類（すなわち、静的荷重及び永久荷重、又は過渡的及び動的な荷重、全体荷重又は局所荷重）
- (b) 各荷重の時期（最大荷重が同時に生じ得ない場合、最大荷重の非現実的な重なりを避けるため）

3.79. 内的及び外的ハザードの荷重を含む設計基準荷重条件は、その発生頻度推定値に応じて又は容認規格及び国の規則に従って、異なる発電所状態又は供用状態³に対応する異なる区分に割り付けられるべきである。

3.80. 健全性を確保するために満たされるべき適切な容認基準（例えば、設計圧力及び温度並びに応力の制限値）が定義されるべきであり、また、荷重組合せ区分を考慮に入れて、各荷重組合せに対して適切なものであるべきである。

3.81. 応力レベルは、異なる故障モード（例えば、進行性変形と疲労、又は過度の変形と塑性不安定性）に応じて異なっていることがある。脆性破壊に対する防護は確保されるべきであり、ある機器に対して該当していれば、臨界座屈応力が検討されるべきである。

3.82. 国際的に認知された規格及び基準によって与えられた判断基準を満たすことは、構築物、系統及び機器が意図された機能を実施することができることの合理的な保証を与える。操作性が実証される必要があるときは、追加の分析又は試験が行われるべきである。

3.83. 通常の供用状態及び異常状態は、現実的な状態における発電所の応答をモデル化することにより定義されるべきである。

3.84. 緊急時状態及び損傷状態は、保守的に定義されるべきである（例えば、初期状態に及び系統の性能に、好ましくない不確かさを想定することによる保守性、運転用の系統及び制御装置の運転が好ましい時にそれらを機能保証しない保守性）。

3.85. 事故の影響の緩和のために必要な構築物、系統及び機器は、意図される安全機能を果たす能力を保持するために自然現象の影響に耐えられるように設計されるべきである。これらの構築物、系統及び機器の設計基準は、運転状態及び事故状態の影響と自然現象の影響との適切な組合せを反映すべきである。

3.86. 緊急事態及び損傷状態に機能を果たすように設計された構築物、系統及び機器は、それらに対応するように設計された想定起因事象の発生に起因する持続的な荷重にさらされ

³ 供用状態の区分は、以下の通り；

- － 通常の供用状態。通常の運転時の過渡事象並びに起動及び停止状態を含む通常運転中に設備が受けることがある荷重状態
- － 異常状態：運転時の異常な過渡変化〔予期される運転時の事象〕として区分される想定起因事象の発生に由来する過渡事象において設備が受けることがある荷重状態。
- － 緊急状態：低頻度の事故に区分される想定起因事象の発生に由来する過渡事象において設備が受けることがある荷重状態。
- － 損傷状態：非常に低い頻度の事故に区分される想定起因事象の発生に由来する過渡事象において設備が受ける可能性のある荷重状態。

ている間、これらの機器等の必要な健全性及び操作性を確保するために、適切な供用上の制限値⁴を満たすように設計されるべきである。

材料

3.87. 3.88～3.92 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 47 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.88. 原子炉冷却系及び関連系統の圧力保持バウンダリに使用される材料は、化学組成、微細構造、機械-熱的特性、熱処理、製造要件及び材料の放射化に関して、該当する場合、指定されるべきである。材料は適切に均質なものであるべきであり、それが内包する冷却材並びに接合材料（例えば、溶接材料）及び隣接する機器又は材料（摺動面、スピンドル、スタッキングボックス（パッキン箱）、上張り又は放射線分解生成物など）と共存性があるものとされるべきである。

3.89. 溶接部が十分な強度と靱性を有するように、機器の製造又は修理に使用される溶接材料に対する仕様も、定められるべきである。

3.90. 原子炉冷却系及び関連系統のために指定された材料は、以下の性質及び特性を含めて、使用される規格の該当する規定に準拠すべきである。

- (a) 熱負荷に対する耐性
- (b) 強度、クリープ及び疲労特性
- (c) 応力腐食割れに対する耐性を含む、腐食及び侵食関連の特性
- (d) 照射の影響に対する耐性
- (e) 熱脆化に対する耐性
- (f) 水素脆化に対する耐性
- (g) 延性特性
- (h) 破壊靱性特性（脆性及び延性の両方の破壊靱性を含む）
- (i) 加工のしやすさ（溶接性を含む）

3.91. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 6.70 項に記されているように、原子炉冷却系及び関連系統の構築物、系統及び機器製造に使用される材料は、「合理的に実行可能な限り、材料の放射化を最小限に抑えるように選択されなければならない。」

3.92. 選択される材料は、原子力発電所の存続期間を通じて予想される供用状態、並びにすべての運転条件及び事故条件に対して適しているものであるべきである。これらの材料は、分析、試験並びに運転経験の反映及び分析又はこれらを組合せた手段法により性能保証されるべきである。

放射性流体と接触する材料

3.93. 材料は、流体による腐食及び浮遊する固形物の研磨効果によるあらゆる劣化を含め、

⁴ 緊急事態又は損傷状態に関する規格で与えられる応力制限値を満たすことは、一般的に規制機関によって適切とは見なされない。

運転状態でのすべての腐食現象に対して高い耐性があるべきである。

3.94. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 4.20 項に従って、使用される材料が除染を容易にするものであることが要求される。

高中性子束に曝される材料

3.95. この用途に用いられる材料の選択は、以下の影響を考慮に入れるべきである。

- (a) 中性子照射による脆化
- (b) 照射により加速される応力腐食割れ
- (c) 中性子照射による膨張
- (d) 中性子による放射化
- (e) 照射クリープ

3.96. 原子炉圧力容器の脆化リスクに関しては、原子炉圧力容器の製造に使用される材料の試験片に行われる試験に基づいて、サーベイランス計画が確立されるべきである。これらの試験片は原子炉圧力容器内に設置され、定期的に取り出されるべきである。次に、これらの試験片は、引張強さ、シャルピー衝撃試験又は破壊靱性試験を含む機械的試験を受けるべきである。その他の試験片は、原子炉圧力容器壁及び試験片が曝されている照射フルエンスを測定するために分析されるべきである。実施されるすべての試験について容認基準が規定されるべきである。

製造及び据付

3.97. 3.98 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 11 を満たすことに関する推奨事項[1]を提示している。

3.98. SSR-2/1 (Rev. 1) [1]の要件 11 に従い、圧力保持機器は、

「設計仕様及び必要な安全の水準の達成を確実なものとする確立されたプロセスに従って、製造、建設、組立て、据付及び組上げされるように設計されなければならない。」

材料の特定及び追跡可能性、溶接、製造された機器の取り扱い及び保管を含む製造プロセスに対して、マネジメントシステムが確立されるべきである。より詳細な判断基準は、製造用に選ばれた規格及び基準に提示されている。

校正、試験、保守、修理、交換、検査及び監視

3.99. 3.100～3.115 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)の要件 29 を満たすことに関する推奨事項を提示している[1]。

3.100. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 29 に従って、安全上重要な構築物、系統及び機器が、その供用期間にわたって意図した機能を実施する能力を保持することを確実にするため、一定の範囲の対策が講じられることが要求されている。検査及び定期試験は、この要件を満たす

のに役立つ良好事例である。

3.101. 設計は、供用期間中検査、精査、試験、保守及び監視を要求する構築物、系統及び機器に関わる技術的根拠を確立すべきである。

3.102. 設計は、建設、試運転及び運転の段階中に行われる精査、試験、供用期間中検査、保守、修理及び監視を容易にするための方策を組み込むべきである。さらなる推奨事項は、IAEA 安全基準シリーズ NS-G-2.6「原子力発電所の保守、サーベイランス及び供用期間中検査」[20]に提示されている。

3.103. 安全上重要な構築物、系統及び機器は、サーベイランス及び保守を簡単にし、時宜を得た立ち入りを可能にし、また、故障時には診断及び修理を可能にし、保守要員へのリスクを最小限にするように設計及び配置されるべきである。

3.104. 精査、試験、供用期間中検査、保守及び監視に取り組むための戦略及び計画の策定は、原子炉冷却系及び関連系統の設計の不可欠な側面である。実装される戦略及び計画は、活動の効率的な実行を促し、また、人的過誤の寄与を最小限に抑えるために、人間工学を考慮に入れるべきである。

3.105. 発電所設計が現場で試験できない安全設備（例えば、爆発作動弁）を含むのであれば、供用前及び供用期間中の方策を含む適切なサーベイランス計画が実装されるべきである。

3.106. 非破壊試験は、溶接部及び肉盛り溶接部の構造健全性が非破壊手法の種類毎について事前に定義された容認基準に基づいて容認できることを確実なものとするために、定義され及び実行されるべきである。要員、設備及び手順は、非破壊試験を実施する前に適性保証されるべきである。

原子炉冷却系の供用前及び供用期間中検査

3.107. 原子炉冷却材圧力バウンダリの機器は、発電所の存続期間を通じて、バウンダリ、支持構造物及び機器の適切な検査及び試験を可能とするように設計、製造及び据え付けられるべきである。

3.108. 設計は、発電所の存続期間を通じて検査されなければならない原子炉冷却系のあらゆる部分、特に溶接部に接近できるようにすべきである。繰返し荷重及び中性子照射を受ける特定の区域は、設計段階で特定されるべきであり、また、経年変化の影響、熱疲労又は中性子照射による容認できない損傷が発生しないことを確認するために、特別に監視されるべきである。

3.109. 関連する国内及び国際的な規格及び基準により提示される方法及び判断基準が、供用前検査及び供用期間中検査に使用されることがある。

供用前の検査及び試験

3.110. 運転の開始前に、供用前検査プログラムが策定及び実装されるべきである。

3.111. 原子炉圧力容器及び原子炉冷却材圧力バウンダリは、容器及び機器が正しく製造及

び据え付けられていることを保証するために、精査、検査及び試験を受けるべきである。これらには、以下の精査及び試験を含む。

- (a) 原子炉圧力容器並びに他の全ての容器、弁の胴体及び弁箱の製造者による据付前の静水圧試験
- (b) 体積検査（「壁厚方向」）及び表面検査を利用した、原子炉圧力容器及び原子炉冷却材圧力バウンダリ溶接部並びに他の代表的な部分の非破壊試験。これらの試験は、供用期間中検査の結果との比較のための基準状態を確立するために重要である。
- (c) 据付が完了したときの原子炉圧力容器及び原子炉冷却系の（設計及び製造規格に従った）静水圧試験

供用前検査プログラムの実施中に、運転中における供用期間中検査プログラムの実装を容易及び簡単にするために、設計上の仕組みが特定されるべきである。これには、運転が開始されたら多くの区域が容易に接近できないことになることを考慮に入れるべきである。そのような場合には、実行可能な範囲で、それらの区域の検査のために適切な方策が講じられるべきである。

供用期間中の検査及び試験

3.112. 原子炉圧力容器及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計は、表面検査だけでなく、溶接部の全体積の体積検査を可能にするべきである。このような検査には、例えば、超音波法、渦電流法又は磁粉法が使用される可能性がある。

3.113. 供用期間中に検査できない原子炉圧力容器及び原子炉冷却材圧力バウンダリの溶接部は、可能な限り限定されるべきであり、そのような溶接部の故障の影響の解析が実施されるべきである。

3.114. 検査判断基準の導出にあたっては、以下が考慮されるべきである。

- (a) 非破壊試験における検出可能な最小の兆候
- (b) 運転状態及び事故状態で予想されるき裂進展及び破壊靱性
- (c) 超音波試験校正用試験片のための、原子炉圧力容器及び超音波検査を繰り返し受ける他の主要機器（例えば、溶接継手及び肉盛りされた母材、バイメタル溶接部、ノズル部）の関連検査部分を代表する溶接部及び母材の試験片の調達
- (d) 運転状態における容認可能な最大の欠陥
- (e) 試運転（規格）静水圧試験
- (f) 定期的な漏えい率及び静水圧試験
- (g) 関連規格により指定された定期的な供用期間中検査プログラム
- (h) 運転期間中に参照され及び追跡可能な、製造工程におけるすべての管理事項

蒸気発生器の検査

3.115. 蒸気発生器の設計は、蒸気発生器伝熱管の全長にわたる検査をできるようにするべきである。伝熱管の試験用の設備及び手順書は、有意な欠陥を検出でき、及び場所の特定ができるべきである。

過圧防護

3.116. 3.117～3.120 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 48 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.117. 原子炉冷却系及び関連系統のすべての圧力保持機器は、機器の健全性が適用される実証済みの規格及び基準に準拠していることを確実なものとするために、機器の故障又は運転時の異常な過渡変化によって発生する過圧状態から防護されるべきである。

3.118. 過圧防護装置は、防護されるべき機器に実施可能な限り近くに設置されるべきである。

3.119. 吹出し容量は、防護されるべき機器の各々について供用状態における応力制限値が満たされるように圧力を制限するのに十分なものであるべきである。

3.120. 所定の機器の設計、製造及び過圧解析には、同じ規格が使用されるべきである。

配置

3.121. 原子炉冷却系及び関連系統の配置の設計は、以下を考慮に入れるべきである。

- (a) 現場要員の放射線防護
- (b) 配管破損の影響（例えば、減圧波、配管のむち打ち、溢水高圧噴流の衝突、また、潜在的な爆風を含む）からの防護
- (c) 内部飛来物からの防護
- (d) 原子炉冷却材の排気及び排水に関する方策
- (e) 水の成層化及び気体の蓄積を回避する方策
- (f) 侵食を回避する方策
- (g) 水撃を回避する方策
- (h) 地震発生時の方策
- (i) 配管の応力を最小にする方策（熱膨張の考慮を含む）
- (j) 試験、検査、修理及び交換を容易にする方策

放射線防護

3.122. 3.123～3.125 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 81 を満たすことに関する推奨事項を提示している。放射線防護のための設計対策に関する詳細な推奨事項は、IAEA 安全基準シリーズ NS-G-1.13 「原子力発電所の設計の放射線防護の側面」 [21]に提示されている。

3.123. 原子炉冷却系及び関連系統の配置設計は、放射線リスクを合理的に達成可能な限り低く保つことにより防護と安全を最適化するという要件を考慮に入れて、機器の検査、保守、修理及び交換を可能にすべきである。SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 3.6 (a)参照。）

3.124. 事故の管理のために必要な現場での措置が、運転要員への不必要な放射線被曝なしに実施できるように、適切な設計上の方策（例えば、遮蔽及び遠隔制御弁）が実装されるべきである。防護と安全が最適化されることを確保しつつ、安全な状態を長期的に維持するた

めに必要な系統の復旧を可能にするため、同様な設計上の方策が実装されるべきである。

3.125. ^{124}Sb 、 ^{60}Co 及び ^{110}Ag のような放射性核種を伴う腐食生成物の放射化を低減するために、アンチモン、コバルト、銀及び原子炉冷却材と接触する材料中の容易に活性化するその他の元素の量は最小限にされるべきである。

通常運転時における可燃性気体の蓄積

3.126. 機器の上部（例えば、原子炉圧力容器、加圧器及び安全弁の上部）及び配管において可燃性気体の蓄積を防止するための設計及び配置上の方策が実装されるべきである。

排気及び排水

3.127. 原子炉冷却系及び関連系統の排気及び排水のための方策が講じられるべきである。

3.128. 通常運転中の漏えいからの冷却材保有量を回収及び管理する方策が実装されるべきである。原子炉運転中には、弁棒、弁座、ポンプシール及びガスケットを含む様々な機器から、漏えいが発生し得る。

原子炉冷却系と関連系統との間の取合い

3.129. 異なる安全クラスに属する系統又は機器間の接続部には、適切な隔離装置が設けられるべきである（SSG-30 [15]参照）。これらの装置は、系統又は機器の故障が上位安全クラスの系統及び機器の安全機能の喪失を引き起こす可能性がある状況を防止するべきであり、また、放射性物質の放出を制限するべきである。隔離装置は、それが接続されている上位安全クラスの系統及び機器と同じ安全クラスに割り付けられるべきである。

3.130. 原子炉冷却系及び関連系統と取合い部分がある構造物は、安全上重要な設備と見なされるべきであり、また、その健全性及び性能を確保するためにそれに応じて設計されるべきである。このような構造物は、以下を含む。

- (a) 緩衝装置及びその固定装置
- (b) 配管のむち打ち拘束装置
- (c) 建屋の貫通部
- (d) 防護構造物（例えば、障壁及び遮蔽体）

格納容器隔離

3.131. 3.132 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 56 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.132. 一次格納容器の壁を貫通する配管は、適切な隔離装置を具備することを要求される（SSR-2/1 (Rev. 1) [1]の 6.22 項参照）。隔離弁間の配管長は IAEA 安全基準シリーズ SSG-53 「原子力発電所の原子炉格納容器及び関連系統の設計」 [22]に提示されている推奨事項に従って設計されるべきである。

計装設備

3.133. 原子炉冷却系及び関連系統は、以下の目的のために適切な計装設備を設けられるべきである。

- (a) 系統又は機器がその通常運転に対して指定された範囲内で運転されているかどうかを示すプロセスパラメータ（例えば、圧力、温度、水位及び流量）の監視
- (b) 異常な運転状態の早期検知
- (c) 事故影響の緩和に必要な系統の自動運転
- (d) 中央制御室及び技術支援センターに事故管理のための適切で信頼性の高い情報を提供すること
- (e) 系統及び機器の定期的な試験
- (f) 構築物、系統及び機器の保守状態の理解を支援すること

3.134. 異なる目的を持つ検出器を共有することの影響は、異なる深層防護階層の適切な独立性を保持するために評価されるべきである。可能な範囲で、以下の推奨事項が実装されるべきである。

- (a) 系統の運転の自動起動のための検出器及び発電所の事故監視のための検出器は共有されるべきではない。
- (b) 設置されている同一の検出器は、原子炉停止系の自動起動若しくは安全系の運転の自動起動と又は炉心溶融を伴う事故の防止を強化するために実装された安全上の仕組みの起動と共有されるべきではない。

3.135. 計装検出用の配線路は、測定パラメータ（例えば、大きさ、周波数、応答時間及び化学特性）が歪まないように設計されるべきである。

3.136. 原子炉冷却系及び関連系統からの又は同系への放射性物質の漏えい可能性が監視されるべきである。さらなる推奨事項は、IAEA 安全基準シリーズ SSG-39「原子力発電所の計測制御系の設計」[23]に提示されている。

一つの敷地における複数基

3.137. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 33 に記載されているように、「**複数号基を有する原子力発電所の各々の原子炉は、それぞれ独自の安全系を持たなければならない、また、設計拡張状態に対してそれぞれ独自の安全上の仕組みを持たなければならない。**」

規格及び基準

3.138. 3.139 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 9 と 4.14～4.16 項を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.139. 原子炉冷却系及び関連系統の設計に対しては、実証され広く容認されている規格及び基準が使用されることを要求される。選択された規格及び基準は、特定の設計に適用可能であるべきであり、また、統合された及び包括的な一群の基準及び判断基準を形成するべき

である。設計及び建設に対しては、望ましくは適用される規格及び基準の最新版が考慮されるべきである。SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 4.16 項に記載されているように、

「実証されていない設計や仕組みが導入される場合、又は、確立された工学的手法から変更がある場合は、適切な裏付け支援の研究計画、具体的な容認基準に基づく性能試験又は他の関連する用途で得られた運転経験の精査により安全が実証されなければならない。また、新しい設計又は特性若しくは新しい仕組みも、供用に付される前に現実的に可能な限り試験されなければならない。また、発電所の挙動が予期されたとおりでであることを検証するために供用中に監視されなければならない。」

3.140. SSG-30[15]の 4.6 項は、以下を記載している。

「認可取得者又は申請者は、各 SSC（構築物、系統及び機器）に適用される規格及び／又は基準を含めて、安全クラスと関連する工学的な設計及び製造規格との間の対応関係を提示し、正当性を証明するべきである。」

規格及び基準は、以下のような分野を範囲とする様々な国内及び国際機関によって策定されている。

- (a) 材料
- (b) 製造（例えば、溶接）及び建設
- (c) 土木構造物
- (d) 圧力容器及び配管
- (e) 計測制御
- (f) 環境及び耐震性能保証
- (g) 供用前及び供用期間中の検査及び試験
- (h) マネジメントシステム
- (i) 火災防護

設計における確率論的解析の使用

3.141. 3.142 項及び 3.143 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 5.76 項を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.142. 燃料の重大な損傷を防止するという観点から原子炉冷却系及び関連系統の信頼性を確認する際に、また、設計拡張状態の起因要素と見なされる可能性のある共通原因故障及び多重故障を特定することに対して、確率論的解析が決定論的方式と組み合わせられるべきである。

3.143. 確率論的解析の使用は、最適な設計選択肢を選択し、その有効性を判断するプロセスの一部であるべきである。

4. 最終的な熱の逃がし場及び残留熱輸送系

4.1. 本章は、様々な崩壊熱除去系から最終的な熱の逃がし場に残留熱を輸送するように設計された系統に関して、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 53 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

最終的な熱の逃がし場

4.2. 最終的な熱の逃がし場は、原子炉停止後の様々な発電所状態において、残留熱がその中に排出される媒体であり、通常、大きな水の塊若しくは大気又はその両方から構成されている。水の塊は、海、川、湖、貯水池、地下水又はこれらの組合せであるが、一般的には、限られた容量よりも無尽蔵であって自然に供給される水への接続が望ましい。大気に依存する最終的な熱の逃がし場については、冷却塔又は噴水池が、それらに関連する構造物及び系統とともに、大気に熱を輸送するように設計された通常の設備である。いくつかの受動的原子炉施設設計でも、発電所の過渡事象及び事故状態の後で急速に原子炉の崩壊熱を放散させるために、大気に大きく依存している。崩壊熱の受容体として使用される媒体は、出力運転中のタービン復水器の冷却源としても使用できる。ただし、それに付随する熱輸送系は、本安全指針の対象外である。

4.3. 複数号基が存在する敷地については、最終的な熱の逃がし場の媒体との取合い箇所として設計された安全上重要な機器等は、それぞれの号機に固有のものであるべきである。

4.4. 最終的な熱の逃がし場の容量は、敷地内のすべての異なる原子炉及び使用済燃料プールからの崩壊熱を吸収するのに十分であるべきである。この容量は、すべての原子炉が同時に事故状態になる可能性を考慮に入れて設計されるべきである。

4.5. 最終的な熱の逃がし場の信頼性及び容量は、通常の停止モード、運転時の異常な過渡変化及び事故状態で発生するすべての関係する熱負荷、それらの状態での熱放出の割合及び環境防護に関連する規則を考慮に入れて、短期及び長期の両方に対して確保されるべきである。

4.6. 最終的な熱の逃がし場の短期的及び長期的な容量は、望ましくは無尽蔵の自然に供給される水又は大気の使用により達成されるべきである。敷地で無尽蔵の水又は大気への接続手段が利用できないところでは、

- (a) 最終的な熱の逃がし場の容量は、敷地で常に利用可能である十分な量の水により確保されるべきである。この容量は、熱の逃がし場が補充できるまで、敷地で発生した全ての熱負荷を吸収するのに十分であるべきである⁵。補充プロセスを遅らせる可能性がある要因を考慮に入れるべきである。そのような要因には、蒸発、人為的事象、自然ハザード、発電所の事故状態、相互接続の利用可能性及び補充のための手順の複雑さを含んでいる。
- (b) いかなる想定起因事象の発生時にも原子炉を安全停止状態に持ち込むために、不確実さに対する余裕を含めて、最小量の水が直ちに利用可能であるべきである。各号機については、この最小量⁶は、前もって号機専用の冷却塔の池又は噴水池に貯蔵されているべきである。

⁵ 一部の国では、保守的な解析によってより短期間が正当化されない限り、直ちに利用可能な水の量（敷地でタンク又は貯水池に貯留された水を含む）は 30 日間である。

⁶ 一部の国では、この水の量は、3 日間の熱除去能力を確保するよう設計されている。

- (c) この最小容量を超えて、補充前に必要とされる追加の水が、この水を敷地の貯水池から最終的な熱の逃がし場に輸送する可能性をもって、敷地の貯水池に貯水される可能性がある。この輸送系は、最終的な熱の逃がし場の安全機能を果たすのを支援する支援系と見なされるべきであり、それに応じて安全分類されるべきである。
- (d) 最終的な熱の逃がし場の長期的な容量の観点から、敷地の貯水池に補充するための給水系は常設として設置され、長期的な熱除去能力を満たすために適切な流量で設計されるべきである。

4.7. 容量及び信頼性の観点から設計目標を達成するため、また、深層防護の概念を適用するために (SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 7 を参照)、異なる最終的な熱の逃がし場の使用又は最終的な熱の逃がし場への異なる接続が必要となることがある (SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 6.19A 項を参照)。

4.8. 最終的な熱の逃がし場に付随する構造物は、立地地点のハザード評価から導き出されたハザードによって引き起こされる荷重に耐えられるように設計されるべきである。このような構造物の設計における外部事象 (例えば、極端な温度及び条件、氷晶、凍結、洪水、津波、強風、生物現象、浮遊物体との衝突、目詰まり、低水位、砂及び汚泥の沈降並びに炭化水素が関与する事象) の考慮に関する推奨事項は、NS-G-1.5 [10]に提示されている。

4.9. 立地地点の自然ハザードに関して、最終的な熱の逃がし場の有効性及び利用可能性を確保する方策は、立地地点のハザード評価から導かれたハザードを超えるレベルの自然ハザードに対処するために適切な余裕をもって設計されるべきである (SSR-2/1 (Rev. 1) [1]の 5.21A 項を参照)。

4.10. 最終的な熱の逃がし場の必要な容量を決定する際は、それらの条件が存在すると想定される期間を考慮に入れて、設計基準運転条件パラメータが定義されるべきである (NS-G-1.5 [10]参照)。

4.11. 最終的な熱の逃がし場の有効性は、環境パラメータの短期的な変動によって必要以上に影響を受けるべきではない。

4.12. 設計基準環境パラメータは、「貫流式」水冷系に対する最終的な熱の逃がし場の水温及び乾式冷却塔に対する空気の乾球温度を含むべきである。湿球温度と乾球温度の両方は、湿式冷却塔、冷却池及び噴水池並びに蒸発冷却を使用する他の熱輸送系に対して必要な環境パラメータである。

4.13. 発電のいかなる中断後も又は通常の熱除去系の操作性が失われた後も、熱負荷除去に対する能力が維持されていることが確実なものとされるべきである。

4.14. 最終的な熱の逃がし場は、個々の熱負荷の時間依存性のある挙動を考慮に入れて、様々な発電所状態に対して最大ピーク熱除去率で関係する熱負荷を吸収できるように設計されるべきである。

4.15. 最大熱除去率を設定する際には、システムが通常運転を実施する又は安全機能を達成することを要求される、すべての想定起因事象に対して、個々の熱負荷の最も過酷な組合せが特定されるべきである。

4.16. 最終的な熱の逃がし場及びそれに直接関係する熱輸送系に求められる容量を決定する際には、冷却水の温度が規定された制限値内に収まることを確実なものとするために、様々な熱源とその時間依存性のある挙動が正確に特定されるべきである。考慮に入れられるべき熱負荷は、以下を含む。

- (a) 原子炉冷却系の残留熱
- (b) 最大容量で貯蔵した時の使用済燃料の崩壊熱
- (c) 発電所の安全な停止を達成及び維持するための又は事故の影響を緩和するための構築物、系統及び機器の運転により発生した熱（機器から発生した熱が残留熱輸送経路で輸送される場合）
- (d) 他の事故関連の熱源（化学反応など）からの熱

4.17. 原子炉の残留熱負荷（崩壊熱、停止中の核分裂による熱、原子炉冷却系及び他の運転された熱除去系又は構築物に蓄えられたエネルギーを含む）を設定する際には、最大の崩壊熱負荷を発生するおそれのある期間に渡り、燃料が出力運転に曝されると仮定されるべきである。崩壊熱は、適用される標準に従って整合性を持って評価されるべきである。

4.18. 総熱負荷及び使用済燃料からの熱の放出率は、敷地に一度に貯蔵できる使用済燃料要素の最大数に基づいて評価されるべきである。特定の燃料の崩壊熱曲線（様々な燃料要素に適用される個別の停止後時間がある）又は全燃料要素に対する保守的な平均停止後時間のいずれかが使用されるべきである。

4.19. 事故状態は、燃料被覆管の金属-水反応又は格納容器内の他の発熱化学反応からの熱の発散などの追加熱源を生み出すことがある。潜在的な金属-水反応が追加熱源として重大と判断されれば、それらは、時間の関数として定量化され、容量設定基準に含められるべきである。

残留熱輸送系

4.20. 残留熱輸送経路には、中間冷却系及び最終的な熱の逃がし場に直接関連する冷却系を含む。中間冷却系は、残留熱除去系から最終的な熱の逃がし場に直接関連する冷却系に熱を輸送する閉ループ系として設計される。最終的な熱の逃がし場に直接関連する冷却系は、開ループ系であり、最終的な熱の逃がし場（ポンプ場）から取水し、中間冷却系に対して冷却を与え、また、輸送された熱負荷を最終的な熱の逃がし場に排出する系統である。

4.21. 4.22～4.27 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 7 及び 53 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

4.22. は、原子力発電所におけるすべての残留熱源は、熱輸送系の設計において考慮されるべきである⁷。

4.23. 深層防護の概念に従って、設計は、残留熱を最終的な熱の逃がし場に輸送する複数の手段を具備するべきである。

⁷ 一部の機器の運転によって発生する熱が、それらの系統によっても除去され、輸送されるのであれば、相応の追加の熱負荷が含められるべきである。

4.24. 熱除去系が高温状態で原子炉冷却系を運転するように設計されていない場合、二次側により除去される残留熱は、大気へ直接放出され、これが、(運転時の異常な過渡変化及び事故状態における PWR 及び PHWR に対する)第二の最終的な熱の逃がし場を構成する。多様性の概念に従って、蒸気発生器のフィードアンドブリードに必要な機器の運転は、熱輸送経路に直接依存するべきではない。

4.25. 深層防護概念の適用の有効性を確保するために、備えられた異なる熱輸送手段は、実行可能な限り独立しているべきである。特に、炉心熔融を伴う事故に対しては、異なる独立した熱輸送経路が実装されるべきである (SSG-53 [22]参照)。

4.26. 熱輸送経路並びに関連する系統及び機器の設計及び製造は、これらの構築物、系統及び機器に対して安全上の重要性に基づいて決定された、当該の危機等の安全クラスから導かれる設計上の推奨事項を適用すべきである。

4.27. 限られた容量の最終的な熱の逃がし場が設けられている場合、それに直接関連する伝熱系の選択は、最終的な熱の逃がし場の保有量を保持する必要性により決められることがあり、これにより補給水が利用できるまでに必要とされる時間を増大させるおそれがある。

運転状態における残留熱輸送

4.28. 4.29～4.40 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 51 を満たすことに関する推奨事項を提示しており、第 3 章に提示された全般的な推奨事項を補足するものである。

4.29. 系統は、停止モードの一次冷却材温度の制御及び使用済燃料プール温度の制御から発生するすべての熱負荷を、運転状態に対して規定された温度範囲内で輸送するよう設計されるべきである。

4.30. 熱輸送は、残留熱を最終的な熱の逃がし場に輸送するのに必要なあらゆる機器に想定されるいかなる想定単一故障によっても損なわれるべきではない。

4.31. 残留熱輸送は、外部電源喪失の発生時に可能であるべきである。

4.32. 熱輸送経路は、一次冷却材の漏洩が最終的な熱の逃がし場に放出されるのを防ぐため、中間冷却系を含むべきである。

4.33. 熱負荷の輸送能力は、原子炉の残留熱除去系及び使用済燃料冷却系の要求性能と整合しているように設計されるべきである。

4.34. 使用済燃料プールの熱輸送容量は、熱負荷の境界条件を考慮に入れて、プールの最大貯蔵容量に基づいて設計されるべきである。

4.35. 熱輸送能力は、通常運転に対して定められ範囲内にある最終的な熱の逃がし場の温度に基づいて、運転状態で発生する熱負荷を輸送するよう設計されるべきである。

4.36. 残留熱輸送系は、これらの系統が設計基準事故後に残留熱を輸送するためにも運転されるのであれば、3.38 項、3.40 項、3.54 項及び 3.58 項に提示される推奨事項に適合して設計されるべきである (4.41～4.44 項を参照)。そのような場合には、運転状態中でのみ運

転される設備の故障が、設計基準事故状態で作動すると期待される設備に伝搬すべきではない。

固有の設計側面

4.37. 中間冷却系において放射能を検出するために設計された監視系が設置されるべきである。

4.38. 中間冷却系は、より高圧で運転される冷却系と取合いがある熱交換器で発生する漏えいにより引き起こされる過圧から防護されるべきである。このような場合には、中間冷却系は、格納容器外での一次冷却材漏えいを防止するように設計されるべきである。

4.39. 最終的な熱の逃がし場に直接接続されている冷却系ポンプは、以下のようにデブリ及び生物付着の影響から防護されるべきである。

- (a) 系統の熱除去能力の低下を抑えるために、熱交換器の付着物の監視プログラム及び清掃プログラムが、適切な頻度で実施されるべきである。
- (b) 生物付着又は外来物による流路閉塞問題の兆候を大幅に低減するために、サーベイランスプログラム及び管理技術が実装されるべきである。

4.40. 最終的な熱の逃がし場に直接関連する冷却系の能力は、以下を考慮に入れて設計されるべきである。

- (a) 最大の熱排出率
- (b) 設計のための運転パラメータ（例えば、水温、気温及び相対湿度）
- (c) 冷却材の供給源

設計基準事故時に対する残留熱輸送

4.41. 発電所の設計は、通常停止の状態で運転される系統が安全系に適用される工学設計要件を遵守して設計されていない場合、設計基準事故の発生時に残留熱を最終的な熱の逃がし場に輸送するための追加の系統を含めるべきである。

4.42. 熱輸送能力は、事故状態に対して定義された最終的な熱の逃がし場の設計温度に基づいて、設計基準事故時に発生する熱負荷を輸送するように設計されるべきである。

4.43. 熱輸送経路は、3.58 項に提示されている推奨事項に従って設計されるべきである。

4.44. 熱輸送経路は、設計基準事故の発生時に以下の機能を同時に果たす能力を持つように設計されるべきである。

- (a) 残留熱を原子炉冷却系から最終的な熱の逃がし場に輸送する機能
- (b) 使用済燃料プール冷却系から最終的な熱の逃がし場に熱を輸送する機能
- (c) 格納容器から最終的な熱の逃がし場に熱を輸送する機能
- (d) 水冷機器からの熱を輸送する機能

設計拡張状態に対する残留熱輸送

4.45. 追加設備（すなわち、設計拡張状態のための安全上の仕組み）を必要とする状態は、原子炉の技術及び設計に依存しており、決定論的方式をレベル 1 確率論的安全評価と組合せて適用して想定されるべきである。特に、以下に注意が払われるべきである。

- (a) 全交流電源喪失の発生時に、最終的な熱の逃がし場への残留熱輸送が可能であるべきである。これは、例えば、代替交流電源及び／又は受動的な二次残留熱除去系によって供給されている冷却経路により達成できる。
- (b) 設計基準事故用に設計された冷却経路の喪失が発生したときに、残留熱を最終的な熱の逃がし場に輸送する必要性が評価されるべきである。これは、例えば、受動的な二次残留熱除去系によって、又は著しい燃料損傷を伴う設計拡張状態に対する熱輸送経路の機能保証することによって、達成できる。

4.46. 設計拡張状態のための追加の安全上の仕組みは、3.38 項、3.40 項、3.54 項及び 3.58 項に提示される推奨事項に従って実装されるべきである。

5. 原子炉冷却系の設計に関する固有の考慮事項

5.1. 原子炉冷却系は、原子炉冷却材の圧力保持バウンダリを形成し、それゆえ放射性物質の放出に対する障壁であり、その障壁は全ての運転状態及び事故状態において可能な限り保持されるべきである。原子炉冷却系は、炉心から蒸気発生器（PWR 及び PHWR の場合）に又は直接タービン発電機（BWR の場合）に冷却材を及びそれによって熱を、輸送する。また、原子炉冷却系は、停止中及び原子炉冷却系の設計で考慮された全ての過渡状態において、原子炉炉心から最終的な熱の逃がし場への熱の輸送に対する通路の一部を形成する。原子炉冷却系は、原子炉圧力容器、冷却材循環のための配管及びポンプ並びに（PWR 及び PHWR の場合は）蒸気発生器及び加圧器を含んでいる。

5.2. PHWR 技術については以下の通り。

- (a) PHWR の主要なプロセス系統は、停止時冷却系及び減速材系を含む一次熱輸送系で構成されている。一次熱輸送系は、燃料チャンネル内で発生した熱を除去するために、燃料チャンネルを通して加圧された重水を循環させる。この熱は、原子炉建屋内に設置された蒸気発生器内の通常の軽水に輸送される。停止期間中は、停止時冷却系が燃料からの残留熱を除去するために一次熱輸送系と共に使用される。
- (b) 原子炉冷却系は、一次冷却材ポンプ、蒸気発生器の一次側、原子炉入口及び出口ヘッダー、燃料チャンネル、加圧器、隔離装置までのフィーダー及び配管、並びにポンプ及び熱交換器からなる停止時冷却系で構成されている。
- (c) 重水減速材は、カランドリアを通して循環し、比較的低温、低圧の系統内で冷却される。この系統は、ポンプ及び熱交換器で構成されている。熱交換器は、減速材で発生した熱と燃料チャンネルから減速材に輸送された熱を除去する。カランドリア内の重水減速材の上には、カバーガスとしてヘリウムが使用されている。

構造設計

5.3. 5.4～5.16 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 47 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

5.4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ並びに PWR 及び PHWR の二次側圧力バウンダリの設計及び製造に対する技術仕様書は、これらの機器が高い信頼性を達成するために定められるべきである。これらの仕様書は、規制要件及び利用可能な経験を考慮に入れて、実証された規格及び基準の最新版に従って定められるべきであり、また、以下に関する仕様を含むべきである。

- (a) 関連する潜在的損傷モードの分析及び実証された構造特性を有する適切な材料の選択
- (b) 荷重及び荷重の組合せ並びに故障基準に関わる適切な余裕の包括的な特定
- (c) 実証及び認定された産業慣行に基づく製造及び検査
- (d) 設備の初期品質がその寿命期間中に維持されていること、特に安全上重要な亀裂又は欠陥が発生していないことを検証するための供用期間中検査プログラム

5.5. 発電所設計において原子炉冷却系の大型機器の故障が想定起因事象とみなされることを必要としないようにするため（すなわち、そのような故障の影響は合理的に緩和できないため）、当該機器の設計及び製造に高い信頼度が与えられるべきである。

5.6. 設計においては、関連する規格に規定されている判断基準に従って、以下の種類の故障モードが考慮されるべきである。

- (a) 過度の塑性変形
- (b) 弾性又は弾塑性の不安定性（座屈）
- (c) 進行性の変形及び変形の蓄積
- (d) 機械的及び熱的疲労による進行性の亀裂発生
- (e) 構造物に既存の欠陥がある場合、脆性破壊を含む急速破壊

5.7. 原子炉冷却系の健全性を保持するため、設備の形状又は構造特性に影響を与える、又は欠陥の原因となるおそれのある、いかなる状態（特に腐食、成層化又は経年変化）も、設計、製造及び／又は運転方策により並びに供用期間中検査規定により、特定され、防止されるべきである。

5.8. 原子炉冷却系の設備は、通常運転、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態において急速成長亀裂を防止するよう、応力が構造材料に対して規定された値未満に維持されるように設計されるべきである。

5.9. 疲労による亀裂を生じさせることがある周期的な発電所状態が、原子炉冷却系の機器ごとに特定されるべきである。これらの発電所状態は、発電所運転中に監視されるために設計段階で特定されるべきであり、また、各機器の使用係数評価に従って容認可能な発生頻度が各状態に割り付けられるべきである。

5.10. 運転状態において冷却材の漏えいを検出及びその漏洩のあらゆるものを定量化するために、適切な精度、信頼性及び応答時間を有する適切な系統が設置されるべきである。

設計基準荷重及び荷重の組合せ

- 5.11. 原子炉冷却材圧力バウンダリ並びに PWR 及び PHWR の二次側圧力バウンダリの構造設計は、その設備が寿命期間中に受ける可能性がある荷重の設計エンベロープを定義する限られた数の荷重及び荷重組合せに基づいて確立されるべきである。設計は、発電所の通常運転、運転時の異常な過渡変化、想定起因事象によって引き起こされる事故状態並びに設備の設計基準で考慮された立地地点のハザードを考慮に入れるべきである。
- 5.12. 低い運転温度では、いくつかの材料の延性及び破壊抵抗が、通常の運転温度におけるよりも著しく低いことがある。そのような材料が圧力保持機器の製造に使用される場合、低い運転温度での容認荷重が定められるべきであり、圧力及び温度の容認運転範囲が決定されるべきであり、及び、発電所の通常運転に対して定められた圧力及び温度の指定範囲を考慮に入れて、機器の材料の脆性破壊を防止するために防護系（例えば、過圧防護系）が実装されるべきである。
- 5.13. 通常の供用状態及び異常状態（3.79 項を参照）により引き起こされる応力は、これらの区分の荷重条件に対して規定された応力制限値未満であるべきである。設計温度は超えないようにされるべきであり、設計圧力を超えないことは良好事例である。累積使用係数は、各機器について 1 未満であるべきである。
- 5.14. 緊急時状態の区分に割り付けられた荷重条件について、設計判断基準は、設備の急速破壊を防止し、過度の変形又は座屈を回避することを目的とするべきである。応力は、この区分の荷重条件に対して指定される応力制限値未満であるべきである。緊急時状態において到達した圧力は、その超過の大きさ及び時間が限定的であること（例えば、設計圧力の 110%を超えるべきではない）を条件に、設計圧力を超えることが許される場合がある。
- 5.15. 損傷状態の区分に割り付けられた荷重条件について、設計判断基準は設備の健全性を保持することを目的とするべきである。応力は、この区分の荷重条件に対して指定されている応力制限値未満であるべきである（例えば、設計圧力の 130%を超えるべきではない）。
- 5.16. 原子炉冷却系の設備に疲労を生じさせることがある状態を特定及び記録するため、原子炉冷却系の熱水力状態が発電所の存続期間を通じて監視されるべきである。この監視は、各発電所状態（5.9 項を参照）に割り付けられた発生頻度が発電所の存続期間を通じて超過されないこと、及び疲労によって誘発される亀裂発生リスクが最小であることを証明すべきである。

運転状態における冷却状態の制御

- 5.17. 5.18 項及び 5.19 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 49 を満たすことに関する推奨事項を提示している。
- 5.18. 重要な原子炉冷却系パラメータ（例えば、原子炉冷却系圧力及び温度、原子炉冷却系水保有量、蒸気及び給水流量（BWR の場合）、蒸気発生器圧力及び水位（PWR 及び PHWR の場合））を通常運転時及び運転時の異常な過渡変化に指定された範囲内に維持し、通常値からのあらゆる早期の逸脱を検出するため、これらのパラメータの監視、表示及び制御について、設計方策が実装されるべきである。これらのパラメータを通常運転の範囲内に維持す

ることは、燃料に対する適切な冷却状態を確保することに寄与する。

5.19. 燃料の適切な冷却状態を維持する構築物、系統及び機器は、安全上重要な機器等に分類されるべきであり、また、それに応じて設計、製造されるべきである(3.62～3.66 項を参照)。

圧力制御及び過圧防護

5.20. 5.21～5.27 項の推奨事項は、原子炉冷却系並びに PWR 及び PHWR に関する二次側の圧力制御の設計に適用される。

5.21. 深層防護の概念は、原子炉冷却系及び二次側の圧力制御の設計に適用されるべきである。この概念に従って、防止対策が運転時の異常な過渡変化又は事故状態の過酷度に釣り合っていることを確実なものとするため、異なる容量の系統及び機器が圧力制御に使用されるべきである。

5.22. 設計においては、共通原因故障の可能性を低減するため、圧力制御系と過圧防護系との間に多様性の原則が適用されるべきである。

5.23. 特定の運転状態(例えば、PHWR の昇温又は冷温化の期間中)で加圧器が原子炉冷却系から隔離できるのであれば、圧力及び保有量制御系は、例えば、一群の自動制御されたフイードアンドブリード弁などの原子炉冷却系の圧力及び保有量を制御する代替手段を含むべきである。このような場合、加圧器は、独立した安全装置及び/又は逃し装置を有するべきである。

5.24. 圧力の制御を目的とした系統は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、安全弁(BWR の場合は逃し安全弁)の作動を防ぐように設計されるべきである。一次冷却材の放出は最小限に抑えられるべきであり、格納容器内に排出されないようにすべきである。

5.25. 運転状態を制御するために設計された系統の設定及び性能は、そのような状態に対する発電所の現実的な応答に基づいて決定されるべきである。

5.26. 原子炉冷却系の圧力制御系は、(加圧器の二相状態が維持されている限り)運転状態における燃料冷却を保証するために設定された制限値内に圧力を維持するよう設計されるべきである。

5.27. 原子炉冷却系及び二次側流路の圧力制御は、外部電源喪失の発生時にも確保されるべきである。

5.28. 5.29～5.41 項は、PWR、BWR 及び PHWR について、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 48 を満たすことに関する推奨事項を提示しており、PWR 及び PHWR については、二次側の過圧防護系にも適用される。

5.29. 過圧防護装置は、多重な安全弁(BWR の場合は逃し安全弁)を含めるべきである。安全弁の設定は、冷却材の不必要な排出を避けるために、異なる圧力レベルに対して安全弁(BWR の場合は逃し安全弁)が順に開くようにすべきである。

5.30. 過圧防護系は、原子炉停止系と連動して、様々な区分の想定起因事象に対して指定された設計限度未満に圧力を維持することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの構造健全

性を保持するために実装されるべきである。

5.31. PWR 及び PHWR については、過圧防護系は、原子炉停止系と連動して、様々な区分の想定起因事象に対して指定された設計限度未満に圧力を維持することにより、二次側圧力バウンダリの構造健全性を保持するために実装されるべきである。

5.32. 過圧防護系の吹出し容量は、実証された工業規格に規定された圧力制限値を満たすように設計されるべきであり、これらの規格に規定されている設計規則を適用すべきである。典型的な方式は、以下を含む。

- (a) 解析では、安全分類されていない系統について、その系統の運転が起因事象の影響を悪化させない限り、その機能保証を与えない。
- (b) 満たされるべき判断基準に関して、安全分類された系統は、より好ましくない性能で運転すると想定される。
- (c) 安全弁の吹出し容量は、適用される設計標準に基づいて決定される。
- (d) 解析で機能保証される総吹出し容量は、安全弁が連続して開くこと及び少なくとも1つの安全弁が開失敗する（又は、安全弁の数がより多い系統では、より多くの安全弁が失敗する）ことを考慮に入れて計算される。この独立した失敗は、複数の失敗によって引き起こされる過圧過渡現象の解析では考慮する必要はない。
- (e) 外部電源喪失が、もしそれが起因事象の影響を悪化させるのであれば、組合せられる。

5.33. 過圧防護装置は、水撃の影響をできるだけ少なくするように設計されるべきである。

5.34. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保する設備及び／又は二次側圧力バウンダリの健全性を確保する設備は、無停電電源により供給されるべきである。

5.35. 遮断弁は、安全弁（BWR の場合は逃し安全弁）の排出配管、又は安全弁（BWR の場合は逃し安全弁）と防護対象機器との間に設置されるべきではない。逃がし弁が圧力制御に使用されるときは、逃がし配管の遮断弁によりその確実な閉鎖が保証されるべきである。

5.36. 安全弁、逃し安全弁及び逃がし弁は、制御設備とは独立した開度指示計を具備されるべきである。

5.37. 漏えいを検出するため、蒸気逃がし弁の出口は監視されるべきである。

5.38. 非凝縮性気体及び凝縮物の蓄積を防止し、その蓄積の悪影響を回避するために、安全弁、そのパイロット弁及び接続配管の配置に十分な考慮が払われるべきである。

5.39. 過圧防護に使用される弁及び関連配管は、蒸気、蒸気－水の混合物及び水を排出するように設計されるべきである。

5.40. 安全弁（BWR の場合は逃し安全弁）の誤開放は防止されるべきであり、その誤開放の頻度が冷却材喪失事故で考慮されている頻度より高くないようにすべきである。

5.41. 一次系流路の圧力を上昇させることができる機器（例えば、PWR や PHWR の加圧器ヒータ又は補給水ポンプ）は、不注意による圧力上昇を防ぐためにその機器の運転を停止する系統を装備されるべきである。

5.42. 5.43 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 20 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

5.43. 原子炉冷却系の過圧防護系は、多重故障を含む想定シーケンスの発生時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を保持するように設計されるべきである。一般的に、過圧防護系の設計は、原子炉停止失敗事象が発生したときに圧力を制限するのに適切なものであるとすべきである（関連がある場合）。

原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離

5.44. 原子炉冷却材圧力バウンダリは、原子炉から隔離できない原子炉冷却系の圧力保持機器から構成される。原子炉冷却材圧力バウンダリは、以下の弁を含む。

- (a) 一次原子炉格納容器を貫通している原子炉冷却系配管における最も外側の格納容器隔離弁（関連する場合）
- (b) 原子炉冷却系安全弁（BWR の場合は逃し安全弁）
- (c) 原子炉冷却系に接続された配管の 2 つの隔離弁のうちの 2 つ目であって、この弁の故障が通常の補給水系では補うことができない漏えいに至るもの
- (d) 原子炉冷却系に接続された配管の第 1 の隔離弁であって、その故障が通常の補給水系により補うことのできる漏えいをもたらすおそれがあるもの（関連する場合）
- (e) 主蒸気配管及び給水配管（BWR 用）の原子炉側から見た第 2 隔離弁

5.45. 5.46～5.53 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 6.13 項を満たすことに関する推奨事項を提示している。

5.46. 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続配管又は故障が通常の補給水系では補うことのできない漏えいをもたらすおそれがある機器との間の隔離装置は、冷却材喪失を抑えるために、迅速かつ確実に閉じるように設計されるべきである。このような故障による冷却材喪失は、非常用炉心冷却系の運転を必要とすべきでない。

5.47. 隔離装置の特性及び重要性並びに必要な信頼性について、考慮が払われるべきである。隔離装置は、閉じられた状態（通常的位置）であるか又は外部電源を必要とせずに必要なときに自動的に閉じるべきである。応答時間及び閉止時間は、想定起因事象に対して定められた容認基準に従っているべきである。特に、非常用炉心冷却系の最大効率を保持するため、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続されているすべての系統は、これらの系統が冷却材喪失事故に適用される判断基準を満たすために必要な場合を除き、時宜を得て自動的に隔離されるべきである。

5.48. 接続配管の破断に起因する冷却材喪失が通常の補給水系では補うことのできないのであれば、原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離は、単一故障基準に従って設計されるべきである。

5.49. 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離は、外部電源喪失の発生時においても保証されるべきであり、好ましくは無停電電源により給電されるべきである。

5.50. 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁は、電源喪失又は圧縮空気供給喪失の発生時

に安全位置に戻るよう設計されるべきである。

5.51. より低い圧力で運転される接続系において、その系統の圧力増大及び格納容器外の想定しうる冷却材喪失事故を防ぐために、適切な手段が備えられるべきである。

5.52. 隔離装置は、原子炉冷却系の機器に適用される設計要件を遵守して設計及び製造されるべきである。

5.53. 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁の気密性を試験する方策が実装されるべきである。

想定起因事象

5.54. あらゆる構築物、系統又は機器の故障 — 及び運転員の過誤であって、その結果が原子炉冷却系の状態又は通常運転に対して定義された荷重を変更するおそれのある過誤 — が推定発生頻度に基づいて特定され、区分されるべきである。典型的な例は、以下を含む。

- (a) 外部電源喪失
- (b) 圧力制御系の誤作動
 - 原子炉圧力容器水位
 - 原子炉冷却系の再循環流量
 - 給水加熱（BWR の場合）
 - 加圧器及び蒸気発生器の水位（PWR 及び PHWR の場合）
- (a) 主復水器の真空度喪失
- (b) 配管破断
- (c) 安全弁の誤開放（BWR の場合は逃し安全弁）
- (d) 冷却材強制循環の喪失
- (e) 原子炉冷却材ポンプの故障
- (f) 正の炉心反応度投入

内的ハザード

5.55. 局所的な防護装置（例えば、むち打ち防止装置及び遮蔽）によって補充された原子炉冷却系の配管の配置は、高エネルギー配管破断発生時に「ドミノ効果」が防止されるようなものであるべきである。典型的な例は、以下を含む。

- (a) 原子炉冷却材配管の破断は、隣接する原子炉冷却系統配管にも、主蒸気配管又は給水配管にも伝搬すべきでない（PWR 及び PHWR の場合）。
- (b) 主蒸気配管又は給水配管の破断は、隣接する主蒸気配管又は給水配管にも、原子炉冷却材ループにも伝播すべきでない。
- (c) 加圧器配管の破断は、隣接する加圧器配管に伝搬すべきでない（PWR 及び PHWR の場合）。

5.56. 計装設備を防護し、アクシデントマネジメント中に必要な自動措置の起動を保証するため、フェイルセーフの計装設備及び配置対策が実装されるべきである。

外的ハザード

5.57. SL-2 地震荷重の発生時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が維持されるべきである。

5.58. 原子炉冷却材圧力バウンダリの一部でなく、耐震分類もされていない原子炉冷却系の機器は、耐震分類されており SL-2 地震荷重下で動作することが性能保証されている隔離装置により、原子炉冷却材圧力バウンダリから確実に隔離されるべきである。

5.59. 原子炉を安全停止状態にするために必要な原子炉冷却系の機器は、健全性を保持するために耐震分類され、また、SL-2 地震荷重下で作動するよう性能保証されるべきである。

5.60. 原子炉を安全停止状態にするために必要な原子炉冷却系の機器は、格納容器に高エネルギーの衝撃を引き起こす外的ハザードの発生時に、その健全性を保持し、作動するよう設計されるべきである。

配置

5.61. 配管及び設備の配置及び位置は、炉心崩壊熱の除去を可能にする自然循環の確立を容易にすべきである。

5.62. 配管及び設備の配置及び位置は、流力振動、流体加速腐食、経年変化影響、音響励起、熱疲労及び放射性物質の蓄積がすべて最小限に抑えられるようであるべきである。また、配管の配置は、可燃性気体の蓄積を防ぐようなものであるべきである。

5.63. 配管及び設備の配置及び位置は、溶接部及び配管支持構造物の保守及び検査を含む定期的な試験、保守及び検査ができるよう十分な接近性を備えるべきである。

設計限度

5.64. 各発電所状態で超えてはならない設計限度が、原子炉冷却系の機器について定義されるべきである。設計限度を定義されるべきパラメータは、以下を含む。

- (a) 圧力及び温度
- (b) 通常運転時の最大冷却速度及び最大加熱速度
- (c) 高温側配管と加圧器との間の最大温度差 (ΔT_{\max}) (PWR の場合)
- (d) 一次系と二次系との最大圧力差 (ΔP_{\max}) (PWR の場合)
- (e) 原子炉冷却系の最大漏えい率
- (f) 原子炉冷却系から蒸気発生器への最大漏えい率 (PWR 及び PHWR の場合)
- (g) 原子炉圧力容器の脆性破壊に関する制限値 (PWR の場合)
- (h) 個々の機器パラメータ (例えば、原子炉冷却材ポンプシール及び T シールの ΔP)

NS-G-2.2 [16]に提示される推奨事項も、関連する場合には考慮されるべきである。

安全分類

5.65. 原子炉冷却材圧力バウンダリの一部である機器は、原子力用として産業界で使用されている最高位の基準（例えば、参考文献[24、25]及び類似の基準）に準拠して設計及び製造されるように、安全分類されるべきである。

5.66. その他の機器は、SSG-30[15]に提示される推奨事項に従って、安全機能の遂行及び放射性物質放出の防止の両方の観点から、故障の影響を十分に考慮に入れて分類されるべきである（更なる手引きについては、参考文献[26]を参照）。

環境性能保証

5.67. 原子炉冷却系の機器は、その供用期間が終了するまで、著しい燃料損傷を伴わない事故状態の前に又はその継続中に格納容器内に広がる可能性がある最も過酷な環境条件に対して、設計され、性能保証されるべきである。これは、通常、以下に適用される。

- (a) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機器（健全性に関して）
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離装置（操作性に関して）
- (c) 過圧防護機器（運転可能性に関して）
- (d) 原子炉圧力容器を脆性破壊から防護するために設計された原子炉冷却系の機器（運転可能性に関して）
- (e) 原子炉を安全停止状態にするために必要な原子炉冷却系の機器（運転可能性に関して）
- (f) 事故状態において低圧ポンプの使用を可能にする、原子炉冷却系を減圧するように設計された原子炉冷却系の機器
- (g) 高圧時に原子炉圧力容器の破損により引き起こされる格納容器の直接加熱荷重を防止するために、原子炉冷却系を減圧するように設計された原子炉冷却系の機器（運転可能性に関して）

5.68. ガasket及びシールに使用される材料の選定は、すべての運転状態及び事故状態においてその能力を維持するための適性に基いているべきである。

圧力試験

5.69. 原子炉冷却系の静水圧試験は、試運転段階で実施されるべきであり、また、できれば異なる判断基準を用いて、定期的に繰り返されるべきである。これらの試験の狙いは以下であるべきである。

- (a) 構造物が弾性限界に近い圧力に持っていかれたときに恒久的変形がないことを証明すること。
- (b) 今まで検出されていなかった漏えいを確認する。

圧力試験の運転モード及び圧力レベルは、通常、国の規則に定義されており、産業界の規格及び基準の中に反映されている。

5.70. 原子炉冷却系設備は、圧力試験中にいかなる損傷も受けるべきではない。

ベント操作

加圧水型原子炉の場合

- 5.71. 原子炉冷却材の自然循環の途絶を防ぐため、事故状態において非凝縮性気体をベントするために遠隔操作弁が備えられるべきである。
- 5.72. 原子炉冷却系のベント操作は、外部電源喪失の発生時にも可能であるべきである。
- 5.73. ベント能力は、補給水系の能力と整合しているべきである。

沸騰水型原子炉の場合

- 5.74. 停止及び起動時に原子炉圧力容器内の水位変化受け入れるため、原子炉圧力容器の頂部をベントするために遠隔で操作可能な弁が備えられるべきである。
- 5.75. 通常運転時には、非凝縮性気体の蓄積を防止するために、原子炉圧力容器の頂部及び配管のベント操作が可能であるべきである。
- 5.76. ベント操作は単一故障があっても有効であるべきである。
- 5.77. ベント操作に必要な原子炉冷却系の機器は、その使用目的に関連した事故状態に対して性能保証されるべきである。
- 5.78. ベント運転の制御は、中央制御室から実行可能とすべきである。

加圧重水型原子炉の場合

- 5.79. 通常運転時において一次冷却材中の非凝縮性気体濃度を制限するため、方策が講じられるべきである。

固有の設計側面

原子炉圧力容器

- 5.80. 圧力容器の設計上の考慮事項には、以下を含むべきである。
 - (a) 圧力容器内の溶接部の数は最小限にされるべきである。特に、活性な炉心領域における溶接部の必要性が分析評価されるべきである。
 - (b) 圧力容器に対して、圧力制限値及び温度の関数として加熱及び冷却の許容速度が設定されるべきである。炉心に隣接する容器材料（胴体部領域）の中性子照射及び熱脆化による脆性-延性遷移温度の変化が考慮されるべきである。
 - (c) 容器は、発電所の存続期間を通じて発生すると予想されるすべての繰返し荷重に耐えるように設計されるべきである。設計文書は、累積使用係数の決定に必要なこれらの荷重についての明確な仕様を含めるべきである。
 - (d) 材料の選択、構造設計、溶接及び熱処理は、発電所の存続期間を通じて圧力容器材料の十分な延性状態を確保するようであるべきである。炉心に面する圧力容器壁の延性は、

最大中性子束を制限することにより、また、放射線脆化を容認レベルに保つような化学組成の母材及び溶接金属を使用することによって確保されるべきである。

- (e) 圧力容器の設計は、健全性を失うことなく加圧熱衝撃に耐えることができるようであるべきである。
- (f) 容器のノズル及び貫通部での熱サイクルは、適宜、サーマルスリーブの使用を含め、最小限に抑えられるべきである。
- (g) 原子炉圧力容器の内部には、耐食性のある被覆材が適用されるべきである。

5.81. 先進材料が原子炉圧力容器に使用される場合、これらの材料試料は、容器壁と比較して高い放射線線量の高速中性子束を受けるべきであり、また、圧力容器の環境条件に曝されるべきである。機械的特性（特に延性及び靱性）の変化を監視し、必要があれば是正措置を講じるために十分な時間内に材料挙動の予測がなされるようにするため、発電所の存続期間を通じて定期的に試料は検査されるべきである。

5.82. 炉容器内保持戦略を有する設計については、このような過酷な条件によって引き起こされる持続的な荷重に対する原子炉圧力容器の頑強性は高い確信度をもって実証されるべきである。

原子炉圧力容器内部構造物（PWR 及び BWR の場合）

5.83. 圧力容器内部構造物は、保守、交換及び供用期間中検査を容易にするために、取り外し可能とすべきである。適切などころでは、溶接接続の代わりにボルト接続の使用が検討されるべきである。

5.84. 圧力容器内部構造物は、運転状態及び著しい燃料損傷を伴わない事故状態に付随する荷重に耐えられるように設計されるべきであり、また、炉心を支持し、燃料要素の冷却を可能にし、原子炉を停止するために制御棒を炉心に挿入する能力を維持すべきである。

5.85. 圧力容器の内部構造物は、以下のことを行うように設計されるべきである。

- (a) 容器及び燃料を通じて冷却材流路を適切に形成する。
- (b) 容認できない流力振動を防止する。
- (c) 応力腐食割れへの感受性を最小限に抑える。
- (d) 配管の破損により引き起こされる非対称なブローダウン荷重を吸収する。
- (e) 通常運転又は運転時の異常な過渡変化時に、燃料の設計限度を超えないことを確保する。

燃料チャンネル集合体（PHWR の場合）

5.86. 燃料チャンネルは、燃料バンドルを支持し、位置決めするために、中性子吸収の少ない圧力バウンダリを提供するように設計されるべきである。燃料チャンネルは、燃料バンドルの周り及び燃料バンドルを通る冷却材の制御された流れを可能にするものであるべきである。

5.87. 燃料チャンネル集合体は、規定された設計寿命に対して適用されるすべての要件を

満たすように設計されるべきである。

5.88. 燃料チャンネルの設計は、破断前漏えいの検出を可能とするため、圧力管とカランドリア管との間の環状間隙部における連続的な気体の流れを可能にするべきである。

5.89. 燃料チャンネル集合体に使用されるすべての材料は、放射線、高純度の重水及び間隙部の気体（圧力管とカランドリア管との間の気体）に対して長期にわたり曝されることに耐える能力があるべきである。

5.90. 燃料チャンネルの設計条件は、圧力管の長さ方向のどこも温度及び圧力の最も不利な組合せになるものを取られるべきである。

5.91. 燃料チャンネルは、運転経験を含む利用可能な経験を考慮に入れて、実証された規格及び基準に従って設計及び製造されるべきである。

5.92. 原子炉冷却系に使用される圧延鋼継手の試作品は、引抜き強度に対して試験されるべきである。軸方向引抜き荷重は、設計温度で試験が実施される時には、設計条件の総軸方向荷重の少なくとも3倍であるべきである。

5.93. 燃料チャンネルは、発電所の存続期間を通じて発生すると予想されるすべての繰返し荷重に耐えられるように設計されるべきである。設計文書は、累積使用係数の決定に必要なこれらの荷重についての明確な仕様を含むべきである。

5.94. 供用期間中に検査できない溶接部は可能な限り制限されるべきであり、そのような溶接部の故障の影響を評価するために分析が実施されるべきである。

5.95. 設計は、通常運転中に炉心内の燃料の欠陥の確実な検出をできるようにする手段を備えるべきである。

原子炉冷却材ポンプ (PWR 及び PHWR の場合)、原子炉再循環ポンプ (BWR の場合)

5.96. 原子炉冷却材ポンプの設計は、以下の安全パラメータが適切であるようであるべきである。

- (a) ポンプの性能特性。これには、揚程－流量特性、流量低下速度、単相及び二相ポンプ性能を含む。
- (b) ポンプの運転パラメータ（例えば、速度、流量及び揚程）
- (c) キャビテーションを回避するために必要な正味吸込みヘッド
- (d) ポンプシールの設計及び性能（該当する場合、シール温度の制限を含む）
- (e) 振動監視の方策

5.97. 原子炉冷却系ポンプの設計は、運転状態で燃料設計限度を超えないことを確実なものとするために適した水力学的パラメータを有する冷却材の適切な流量を供給するようであるべきである。

5.98. 原子炉冷却系ポンプの設計は、運転状態及び著しい燃料損傷を伴わない事故状態で、燃料及び原子炉冷却系設備（原子炉圧力容器内部構造物を含む）の構造的限度を超えないこ

とを確実なものとするために適した水力学的パラメータを有する冷却材の適切な流量を供給するようなものであるべきである。

5.99. 原子炉冷却系のポンプは、想定運転事象及び著しい燃料損傷を伴わない事故状態において、燃料健全性に関して原子炉冷却材の望ましくない熱水力状態を回避するために、ポンプトリップの発生時に適切な流量低下特性を有するべきである。

5.100. 原子炉冷却系のポンプの設計は、原子炉冷却系の不利な熱水力状態もポンプの誤作動も飛来物の発生をもたらさないようであるべきである。あるいは、そのようないかなる飛来物からも安全上重要な機器等を防護するため、方策が講じられるべきである。

5.101. 軸故障をもたらす可能性のある過大な振動下での運転を防ぐため、パッド及び軸受の正しい動作が監視されるべきであり、また、原子炉冷却系ポンプの自動トリップが実装されるべきである。

5.102. 原子炉冷却材ポンプのシール漏えいは、著しい燃料損傷を伴わないいかなる発電所状態でも、シール系の適切な冷却を維持することにより制御されるべきである。通常の運転では、シール漏えいは、補給されるべきであり、補給が利用できない発電所状態では、シール漏えいは、好ましくは隔離されるべきである。シール系へのさらなる損傷のあらゆるものを防ぐために、シールの運転時パラメータが維持できない事象発生時には、原子炉冷却水ポンプが自動的にトリップされるべきである。

逃がし弁及び安全弁（PWR 及び PHWR の場合）又は逃し安全弁（BWR の場合）

5.103. 逃がし弁を操作するために圧縮空気が必要とされるのであれば、最小かつ規定の開閉回数を保証するため、その弁に専用の空気式アキュムレータが実装されるべきである。各弁が再充填なしで空気式アキュムレータを利用して開くことができなければならない回数が定められるべきである。

5.104. 逃がし弁が圧力制御に逃がし弁使用されるときは、逃がし管路の遮断弁により、その確実な閉止が確保されるべきである。

5.105. 過圧防護がパイロット式安全弁(BWR 及び PWR)によって確保される場所では、遮断弁は、安全弁を開くためのパイロット管路に設置されるべきではない。試験又は保守を容易にするため又は安全弁が開固着するのを防ぐために例外が設けられるのであれば、遮断弁の不注意による閉止は確実に防止されるべきである。

蒸気発生器（PWR 及び PHWR の場合）

5.106. 蒸気発生器伝熱管は原子炉冷却材圧力バウンダリの一部であり、それゆえ 3.44 項、3.107～3.115 項及び 5.4～5.16 項の推奨事項に従って設計されるべきである。

5.107. 蒸気発生器伝熱管及び蒸気発生器内部構造物は、運転状態及び著しい燃料損傷を伴わない事故状態に発生すると予想される最大応力及び最も厳しい疲労条件に対して設計されるべきである（例えば、冷却材喪失事故及び主蒸気管破断による荷重に耐えられるように設計されるべきである）。

- 5.108. (析出物の蓄積を避けるため) 流れ滞留領域の発生及び容認できない管の流力振動を防ぐため、蒸気発生器内の流動パターンは最適化されるべきである。
- 5.109. 蒸気発生器の設計は、伝熱管漏えいの検出及び警報のための適切な系統を備えるべきである。
- 5.110. 蒸気発生器の過剰給水は、設計方策により防止されるべきである。
- 5.111. 水撃、過剰給水、熱及び/又は水力学的成層化による荷重などは、それらが発生することがある運転モードに対して対処されるべきである。
- 5.112. 設計は、流れ滞留領域に蓄積する可能性がある固形物(汚泥)を制御及び除去するためのブローダウン方策を含めるべきである。
- 5.113. 設計には、二次側の適切な箇所から水及び蒸気を試料採取する方策を含めるべきである。
- 5.114. 設計は、蒸気発生器伝熱管並びに一次及び二次気水分離器の全長にわたる検査ができるようにしなければならない。伝熱管の検査のための設備及び手順書は、重大な欠陥又は劣化の検出及び場所の特定が可能なものであるべきである。
- 5.115. また、設計は、以下を規定するべきである。
- (a) pH 及び酸素濃度の制御
 - (b) 蒸気発生器二次側の汚染物質及び不純物の濃度の制限
 - (c) 給水への化学添加物の追加
 - (d) 試料採取した流体の導電率監視及び試料採取した流体の汚染監視
- 5.116. 付着物、伝熱管閉塞及び伝熱管の最大許容漏えいに対する許容量は指定されるべきである。
- 5.117. 伝熱管のフレッキングを防止するための設計方策が実装されるべきである。
- 5.118. 蒸気発生器において試料採取を実施するための設計方策が実装されるべきである。
- 5.119. 蒸気発生器の伝熱管材料、管板材料及び溶接材は、アンダースラッジ腐食を含めて、一次冷却材又は二次冷却材(該当する場合)の腐食及び浸食の影響に耐えることができるべきである。
- 5.120. 蒸気発生器伝熱管材料と伝熱管支持構造物の材料との間の電気化学的相互作用は防止されるべきである。

配管系

- 5.121. 配管は、非凝縮性気体の蓄積可能性を制限するように配置されるべきである。
- 5.122. 配管系の排気及び排水に関する能力が備えられるべきである。
- 5.123. 配管の支持構造物の設計は、適用可能な配管系設計標準に従ったものであるべきで

ある。配管及び機器に関する応力評価は、適用可能な規格及び基準に準拠し行われるべきである。

5.124. BWR の主蒸気管（又は PWR 及び PHWR の場合は蒸気発生器出口）には、格納容器の内側又は外側で主蒸気管破断発生後に冷却材喪失速度を制限するために、流量制限器が設けられるべきである。BWR の場合は、主蒸気隔離弁を閉じる前に、炉心が完全に水で覆われたままであることが確保されるべきである。

破断前漏えい又は破断防止配管

5.125. 配管に破断前漏えい又は破断防止の概念が適用されているのであれば、設計、製造及び運転に対して満たされるべき特定の要件が定められるべきである。

5.126. 漏えい検出系は、破断前漏えいの前提と整合する方法で性能発揮すべきである。

5.127. 配管破損の確率が非常に低いとしても、配管の両端破断の影響は、適切な規格を用いて以下に関して分析されるべきである。

- (a) 炉心冷却能力
- (b) 一次格納容器内の圧力蓄積
- (c) 設備の環境性能保証

漏えい検出系

5.128. 原子炉冷却材のあらゆる漏えいの検出及び実行可能な範囲で漏えい場所の特定に対して、方策が講じられるべきである。この方策はまた、原子炉冷却系から漏えいした流体の量を定量化し回収するためにも講じられるべきである。これらの方策は、中央制御室において指示計及び警報装置によって適切に補足されるべきである。

断熱材

5.129. 一次格納容器内で使用される断熱材は、高エネルギー配管破断の発生時に、サンプルトレーナ及びフィルタの目詰まりを防止するよう選定されるべきである。合理的に達成可能な範囲で、反射型金属断熱材が使用されるべきである。

5.130. 炉容器内保持戦略及び炉容器外冷却に依存する設計については、以下の設計上の考慮事項が原子炉容器の断熱材に適用される。

- (a) 原子炉容器と断熱材との間の領域に水が自由に出入りできるようにするために、手段が講じられるべきであり、関連する水入口部の設計は、容器を冷却する水の流入を可能にするために、炉容器外冷却中における圧力低下を最小にすべきである。
- (b) 原子炉容器と接触した水から発生した蒸気を、原子炉容器の周囲の領域から逃がすために、手段が講じられるべきである。
- (c) 断熱材支持フレーム及び断熱パネルは、水及び蒸気に対して構造的に信頼できる流路を形成すべきである。

6. PWR 技術に関する関連系統の設計における固有の考慮事項

運転状態における冷却材保有量及び炉心反応度の制御に関する系統

6.1. 通常運転時の原子炉冷却系水保有量の制御は、化学体積制御系によって実施される。化学体積制御系はまた、原子炉冷却系加圧器へのスプレイにより原子炉冷却系ポンプが停止された時に原子炉冷却系圧力を制御し、出力運転及び停止モードにおいて一次冷却材ホウ酸濃度を調整するように設計されている。化学体積制御系により実施される代表的な機能は、以下である。

- (a) 原子炉冷却材保有量の制御
- (b) 原子炉冷却材ポンプが利用できない停止モードにおける原子炉冷却系圧力の制御
- (c) 炉心反応度の制御
- (d) 原子炉冷却材ポンプへのシール水の供給
- (e) 原子炉冷却材の化学管理
- (f) 原子炉冷却材の浄化及び純化

6.2. これらの機能は主に通常運転に専任の機能であり、通常は事故時に実施されない。しかしながら、運転時の異常な過渡変化又は事故の後に、系統の一部が安全停止状態に到達するために使用されることがある。

冷却材保有量の管理

6.3. 化学体積制御系は、昇温速度及び温度低下速度で、発電所昇温時の原子炉冷却材膨張に対する降下機能を具備するよう、また、発電所冷温化操作時の原子炉冷却材収縮に対する補給水機能を具備するよう、設計されるべきである。

6.4. 化学体積制御系は、出力低下の場合は補給水を供給し、出力増加の場合は降下機能を提供するように設計されるべきである。

6.5. 通常運転時のあらゆるモード又は安全系の運転を要求しない事象に対して、化学体積制御系は、燃料設計限度を超えない炉心冷却を確実なものとするのに十分な原子炉冷却材保有量を提供及び維持するべきであり、また、圧力バウンダリの健全性が維持されるよう原子炉冷却材ポンプのシール部に十分な流量を提供するべきである。

炉心反応度制御

6.6. 化学体積制御系は、出力運転時の炉心の軸方向オフセットを制御するため原子炉冷却系中のホウ酸濃度を調整するように設計されるべきである。

6.7. 化学体積制御系は、燃料交換作業のために原子炉冷却系において必要なホウ酸濃度を達成する能力を有するべきである。

6.8. 化学体積制御系は、燃料交換サイクルの全期間中の条件に応じて、出力運転時のために、原子炉冷却系において必要なホウ酸濃度を達成する能力を有するべきである。

6.9. 化学体積制御系は、原子炉冷却系の制御されない希釈を防止又は制限する能力を有するべきである。

運転状態における熱除去に関する系統

出力運転及び高温停止モードでの熱除去

6.10. 出力運転時及び高温停止モードで炉心に発生した熱は、余熱を含めて、原子炉冷却系から蒸気発生器にされる。熱除去機能は、主給水系及び主蒸気系によって確保される。主給水系は、主給水ポンプ、制御弁及び隔離弁から構成される。いくつかの設計では、低出力及び停止モード専用のポンプがあり、「起動及び停止給水系」に指定された系統に属する。主蒸気系には、主蒸気管、隔離弁、安全弁及び主復水器へのダンプ弁を含む。

6.11. 主給水系及び主蒸気系は、主に全出力時に原子炉で発生した熱を除去するように設計されているが、原子炉が停止された後に余熱を最終的な熱の逃がし場に除去し、輸送する能力も有するべきである。

6.12. 余熱除去能力は、原子炉冷却系を高温停止状態から余熱除去系の運転に合っている一次系圧力及び温度に低下するように設計されるべきである。

6.13. 主給水系は、定格温度で蒸気発生器に給水する能力及び蒸気発生器の水位を運転状態に対して指定された範囲内に制御する能力を有するべきである。

6.14. 1台の給水ポンプ故障が原子炉トリップに至るべきではない。

6.15. 炉心の過度の冷却を防ぐため、原子炉トリップ後、主給水の注入が自動的に停止されるべきである。

6.16. 蒸気発生器の過剰給水は、確実に防止されるべきである。

6.17. 蒸気発生器の制御されていない及び過度の減圧の発生時には（例えば、主蒸気管又は主給水配管の破断発生時）、影響を受けた蒸気発生器は他の蒸気発生器から確実に隔離されるべきである。

6.18. 各蒸気発生器は、独立かつ確実に隔離ができるようにすべきである。

6.19. 蒸気発生器伝熱管の漏えい又は破損を検出できるように、適切な放射能監視が利用可能であるべきである。この監視の精度は、設計基準事故における放射線影響に対して指定された制限値を満たすのに適切であるべきである。

6.20. 蒸気発生器隔離弁の気密性は、蒸気発生器伝熱管破損の発生時に放射線影響に対して指定された制限値を満たすのに適切であるべきである。

6.21. 主蒸気系は、自動及び手動でタービンをバイパスし、蒸気を直接復水器に排出する能力を備えるべきである。バイパスの容量は、全荷重遮断を吸収するのに適切であるべきである。

6.22. 主蒸気系は、主蒸気配管の隔離時に単一の故障が発生しても、1本の主蒸気管破断が複数の蒸気発生器の減圧につながらないように設計されるべきである。

- 6.23. 主蒸気配管及び給水配管は、同時配管破断（例えば、主蒸気又は給水配管破断及び一次系配管破断）を防止するため、引き回され、防護され、また、拘束されるべきである。
- 6.24. 最低限の熱除去能力は、余熱除去に必要ないずれかの機器に想定される単一故障があっても、余熱を除去するように設計されるべきである。
- 6.25. 余熱除去は、外部電源喪失の発生時に可能であるべきである。
- 6.26. 高温停止モードで余熱を除去するために運転される系統は、SL-2 地震荷重の発生時に運転可能性を保持するように設計されるべきである。

余熱除去モード

- 6.27. 通常運転の冷温停止モードでは、余熱は、余熱除去系により原子炉冷却系から冷却経路に輸送される。余熱除去系は、蒸気発生器により原子炉冷却系が冷温化操作された後で接続することができる。余熱除去系系列は、停止時冷却ポンプ及び中間冷却系を有する熱交換器から構成され、それは、原子炉冷却系から水を吸い込み、熱交換器で冷却してから原子炉冷却系に戻す。
- 6.28. 6.29～6.40 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 51 を満たすことに関する推奨事項を提示しており、第 3 章に提示される全般的な推奨事項を補足している。
- 6.29. 発電所の設計は、様々な原子炉冷却系の停止状態（例えば、高温停止状態、冷温停止状態及び燃料交換状態）において原子炉冷却系から余熱を除去するために適切な系統を含めるべきである。
- 6.30. 熱除去容量は、原子炉冷却系を高温停止状態（原子炉が停止されて）から燃料交換運転に適切な状態に冷温化するよう設計されるべきである。
- 6.31. 余熱除去は、原子炉冷却系の温度を制御するよう、原子炉が停止した後の適切な時間内に燃料交換のための冷温停止状態まで制御された冷却速度を達成するように設計されるべきである。
- 6.32. 最小の熱除去容量は、余熱除去に必要ないずれかの機器に想定される単一故障の発生時でも、余熱を除去できるように設計されるべきである。
- 6.33. 余熱除去は、外部電源喪失の発生時に可能であるべきである。
- 6.34. 余熱除去系は、SL-2 の地震荷重の発生時に運転可能性を保持するように設計されるべきである。
- 6.35. 余熱除去及び輸送系は、設計基準事故後の余熱除去のためにも運転されるのであれば、3.48 項、3.54 項、3.58 項及び 4.41～4.45 項に提示される推奨事項に従って設計されるべきである。

固有の設計側面

- 6.36. 最大の熱除去容量は、通常運転状態の燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリに対して規定された制限値を超えることなく、運転上の判断基準（例えば、燃料交換状態に到達するまでの時間の遅れ）を考慮に入れて設計されるべきである。
- 6.37. 余熱除去接続温度は、蒸気発生器の冷却によって達成できる原子炉冷却系の最低温度よりも高くあるべきである。
- 6.38. 出力運転中及び高温停止運転中は、余熱除去系は運転されず、原子炉冷却系から隔離される。余熱除去系と原子炉冷却系の接続を防止するインターロック及び他の方策があるべきである。
- 6.39. 余熱除去系の一部が格納容器外に実装されているのであれば、系統の漏えい又は破断を検出するために適切な計装設備が設けられるべきであり、また、格納容器外への放射性物質放出を制限するために適切な隔離能力が備えられるべきである。
- 6.40. 熱交換器の漏えいを検出するため、一次側の水の間冷却系への移送を制限するために、適切な計装設備及び隔離能力が備えられるべきである。また、これらの方策は、原子炉冷却系が完全に減圧されている時に、原子炉冷却系への非ホウ酸水の移送も制限すべきである。

事故状態（炉心溶融を伴う設計拡張状態を除く）における炉心冷却及び余熱除去に関する系統

- 6.41. 6.43～6.106 項は、炉心溶融を伴う設計拡張状態以外のすべての事故状態において、炉心を冷却し、原子炉冷却系から余熱を除去し、炉心反応度を制御するために必要な系統の設計に関する推奨事項を提示している。事故状態における余熱輸送経路及び最終的な熱の逃がし場の設計に関する推奨事項は、本安全指針の第 4 章で対処されている。
- 6.42. 6.43～6.48 項は、SSR-2/1 (Rev. 1) [1]の要件 7、19 及び 29 を満たすことに関する推奨事項を提示しており、第 3 章に提示されている全般的な推奨事項を補足している。
- 6.43. 異なる、独立の及び多様な系統の必要性は、安全系に必要な信頼性及び多重化されたものの間の共通原因故障に対する潜在的な脆弱性に依っている。これらの考慮事項にかかわらず、発電所の設計は、炉心を冷却し、余熱を除去及び輸送する複数の手段が存在するようであるべきである。
- 6.44. 設計基準事故又は著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態で炉心を冷却するように設計された系統は、運転状態に対して設計された系統から、また、炉心溶融を伴う設計拡張状態の発生時に炉心冷却専用の系統から、可能な範囲で独立しているべきである。
- 6.45. 設計基準事故又は著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態に必要な系統の設計は、設計基準事故又は著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態の影響を緩和するように設計される系統に適用可能な 3.33～3.42 項に提示される推奨事項に、適宜、準拠すべきである。
- 6.46. 設計拡張状態に対する特定の安全上の仕組みの信頼性は、全炉心損傷頻度に対して規定された目的を満たすのに適切であるべきである。
- 6.47. 安全系は、設計基準事故に対して規定された規制基準を満たすように設計されるべ

きである。これらの系統の性能は、決定論的設計基準事故解析に対して規定された規則を適用するときに、これらの基準が満たされているようであるべきである。

6.48. 設計拡張状態に対する安全上の仕組みの性能は、著しい燃料損傷を伴わない事故状態が炉心溶融を伴う設計拡張状態へ拡大することを防止するのに適切なものであるべきである。設計については、設計基準事故に適用されるものと同一の工学的判断基準が用いられ得るが、一般的には保守性がより低い仮説及び条件が考慮される。しかし、設計拡張状態に対する安全上の仕組みの有効性に確信を与え、また、クリフエッジ効果を回避するため、主要なパラメータが特定され、不確実さに対処するための方策が講じられるべきである。

事故状態における炉心冷却

6.49. 事故状態における原子炉冷却系水保有量の制御は、必要なときに二次側による原子炉冷却系の減圧に連動して、非常用炉心冷却系によって実施される。また、非常用炉心冷却系は、炉心反応度制御に関係するいくつかの機能も実施する。一般に、非常用炉心冷却系は、能動的及び／又は受動的な注入手段（例えば、ポンプ、配管及び弁）の組合せを含む。この系統は、格納容器から余熱を除去するために熱交換器を含むこともできる。サンプル過系に関する推奨事項は SSG-53 [22]に示されている。

6.50. 非常用炉心冷却系の主な機能は、原子炉冷却系の保有水量が減少したとき又は二次側による余熱除去喪失の発生時に炉心冷却を確実なものとするために、原子炉冷却系にホウ酸水を注入することである。非常用炉心冷却系は、以下のような、設計基準事故及び著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態の両方において、制御された状態へ到達するために起動要求される。

- (a) 設計基準事故又は設計拡張状態として想定される冷却材喪失事故
- (b) 原子炉冷却系の過剰及び制御されていない冷却（二次側の配管破断）
- (c) 蒸気発生器の伝熱管破損
- (d) 原子炉冷却系フィードアンドブリードが利用可能な状態での給水全喪失

6.51. 6.52～6.69 項は、設計基準事故及び一次冷却材喪失を伴う設計拡張状態の発生時に SSR-2/1 (Rev. 1) [1]の要件 52 を満たすことに関する推奨事項を提示しており、安全系又は設計拡張状態の安全上の仕組みについて第 3 章に提示される推奨事項を補足している。

6.52. 非常用炉心冷却系は、燃料、燃料被覆管及び炉心形状に対する関連の設計判断基準に従って、冷却材喪失事故が発生したときに燃料を冷却するように設計されるべきである。

6.53. 小規模な配管破断の発生時に、破断箇所では除去されるエネルギーは燃料の実効的冷却にとって十分でないことがあり、そのため、適切な冷却容量を達成するために補完的な系統又は設備が運転されるべきである（例えば、蒸気発生器による補完的な崩壊熱除去又は注水速度を増加させるための原子炉冷却系の減圧）。

6.54. 非常用炉心冷却系は、様々な大きさ及び様々な場所で一次系配管の破断発生時に、燃料集合体の露出を防止又は制限する適切な能力を有して設計されるべきであり、通常、注入の異なる箇所が必要となる。

- 6.55. 注入流量が炉心を迂回するか又は直接破断面に流れ込む可能性は、非常用炉心冷却系統を設計する際に考慮されるべきである。
- 6.56. 非常用炉心冷却系は、燃料冷却機能を回復するために、原子炉冷却系の適切な冷却材保有量を回復及び維持するように設計されるべきである。
- 6.57. 非常用炉心冷却系内のホウ素濃度は、過冷却の設計基準事故（例えば、蒸気管破断）時に炉心の未臨界を達成するのに十分なものであるべきである。
- 6.58. 非常用炉心冷却系の注入容量は、炉心におけるホウ素結晶化を防止すべきである。
- 6.59. いくつかの設計では、非常用炉心冷却系は、原子炉冷却系の健全性が確保されていないときに、長期的に炉心崩壊熱を除去する能力を含んでいる。これらの能力は、安全系の一部と見なされるべきである。
- 6.60. 非常用炉心冷却系は、設けられた原子炉冷却系ブリード容量を考慮に入れて、二次側の余熱除去能力全喪失の発生時に炉心の露出を防止又は制限するように設計されるべきである。

固有の設計側面

- 6.61. 非常用炉心冷却系のための圧力保持設備は、原子力産業で広く使用されている実証された規格及び基準（例えば、参考文献[24、25、27]及び類似の基準）に従って設計及び製造されるべきである。個々の機器については、その破損から生じる2つの影響（安全機能が果たされないこと及び放射性物質放出の発生）を十分に考慮に入れて、適用されることとなる要件が選択されるべきである。
- 6.62. 非常用炉心冷却系は、直列状の2つの隔離装置により、原子炉冷却系から確実に隔離されるべきである。非常用炉心冷却系の信頼性を低下させないため、これらの隔離装置は、迅速に、外部の支援（例えば、逆止弁が広く使用されている）なしで開くように設計されるべきである。原子炉冷却系の隔離についての設計は、定期的に気密性が試験されるようにすべきである。さらに、非常用炉心冷却系は、漏えいにより引き起こされる過圧から防護されるべきである。隔離弁を介してのあらゆる漏えいについて検出及び警報するため、適切な監視（例えば、圧力及び温度）手段が設けられるべきである。
- 6.63. 非常用炉心冷却系の設備は、それが性能保証されるべき環境条件の厳しさを制限するため、また、保守及び修理を容易にするために、可能な範囲で格納容器の外側に配置されるべきである。
- 6.64. 非常用炉心冷却系の運転は、原子炉冷却系の過圧を引き起こすリスクを制限すべきである。特に、非常用炉心冷却系の運転（誤操作であるか否かにかかわらず）が原子炉圧力容器又は余熱除去系に（例えば、脆性破壊により）損傷を与える可能性がある冷温停止状態は考慮されるべきである。
- 6.65. 非常用炉心冷却系の格納容器の外側に位置する部分の漏えいについて、その漏洩が貯留水の流出を引き起こす前に系統を隔離するために、早期に発見するための方策が実装されるべきである。

6.66. アクシデントマネジメントについて、非常用炉心冷却系の各系列の停止及び隔離の作動は、中央制御室から可能であるべきである。ただし、炉心の緊急冷却の必要性がある限り、中央制御室から非常用炉心冷却系の運転を停止することは可能とすべきではない。

6.67. 非常用炉心冷却系は、ろ過系の能力に従って粒子を含む放射性水を用いて運転することについて性能保証されるべきである。

6.68. 設計基準事故のいかなる時点でも、渦、空気巻き込み及びサンプフィルター表面へのデブリの蓄積などの制限的現象を考慮に入れて、非常用炉心冷却系ポンプの通常運転に対する最小正味吸込ヘッドは常に確保されるべきである。格納容器内の圧力蓄積について、国の規制基準がこれを認めているのであれば、それを考慮することは明確に正当性証明されるべきである。

6.69. 定期的な試験を可能にし、また、低注入流量時の非常用炉心冷却系ポンプの故障を防止するため、ミニマムフロー配管が設けられるべきである。

設計基準事故に対する高温停止モードでの余熱除去

6.70. 原子炉停止後に炉心で発生した余熱は、原子炉冷却系から蒸気発生器に輸送される。この熱除去機能は、非常用給水系及び大気への蒸気ダンプ系によって確保される。非常用給水系は、非常用給水ポンプ、制御弁及び隔離弁から構成されている。大気への蒸気ダンプ系は、蒸気発生器出口に設置された制御弁及び隔離弁から構成されている。

6.71. 6.72～6.81 項は、設計基準事故における SSR-2/1 (Rev. 1) [1]の要件 51 を満たすことに関する推奨事項を提示しており、安全系に関連する第 3 章に提示されている推奨事項を補足している。

6.72. 非常用給水系及び大気への蒸気ダンプ系は、著しい燃料損傷を伴わない事故状態において、燃料、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び安全上重要な構造物に対して定められた制限値を超えることなく、余熱除去及び原子炉冷却系の冷却を確実に完遂するために適切な性能を有するべきである。

6.73. 非常用給水の容量及び自律性は、余熱除去のための原子炉冷却系の条件を適切な余裕を持って達成するのに十分なものであるべきである（24 時間の自律性は一般的に最小限とみなされている）。システムの容量及び自律性を拡大するために、運転員の手動操作が非常用運転手順書に明確に記載されていることを条件に、非常用給水タンク間の相互接続が考慮される可能性がある。

6.74. 非常用給水系は、主又は補助給水系が利用できない設計基準事故時に、二次側補給水を蒸気発生器に供給するように設計されるべきである。

6.75. 大気への蒸気ダンプ系は、主復水器が使用できない場合又は主蒸気隔離弁が閉じられているときに、余熱を除去し、原子炉冷却系を冷却するために蒸気発生器から蒸気を排出すべきである。

固有の設計側面

6.76. 非常用給水系のための圧力保持設備は、原子力産業で広く使用された実証済みの規格及び基準（例えば、参考文献[24、25、27]及び類似の標準）に従って設計及び製造されるべきである。個々の機器については、その安全機能を果たせなかったことからもたらされる影響を十分に考慮に入れて、適用されるべき要件が選択されるべきである。

6.77. 系統の信頼性を高めるために、非常用給水系ポンプの多様性は考慮されるべきである。

6.78. 大気への蒸気ダンプ弁は、蒸気、水及び両方の混合物（蒸気発生器の水位が高ければ、水が蒸気によって運ばれる可能性がある）に対して作動（開閉）するよう性能保証されるべきである。

6.79. 蒸気管破断の発生時には、原子炉冷却系の過冷却を制限するため、非常用給水系の隔離及び影響を受けた蒸気発生器からの蒸気ダンプ弁の隔離が実施されるべきである。

6.80. 蒸気発生器の伝熱管破損発生時には、蒸気発生器の満水を防止するため、また、環境への放射性水の放出可能性を制限するために、影響を受けた蒸気発生器からの非常用給水系の隔離が実施されるべきである。

6.81. 蒸気発生器の伝熱管破損発生時には、環境への放射性物質放出を制限するために、影響を受けた蒸気発生器からの主蒸気逃がし弁の隔離が実施されるべきである。

設計基準事故における長期余熱除去

6.82. 長期余熱除去系の機能は、余熱を原子炉冷却系統から中間冷却系に輸送し、事故状態において安全停止状態を達成することである。この系統は、原子炉冷却系統の十分な冷却後に接続することができる。この機能は、原子炉冷却系の保有水量が十分であり、また、制御されている、あらゆる設計基準事故の後で必要である。

6.83. 余熱の長期的な除去のための系統は、複数の多重な安全系を含むべきであり、この安全系のそれぞれは、ポンプ及び中間冷却系付きの熱交換器を含む。余熱除去系は、原子炉冷却系から水を吸い込み、熱交換器で冷却された後、原子炉冷却系に水を戻す。この系統は、事故状態における最終的な熱の逃がし場への熱輸送経路の最初の要素と見なされるべきである。

6.84. 6.85～6.88 項は、設計基準事故における炉心からの余熱除去について、SSR-2/1 (Rev. 1) [1]の要件 51 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

6.85. 余熱の長期的な除去のための系統は、安全系に対する 3.47～3.50 項に提示される推奨事項に従って設計されるべきである。

6.86. 余熱の長期的な除去のための系統は、炉心崩壊熱を除去し、原子炉冷却系を安全停止状態まで冷温化するように設計されるべきである。

固有の設計側面

6.87. 圧力保持設備は、原子力産業で広く使用された実証済みの規格及び基準（例えば、参考文献[24、25、27]及び類似の基準）に従って設計及び製造されるべきである。個々の機器については、その破損から生じる二つの影響（安全機能が果たされないこと及び放射性物質放出の

発生)を十分に考慮に入れて、適用されるべき要件が選択されるべきである。

6.88. 3.48～3.52 項に提示された推奨事項も考慮されるべきである。

著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態に対する高温停止モードでの余熱除去

6.89. 6.90 項及び 6.91 項は、著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態における原子炉炉心からの余熱除去に対する SSR-2/1 (Rev. 1) [1]の要件 51 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

6.90. 設計拡張状態の必要性は設計に依存するが、余熱除去運転に合わない原子炉冷却系の状態中における余熱除去のために設計された、系統及び安全系の喪失に至る多重故障に対処するために、追加の設計方策が考慮されるべきである。一般的には、次のことに考慮が払われられるべきである。

- (a) 敷地での補給能力を備えた非常用給水系の拡張された自律性
- (b) 長期にわたる全交流電源喪失の発生時の非常用給水系の能力維持及び大気への蒸気ダンプ弁の運転
- (c) 二次側の受動的熱除去系の実装
- (d) 一次系フィードアンドブリード戦略での運転による炉心からの崩壊熱除去
- (e) 余熱除去のための受動的系統の実装

6.91. 設計基準を超える事故状態の管理を容易にするために、非常用給水系は、外部の手段、例えば、消防車又は移動式ディーゼルポンプから蒸気発生器に水を供給するための接続管路を含めるべきである。

炉心溶融を伴う設計拡張状態における原子炉冷却系の急速減圧

6.92. 原子炉冷却系の急速減圧系は、原子炉冷却系の圧力バウンダリに直接接続された弁及び関連する配管から構成される。

6.93. 重大事故時の高圧溶融物噴出に付随する現象(格納容器直接加熱)の実質的な排除について、設計は、炉心溶融事故発生時に使用されるべき一次系流路の急速減圧を含むべきである。

固有の設計側面

6.94. 原子炉冷却系の急速減圧弁は、原子炉冷却系の過圧防護のために設計された安全弁とは別の、また、多様性のあるものであるべきである。

6.95. 急速減圧弁の誤開放は、確実に防止されるべきである。

6.96. 原子炉冷却材圧力バウンダリの一部である原子炉冷却系急速減圧系の圧力保持設備は、原子炉冷却材圧力バウンダリの設計及び製造用の実証済みの規格及び基準に従って設計及び製造されるべきである。

6.97. 原子炉冷却系急速減圧系が炉心溶融シーケンスの初期段階で使用されているところ

では、原子炉冷却系統内の温度及び圧力は非常に高いことが予想される。したがって、原子炉冷却系急速減圧系は、このような過酷な条件で運転されるように設計されるべきである。

6.98. 原子炉冷却系急速減圧装置は、SL-2 地震荷重に耐えられるように設計されるべきである。

6.99. 全交流電源喪失の発生時には、原子炉冷却系の急速減圧は可能であるべきである。

事故状態における炉心反応度の制御に関する系統

6.100. 6.101～6.106 項は、著しい燃料損傷を伴わない事故状態における原子炉停止に関して、SSR-2/1 (Rev. 1) [1]の 6.10 項及び 6.11 項で定められている要件を満たすことに関する推奨事項を提示している。これらの推奨事項は、高濃度ホウ酸水の適切な注入に依存する系統の設計に対するものである。固体吸収体の落下に依存する停止系に対する推奨事項は、SSG-52 [17]に提示されている。

6.101. 事故状態における炉心反応度制御に対する系統は、原子炉を停止させる第二の多様な手段として設計されており、安全系に対する工学的な設計規則に従って設計されるべきである。

6.102. 事故状態において炉心反応度の制御に対する系統は、原子炉トリップ系から独立しているべきである。

6.103. 事故状態において炉心反応度の制御に対する系統は、原子炉停止失敗事象の発生時に、著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態に対し指定された燃料制限値を超えることなく、原子炉を停止させる機能を有するべきである。

6.104. ホウ酸濃度は、原子炉冷却系冷却時の減速材効果の変動を補償するのに十分なものであるべきである。

固有の設計側面

6.105. 圧力保持設備は、原子力産業で広く使用された、実証された規格及び基準（例えば、参考文献[24、25、27]及び類似の基準）に従って設計及び製造されるべきである。個々の機器について、適用される要件は、その安全機能の達成失敗から生じる影響を十分に考慮に入れて選択されるべきである。

6.106. 通常運転時に、タンク及び配管内における高濃度ホウ素の結晶化を防止するために方策が検討されるべきである。立地地点のハザード評価から導き出される冷温状態が考慮されるべきである。

7. BWR 技術に関する関連系統の設計における固有の考慮事項

運転状態における冷却材保有量及び炉心反応度の制御に関する系統

7.1. 制御棒を駆動することによる及び再循環冷却材流量を制御することによる炉心反応度の制御は、SSG-52 [17]で対処されている。

原子炉水の浄化

7.2. 原子炉圧力容器内の流動パターンは、流れの滞留領域の発生を防ぎ（沈殿物の蓄積を避けるため）、また、反応度の逸脱又は不必要な熱応力を招く可能性がある冷却水のポケットを制限するために最適化されるべきである。

7.3. また、設計は、以下を与えるべきである。

- (a) 原子炉冷却材中の汚染物質及び不純物の濃度の制限
- (b) 原子炉冷却材の導電率監視及び試料採取された流体の汚染の監視
- (c) 原子炉冷却系から余分な水を除去するための停止状態及び低出力状態における水位の制御

7.4. 停止状態期間中における残留熱除去の代替手段として、原子炉水浄化系の使用が考慮されるべきである。

運転状態における熱除去に関する系統

7.5. 7.6～7.16 項は、SSR-2/1 (Rev. 1) [1]の要件 51 を満たすことに関する推奨事項を提示しており、第 3 章に提示された全般的な推奨事項を補足するものである。

7.6. 発電所の設計は、様々な停止状態（例えば、高温停止、冷温停止、燃料交換中）において原子炉冷却系から残留熱を除去するために適切な系統を含めるべきである。

7.7. 熱除去能力は、高温停止状態（原子炉が停止した時点で）から燃料交換に適した状態まで、合理的に短い時間で原子炉冷却系を冷却できるように設計されるべきである。

7.8. 最小の残留熱除去容量は、残留熱除去に必要ないずれかの系統において、想定された単一故障の発生時でも残留熱を除去するように設計されるべきである。さらに、高温停止状態又は冷温停止状態において 1 つの系列又は区分の利用不能時に、冷温化がより遅い速度で継続できるように、残留熱除去系は十分な容量を有して設計されるべきである。

7.9. 最大の熱除去容量は、燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリに対して通常状態において規定された制限値を超えることなく、運転判断基準（例えば、燃料交換状態に到達するまでの時間遅れ）を考慮に入れて設計されるべきである。

7.10. 残留熱除去は、外部電源喪失の発生時に可能であるべきである。

7.11. 残留熱除去系は、設計基準事故後にも残留熱を除去及び輸送するために運転されるのであれば、本安全指針の第 3 章に提示されているすべての推奨事項に適合して設計されるべきである（2.8 項を参照）。

非常用復水器（設計に含まれている場合）

7.12. 非常用復水器は、通常、原子炉冷却系に合わせて配置されるべきであり、原子炉冷却系に適用されるのと同じ要件及び推奨事項に従って設計されるべきである。

7.13. プロセス制御弁及びベント弁の設計は、事象の開始時に利用可能と想定されている電源に基づいているべきである。非常用復水器の運転を支える利用可能な水の量は、非常用復水器プール内の水を再充填せずに運転が保証される期間を定めることにより決定されるべきである。推奨される能力は最低 72 時間であるが、その能力は、少なくとも規制機関の要件を満たすべきである。

7.14. 非常用復水器の伝熱管及び管板は、運転状態及び設計基準事故において発生すると予想される最大応力及び最も過酷な疲労条件に対して設計されるべきである。

7.15. 非常用復水器の設計は、伝熱管漏えいの検出及び警報のための適切な系統を備えるべきである。

7.16. 設計は、上部管板の蒸気空間及び非常用復水器の入口配管に捕集された気体の蓄積を防ぐべきである。

事故状態における炉心冷却及び残留熱除去に関する系統

設計基準事故における炉心冷却

7.17. 非常用炉心冷却系は、一次系冷却材喪失を伴う設計基準事故の発生時に、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 52 を満たすため、以下のように設計及び実装されるべきである。

- (a) 非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故の発生時に、設計基準事故解析のために規定された規則を考慮に入れて、燃料及び燃料被覆管に対する制限値内で燃料を冷却するように設計されるべきである。
- (b) 小規模配管破断の場合には、破断場所で除去されたエネルギーは燃料の実効的な冷却には十分でないことがあり、このため、適切な冷却容量を達成するために、補完的な系統又は設備は作動させるべきである（例えば、蒸気（エネルギー）をサブプレッションプールに輸送するために、補完的に 1 つ又は複数の蒸気逃がし弁の周期的な開操作）又は低圧非常用炉心冷却系の起動である。
- (c) 非常用炉心冷却系は、様々な大きさの一次系配管の破断発生時に、燃料集合体の露出を防ぐ又は制限するために適切な能力を備えて設計されるべきである。
- (d) 非常用炉心冷却系全体の設計は、高圧と低圧の両方の能力を含めるべきである。高圧非常用炉心冷却系は、運転時の異常な過渡変化及び小破断冷却材喪失事故に対応して、原子炉冷却系を減圧する必要なく使用することができる。
- (e) 非常用炉心冷却系は、炉心の適切な冷却を維持するために、原子炉冷却系の冷却材保有量を回復及び維持するように設計されるべきである。
- (f) 非常用炉心冷却系は、原子炉冷却系の健全性が維持できないことを考慮に入れて、長期的に残留熱を除去する能力を含むべきである。
- (g) 炉心の非常用冷却の役割のため、この系統は安全クラス 1 に割り付けられるべきである（SSG-30[15]参照）。個々の機器は、工業規格（例：参考文献[24、25、27]及び同様の基準）によって示された工学的要件に従って設計及び製造されるべきである。適用される要件は、機器の破損から生じる 2 つの影響（安全機能が果たされないこと及び放射性

物質放出の発生) を十分に考慮に入れて選択されるべきである。

7.18. 非常用炉心冷却系は、最も厳しい設計基準事故の期間を通して、炉心を完全に冠水状態に保つのに十分な容量を有するべきである。

7.19. 通常運転時及び事故状態においてサプレッションプールの温度及び水位を制御するために、計装設備が備えられるべきである。

設計基準事故における残留熱除去

7.20. 発電所の設計は、設計基準事故の発生時に、通常の停止状態で運転される系統が安全系に適用される工学的設計要件を満たすように設計されていない原子炉冷却系から残留熱を除去する追加的な系統を含めるべきである。

設計拡張状態における炉心冷却

7.21. 設計拡張状態に対する安全上の仕組みは、原子炉技術及び原子炉設計に依存しており、それらは確率論的安全評価の成果に支援された決定論的方式を適用することにより想定されるべきである。

7.22. 非常用炉心冷却系の多重故障と重なって冷却材喪失事故の発生時に炉心の非常時冷却を確実なものとするため、追加の安全上の仕組みの必要性が評価され、必要に応じて適切な対策が実装されるべきである。

7.23. 信頼できる原子炉冷却系減圧系は、高圧炉心冷却注入系が原子炉压力容器内の適切な水位を維持することができない事象発生時に、原子炉压力容器内への冷却材注入を可能にするために実装されるべきである。

7.24. 設計拡張状態の発生時に炉心を適切に冷却する能力は、その状態が炉心溶融に行き着かないことを確実なものとすることに重点を置くべきである。そのようにして、著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態の一部として検討用に特定された最も可能性の高い共通原因故障シーケンスが、敷地内の設備を利用して上首尾に緩和できることを確実なものとするに、主眼が置かれるべきである。

7.25. 原子炉炉心の隔離時冷却系などのタービン駆動給水系の弁の操作性（開操作）は、全交流電源喪失の発生時にも（圧縮空気、直流電源又は人力の使用により）確保されるべきである。

炉心溶融を伴う設計拡張状態における原子炉冷却系の急速減圧

7.26. 高圧時での原子炉压力容器の破損により引き起こされる格納容器の直接加熱荷重を防ぐために、原子炉冷却系減圧系が実装されるべきである。この機能は、減圧後に開いたままとなるよう設計されるべき様々かつ専用の一群の蒸気逃がし弁で成し遂げられるべきである。

事故状態における炉心反応度の制御に関する系統

7.27. 制御棒系統に係る推奨事項は、SSG-52 [17]に提示されている。

7.28. 原子炉冷却系は、中性子吸収物質を含む液体を原子炉圧力容器内に注入することにより原子炉の停止を可能にする関連系統を有するべきであり、その系統は、ホウ酸水注入系として参照される。この系統は、原子炉を未臨界状態に持ち込む多様な手段を与え、制御棒が炉心に物理的に挿入できない事象発生時に使用される。

7.29. ホウ酸水注入系は、炉心を停止し、最も反応性の高い運転状態で適切な余裕をもって未臨界を維持する能力を有するべきである。

7.30. 中性子吸収材の注入速度は、少なくとも規制機関の要件を遵守するべきである。

7.31. 中性子吸収材の原子炉圧力容器への注入は、外部電源が利用不能となる事象発生時でも可能であるべきである。

8. PHWR 技術に関する関連系統の設計における固有の考慮事項

8.1. 関連系統は、原子炉冷却系及び接続系の安全機能の発揮に不可欠な系統である。PHWR における関連系統には以下を含む。

- (a) 燃料交換機を含む燃料取扱系
- (b) 圧力制御系及び保有量制御系
- (c) ポンプシール冷却系
- (d) 停止時冷却系
- (e) 非常用炉心冷却系
- (f) 減速材及びその冷却系
- (g) 遮蔽冷却系
- (h) 蒸気及び給水系
- (i) 補助給水系

運転状態における炉心反応度の制御に関する系統

8.2. 8.3 項及び 8.4 項は、運転状態中の反応度を制御するために設計された系統について、SSR-2/1 (Rev. 1) [1]の要件 45 を満たすことに関する推奨事項を提示している。原子炉制御系で使用される制御装置には、メカニカル・アブソーバー、調整器及び軽水ゾーン区域が含まれる。

8.3. 通常運転中、原子炉制御系は、すべての運転モードに対する運転制限値内で、原子炉出力ー及び該当する場合、中性子束の空間分布ーを制御する。運転制限値は、最大原子炉出力、最大燃料チャンネル（又は燃料バンドル）出力及び最大中性子束偏差を含むことができる。

8.4. 原子炉制御系は、運転時の異常な過渡変化時に、通常運転からの逸脱に対して、すべ

での重要な原子炉パラメータを指定された制限値内に維持し、また、運転時の異常な過渡変化が事故状態に拡大することを防止するよう応答する。この応答は、原子炉出力のランプ状の低下又は原子炉出力のステップ状の低下の可能性があり、これにより異なる速度で適切なレベルまで出力を低下させる。

運転状態における熱除去に関する系統

8.5. 8.6～8.40 項は、運転状態中に冷却安全機能を維持するよう設計された系統について、SSR-2/1 (Rev. 1) [1]の要件 47～53 を満たすことに関する推奨事項を提示している。運転状態においては、いくつかの系統が熱除去のために機能保証される可能性がある。これらの系統は、主蒸気及び給水系、停止時冷却系並びに補助給水系で構成される。

蒸気及び給水系

8.6. 蒸気及び給水系の機能は、原子炉炉心で生成された熱を発電用のタービンに輸送することである。

8.7. 主蒸気及び給水系は、主蒸気管及び蒸気発生器への給水で構成される。主蒸気管は、原子炉建屋内の蒸気発生器からタービン建屋内に設置された蒸気バランスヘッダを介してタービンに一定の圧力で蒸気を供給する。給水系は、必要な蒸気発生器水位を維持するために流量を制御する。

8.8. 主蒸気及び給水系は、通常運転時に定格出力レベルで原子炉の安定運転を確実なものとするように設計されるべきである。熱の生成及び放散が、いかなる出力レベルでも釣り合っているべきである。

8.9. 給水系は、タービン建屋内の給水系列から高温で加圧された給水を取水し、蒸気発生器の二次側に供給するように設計されるべきである。

8.10. 起動時に蒸気発生器の蒸気圧及び保有水量を制御するため、方策が講じられるべきである。

8.11. 主蒸気及び給水系は、発電所冷却の初期段階で最終的な熱の逃がし場に熱を放散するのに十分な容量を持つべきである。

8.12. 主蒸気及び給水系は、主復水器が利用できないときに、最終的な熱の逃がし場に熱を放散するのに十分な容量を持つべきである。

8.13. 主蒸気隔離弁は、原子炉が停止され、停止時冷却系が稼働状態とされ、また、一次熱輸送系が減圧された後に、蒸気発生器伝熱管の漏えい発生時に、タービンへの主蒸気供給を隔離するために、備えられるべきである。

8.14. 蒸気発生器から主蒸気隔離弁及び主給水隔離弁までの、隔離弁を含む配管の安全クラス (SSG-30 [15]参照) は、蒸気発生器の二次側の安全クラスと同等であるべきである。

8.15. 最終的な熱の逃がし場が利用できないとき又は主蒸気管が隔離されたときに、原子炉冷却系の制御された冷却を可能にするため、必要な範囲で、多重の熱除去系が備えられる

べきである。

8.16. 主蒸気及び給水系は、主蒸気及び給水隔離弁が閉じているときに、蒸気発生器の二次側の過圧防護のための装置（例えば、安全弁）を備えられるべきである。

8.17. 安全弁の容量は、蒸気発生器の二次側の最大圧力を容認基準内に保つのに十分であるべきである。

8.18. 蒸気発生器の圧力を制御する系統には、逃がし弁を含めるべきである。また、これらの排出弁は、主蒸気安全弁に加え、蒸気発生器二次側への過圧防護のためにも備えるべきである。

8.19. 少なくとも、中央制御室では以下が表示及び／又は警報されるべきである。

- (a) 蒸気流量
- (b) 蒸気発生器圧力
- (c) 蒸気発生器水位
- (d) 蒸気ヘッダー圧力
- (e) 給水流量
- (f) 給水ヘッダー圧力
- (g) 給水温度
- (h) 放射能レベル
- (i) 主要な化学パラメータ

8.20. 主蒸気隔離弁及びバイパス弁に対して、これらの弁の遠隔手動操作及び自動運転を可能にするため、制御装置が備えられるべきである。

8.21. 蒸気を大気中に放出する弁に対して、遠隔手動操作及び自動運転を可能にするために、制御装置が備えられるべきである。

8.22. 主蒸気装置（安全及び逃し排出弁）は、主復水器が熱除去に利用できないときに、蒸気発生器から熱を放散する能力があるべきである。

8.23. 主蒸気及び給水系は、自動及び／又は手動でタービンをバイパスし、蒸気を直接復水器に排出する能力を備えるべきである。バイパス容量は、荷重遮断を吸収するのに十分なものであるべきである。

8.24. 1本の蒸気管の破損が、影響を受けていない蒸気発生器のブローダウンを引き起こすことにならないことを確実にものとするために、方策が実装されるべきである。

8.25. 蒸気管及び給水配管は、蒸気管、給水管又は他のあらゆる配管の破損発生時に多重事故を防ぐため、引き回し、防護及び拘束されるべきである。

停止時冷却系（余熱除去系）

8.26. 停止時冷却系は、それぞれの一次熱輸送系ループの入口ヘッダーと出口ヘッダーとの間に接続されたポンプ及び熱交換器で構成される。この系統は、通常、重水で満たされて

おり、一次熱輸送系から隔離されている。

8.27. 停止時冷却系の機能は、原子炉停止後、期間限定なしの燃料冷却を行うことである。また、これは、蒸気発生器及び一次熱輸送系ポンプの内部構造物の保守を可能にするため、原子炉ヘッダーに至る一次熱輸送系が排水されるときに冷却機能を提供するように設計される。

8.28. 停止時冷却系は、好ましくは格納構造物の内側に配置されるべきである。

8.29. 停止時冷却系は、排出状態において一次熱輸送系ヘッダーの重水水位を制御する能力を有するべきである。

8.30. 停止時冷却系は、蒸気発生器を介した熱除去が突然不可能になる事象発生時に、一次熱輸送系を冷却する能力を有するべきである。

8.31. 停止時冷却系は、事故後に原子炉が停止したときに、蒸気発生器への代替熱除去として機能することにより余熱も除去するように設計されるべきである。

8.32. 停止時熱交換器は、極端な温度衝撃に耐えられるように設計されるべきである。

8.33. 停止時冷却系は、熱輸送ポンプ及び蒸気発生器の保守を可能にするため、原子炉冷却系の冷却材水位を下げる、上げる及び制御することができるものであるべきである。停止時冷却系は、一次熱輸送系が低温で減圧されているときに、この熱輸送系の排水を行うために使用される能力を有するべきである。

8.34. 停止時冷却系は、十分な流量調整能力を有するべきである。

8.35. 停止時冷却系の健全性及び信頼性を確実なものとするため、停止中に主要機器の検査を可能とするよう、その設計及び配置において、方策が講じられるべきである。

8.36. 熱輸送は、運転状態及び関連する想定事故状態において確保されるべきである。関連のパラメータ（例えば、原子炉冷却材の温度及び圧力）の範囲は、発電所の状態ごとに指定されるべきである。

補助給水系

8.37. 給水系は、以下の系統で構成され得る。

- (a) 主給水系
- (b) 補助給水系
- (c) 非常用熱除去系

8.38. 補助給水系又はそれに相当する系統は、主給水系が使用できなくなる事象発生時に、発電所の熱除去能力を維持するように設計されるべきである。補助給水系の熱除去能力は、必要なときには原子炉冷却系の減圧にも使用されることがある。

8.39. 補助給水系又はそれに相当する系統は、発電所を高温待機状態に長時間にわたり維持するように設計されるべきである。補助給水系は、この機能を効率的に果たすのに十分な

容量を備えるべきである。予備給水又は脱気装置への接続が可能でない場所では、蒸気発生器に補助給水を供給するため、代替手段が備えられるべきである。

8.40. 補助給水系の設計は、貯水タンク（格納容器水タンク又は貯水槽とも呼ばれる）から及び消防車又は移動式ディーゼルポンプから蒸気発生器に水を供給するために接続管路を含めるべきである。蒸気発生器に供給される水の量を記録する手段が備えられるべきである。

事故状態における炉心反応度の制御に関する系統

8.41. 8.42～8.49 項は、設計基準事故及び著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態を含む事故状態において反応度制御の安全機能を果たすように設計された系統に関する推奨事項を提示している。

原子炉停止系

8.42. PHWR 原子炉は、物理的に独立した2つの停止系を備えている。これらの停止系は、機能的に異なると同時に幾何学的に分離されるように設計されている。機能的な相違は、一次停止系に停止用制御棒を使用し、二次停止系に液体中性子吸収剤（毒物）を注入することにより達成される。両方の停止系は、すべての運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故から十分な余裕を持って独立して原子炉を迅速に未臨界状態にできるように設計されている。

8.43. 二次原子炉停止系は、水平方向に分散した多数のノズルを介してバルク減速材に液体中性子吸収剤の急速注入を備えている。二次原子炉停止系は、停止のためのパラメータを特定し、減速材に毒物を注入するために急速作動弁を開く、独立した複数の原子炉トリップ論理回路を採用する。

8.44. 一次及び二次原子炉停止系は、急速作動し、完全に機能し、多様性があり、互いに機能的に独立したものであるべきである。また、これらの系統が原子炉設計の一部であれば、これらは受動的なものであるべきである。

8.45. 二次原子炉停止系は、化学に関連する問題（例えば、沈殿物の回避）を避けるように設計されるべきである。

8.46. 二次原子炉停止系は、すべての運転時の異常な過渡変化及び著しい燃料損傷を伴わない事故状態に対して、原子炉トリップパラメータ有効性の容認基準を満たすように設計されるべきである。

8.47. 「毒物準備完了状態」（原子炉を停止するのに十分な負の反応度を追加できる状態）においては、二次原子炉停止系は次のように設計されるべきである。

- (a) 適切な濃度、化学組成及び吸収特性を有する十分な量の毒物を、いつでも原子炉を停止するため減速材に注入できる状態で、炉心の外に保持する。
- (b) 毒物の量及び濃度、正しい化学組成及び吸収特性を検証する手段を設ける。
- (c) 二次原子炉停止系における原子炉トリップ信号に続いて、可能な限り効率的かつ効果的に、毒物を減速材に注入する手段を設ける。
- (d) 毒物の移動により毒物濃度が過剰になった注入管路を逆洗する手段を設ける。

8.48. 「トリップ状態」(すなわち、原子炉を停止するため及び未臨界状態に維持するため毒物が減速材に注入された状態)においては、二次原子炉停止系は次のように設計されるべきである。

- (a) 二次原子炉停止系の原子炉トリップの後に原子炉を未臨界状態に維持することができる。
- (b) 二次原子炉停止系のトリップ論理回路が、密閉されていない炉内トリップ状態を解除すれば、注入を停止されることを認める。

8.49. 信頼性の判断基準は、停止の必要性の感知、停止の開始及び負の反応度の投入を対象とするべきである。停止機能を完了するために必要なすべての要素が含まれるべきである。

事故状態における炉心冷却及び余熱除去に関する系統

8.50. 8.51～8.117 項は、設計基準事故及び著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態を含む事故状態で冷却安全機能を果たすように設計された系統について、SSR-2/1 (Rev. 1) [1]の要件 47～53 を満たすことに関する推奨事項を提示している。設計基準事故に対して冷却安全機能を維持することに対して設計された系統は、非常用炉心冷却系及び強化された非常用熱除去系を含む。

8.51. 原子炉冷却系及び関連系統における系統で、設計基準事故の影響を緩和するために設けられるものは、安全系とみなされるべきであり、これらの系統に対して確立された工学的規則に従って設計されるべきである。

8.52. 設計拡張状態の影響を緩和するために設けられた系統は、設計拡張状態に対する安全上の仕組みとみなされるべきであり、これらの仕組みに対して確立された工学的規則に従って設計されるべきである。これらの系統は、必要な信頼性を達成するために、系統内に適切な多重性を持たせて設計され得る。

非常用炉心冷却系

8.53. 非常用炉心冷却系は、設計に依存しており、異なる配達圧力条件を有する能動的及び受動的な注入手段(ポンプ、配管及び弁)の組合せ、並びに受動的な注入タンク(アキュムレータ)を含む。この系統は熱交換器も含むことがある。

8.54. 非常用炉心冷却系は、重水の保有量が失われる冷却材喪失事故の後に原子炉冷却系に冷却水(軽水)を供給する。これは、原子炉の余熱を除去するために設計されるべきである。

8.55. 非常用炉心冷却系は、ヘッダーの両端ギロチン破断の発生時に、炉心を十分に冷却するように設計されるべきである。

8.56. 非常用炉心冷却系の注入容量は、適用可能な容認基準に従って、設計基準冷却材喪失事故の発生時に炉心再冠水を確実なものとするべきである。

8.57. 非常用炉心冷却系は、炉心を冷却可能な形状に維持し、また、余熱を除去できるべきである。

- 8.58. 非常用炉心冷却系の注入圧力が蒸気発生器逃がし装置の開放圧力よりも低ければ、蒸気発生器伝熱管の設計基準破損発生時に、作動中の蒸気発生器からの放出を制限することになる。いずれの場合でも、蒸気発生器安全弁が開いた後に閉失敗するリスクを制限するために、注入圧力は蒸気発生器安全弁の開放圧力より低くすべきである。
- 8.59. 非常用炉心冷却系の注入圧力は、原子炉冷却系の過圧を引き起こすリスクを制限すべきである。
- 8.60. 大量の冷水の注入は、特に冷温停止状態では、原子炉冷却材圧力バウンダリへの加圧熱衝撃又は原子炉内部構造物の歪みを引き起こすことがある。主要箇所の過渡時流体条件、その結果としての金属温度及び対応する応力を計算することで、設計において熱衝撃が対処されているということが、実証されるべきである。
- 8.61. 非常用炉心冷却系は、設計基準事故の発生時、特に大破断冷却材喪失事故の発生時に、サンプを冷却することにより熱交換器への余熱輸送を提供することもできる。熱交換器の容量は、サンプの昇温を原子炉建屋内部の性能保証条件及び非常用炉心冷却系ポンプの性能保証に合った温度範囲内に制限するのに十分なものであるべきである。
- 8.62. 非常用炉心冷却系は、原子炉冷却系に接続されているので、原子炉冷却材圧力バウンダリにとって必要な隔離装置を装備されるべきである。これらの装置（例えば、隔離弁）は、通常運転時には閉じられているべきであり、注入が必要となった場合に迅速に開くべきである。事故後、注入が長期間に渡り停止されるのであれば、特に系統系列内に漏えいの疑いがあれば、それらを再度閉じることが可能であるべきである。
- 8.63. 非常用炉心冷却系は、部分的に格納容器の外側に配置されているため、SSR-2/1 (Rev. 1) [1]の要件 56 に従って、格納容器隔離装置が装備されていることが要求されている。サンプの排水を防止するため、格納容器外に配置された系の一部に漏えいが検出されれば、いつでもサンプからの吸込み弁を閉じることが可能であるべきである。このような隔離は、失敗すると貯水量全喪失を伴う重大事故につながるおそれがあるため、高い信頼性をもって実施されるべきである。
- 8.64. 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する非常用炉心冷却系のすべての機器（例えば、噴射ノズル）は、原子炉冷却系配管と同一の品質要求及び同一の荷重を考慮に入れて設計されるべきである。
- 8.65. 非常用炉心冷却系の貯水の計画外排水は、特に外的ハザードの場合には、防止されるべきである。非常用炉心冷却系の吸込ポンプ及び隔離弁の格納容器貫通部は、十分に防護されるべきである。
- 8.66. 非常用炉心冷却系ポンプは、ろ過系の能力に従って、粒子が含まれる放射性の水で運転できるように性能保証されるべきである。性能保証仕様は、設計基準事故及び著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態（冷却材喪失事故及び二次系破断）に対して想定されるレベルの放射能及び破片の放出を考慮すべきである。
- 8.67. 漏えいが貯水の排水を引き起こす前に、また、漏洩が隔離弁の作動を妨げるおそれがある建屋内の環境状態を引き起こす前に、系統を隔離できるようにするために、非常用炉心冷却系の格納容器の外側に配置された部分で生じ得る漏えいに対する監視が実装される

べきである。

8.68. 格納の外側に設置されている非常用炉心冷却系隔離装置は、系統からの想定しうる漏えいの発生時にも、操作可能な状態を維持できるように性能保証されるべきである。

8.69. 自然循環流は、機能保証されている場合、十分な流れを提供することができるべきであり、非凝縮性気体の蓄積又は不利な温度分布のような影響によって損なわれるべきではない。

8.70. 冷却材喪失事故の発生時には、破断の局所的な影響（例えば、配管のむち打ち又は潜在的な爆風波を含む噴流の衝突）は、2つ以上の非常用炉心冷却系系列が利用不能とならないように制限されるべきである。

8.71. 非常用炉心冷却系の再循環ポンプは、それが性能保証されるべき環境条件の過酷さを制限するため、また、保守及び修理も容易にするため、格納容器の外側に配置されるべきである。

8.72. 非常用炉心冷却系は、設計基準事故の発生時に、格納容器の外側で水を循環させる格納容器拡張部（第三の障壁）を備えている。この水は、例えば、燃料損傷の発生時に高放射能である可能性があり、このため、機器に対する構造設計上の推奨事項は、高い信頼性で放射性物質の放出を排除すべきである（SSG-53 [22]に提示されている推奨事項も参照）。

8.73. 非常用炉心冷却系のポンプは、適正な運転のためにモータ及び室内の冷却を必要とすることがある。これらの支援機能は、その重要性に見合った信頼度レベルで実施されるべきである。これらの故障が、代替冷却手段の用意が間に合わないほど短時間にポンプの故障に至ることがあるのであれば、これらの系統に対する設計上の推奨事項は、非常用炉心冷却系に対するものと一致したものであるべきである。

8.74. 冷却手段の共通原因故障が想定される設計拡張状態において、非常用炉心冷却系ポンプの注入機能が必要であれば、多様化された手段による非常用炉心冷却系ポンプの冷却が考慮される可能性がある。

改良型非常用熱除去系

8.75. 改良型非常用熱除去系の機能は、熱除去機能を維持するために蒸気発生器に水を供給することである。

8.76. 非常用熱除去系の設計は、通常の熱除去系（主及び補助給水）の喪失後に、余熱除去のために十分な長期的熱輸送が利用可能であることを確実なものとするべきである。

8.77. 非常用熱除去系は、独立した受動的系列（予備の非常用給水）及び能動的（非常用給水）系列を有するべきである。非常用熱除去系の能動的及び受動的系列のそれぞれは、蒸気発生器の二次側に十分な保有水量を維持する能力を有するべきである。

8.78. 非常用熱除去系の能動的系列並びにその支持構造物、系統及び機器は、設計基準事故に対して考慮される想定起因事象であって、通常の熱除去系の喪失に至る事象の下で運転するように設計されるべきである。

8.79. 設計基準事故の影響を緩和するために設けられる非常用熱除去系の能動的系列は、

安全系に対する設計要件を満たすべきである。

8.80. 非常用熱除去系の受動的系列並びにその支持構造物、系統及び機器は、著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態で運転するように設計されるべきである。

8.81. 非常用熱除去系の能動的（非常用給水）系列は、発電所の主たる補機給水系の取水口とは別の場所にある敷地内の淡水源から吸込むポンプを有する可能性がある。非常用熱除去系のこの能動的系列は、自動起動付きの非常用電源及び蒸気発生器の二次側に水を供給するための接続管路を有するべきである。

8.82. 非常用熱除去系の受動的（予備の非常用給水）系列は、貯水槽（格納容器水タンク又はダウジングリザーバとも呼ばれる）及び蒸気発生器の二次側に水を供給するための接続管路（弁及び配管を含む）で構成されるべきである。

8.83. 貯水槽は、隔離弁が開かれた後にはその保有量を想定される様々な目的地に輸送するのに外部動力が必要とされないように、重力駆動、受動的及び軽水補給水系として設計されるべきである。

8.84. 貯水槽は、原子炉建屋内の高所に配置されるべきである。

8.85. 貯水槽は、必要に応じて、蒸気発生器（予備非常用給水）、格納容器冷却スプレイ、減速材系、遮蔽体冷却系及び一次熱輸送系に重力で非常用水源を供給するのに十分な容量を有するべきである。

8.86. 非常用熱除去系の能動的及び受動的系列は、地震事象時及び地震事象後に機能する必要がある、従って、耐震要件を満たすように設計されるべきである。

8.87. 設計は、すべての運転状態及びすべての事故状態に対して、非常用の熱除去能力が具備されていることを実証すべきである。

8.88. 設備は、非常時熱除去のすべての手段において、それが機能保証されている事故のクラスで機能するように適切に設計されるべきである。

8.89. 設計は、機器及び設備の供用期間中検査可能にする並びに系統及び機器の運転時機能試験を可能にする方策を備えているべきである。

8.90. 非常用熱除去系は、設計基準事故及び著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態において、構築物、系統及び機器から熱負荷を除去することができるべきである。

8.91. 設計拡張状態に対するすべての安全上の仕組みに単一故障基準を適用することは、SSR-2/1 (Rev. 1) [1]によって明確には要求されていない。

8.92. 設計拡張状態に対する安全上の仕組みの起動及び運転に必要なとされる機器には、必要に応じて、適切な非常用電源（交流又は直流）が具備されるべきである。

8.93. 設計拡張状態に対する安全上の仕組みは、それらが作動することを期待される最も過酷な環境状態（地震状態を含む）の下で機能することになるように性能保証されるべきである。

- 8.94. 設計拡張状態に対する安全上の仕組みの手動起動は、中央制御室から、また適切であれば補助制御室から可能であるべきである。
- 8.95. プロセス情報及び制御能力は、非常用熱除去系の受動的及び能動的系列が運転できるようにし、また、適切な原子炉余熱除去を長期的に達成できるように、中央制御室及び補助制御室に備えられるべきである。
- 8.96. 非常用熱除去系の健全性及び信頼性を確実なものとするため、停止期間中に主要機器の検査を可能とするように、設計及び配置において方策が講じられるべきである。
- 8.97. 自然循環系の能力は、適用される運転状態の全範囲にわたって実証されるべきである。
- 8.98. 著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態に対する安全上の仕組みの自動起動の必要性は、安全解析において個別に評価されるべきである。
- 8.99. 非常用熱除去系の能動的系列が設計基準事故に対して機能保証されている場合には、容認基準が満たされていることを実証するために、解析が実施されるべきである。解析は、設計で備えられた余裕が不確実さを受け入れるため及びクリフエッジ効果を防止するために適切であることを実証するために、適切な保守性をもって実施されるべきである。
- 8.100. 著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態に対して非常用熱除去系の受動的系列が性能保証されている場合には、容認基準が満たされていることを実証するために、解析が実施されるべきである。最適評価解析手法は容認可能である。

設計拡張状態における熱輸送

- 8.101. 設計拡張状態における熱輸送に対する方策は、余熱を炉心から最終的な熱の逃がし場に輸送する能力を有する補完的な安全上の仕組みによって具備されるべきである。これらの仕組みは、実行可能な範囲で、より頻度の高い事故で使用される設計上の仕組みから独立しているべきであり、設計拡張状態に関連する環境条件で実施できるべきであり、また、それらが果たすことを期待される安全機能に見合った信頼性を有するべきである。
- 8.102. 設計拡張状態に対する安全上の仕組みに対する設計原則は、運転状態に対する設計及び設計基準事故に対する設計に適用されるものと同程度の保守性を必ずしも取り入れる必要はない。ただし、設計拡張状態に対する安全上の仕組みは、作動要求されたときに設計通りに機能するという合理的な保証があるべきである。
- 8.103. 設計拡張状態に対するこのような補完的な安全上の仕組みに対する設計規則は、明確に記述され、運転経験、安全関連研究開発からの最新の成果及び最新の設計慣行から導き出されるべきである。

著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態における減速材系

- 8.104. PHWR 原子炉の減速材系は、低圧かつ低温の系統であり、一次熱輸送系とは独立している。それは、原子炉運転中にカランドリアを通して重水減速材を循環させ、発生する熱を除去するポンプ及び熱交換器で構成されている。通常運転時及び設計基準事故時には、重

水は原子炉心内の中性子束に対して減速材及び反射材として両方の役割を果たす。

8.105. 減速材系は、原子炉構造物から輸送される熱及び減速材系内の放射性崩壊により発生する熱を除去するために、独自の冷却系を有するべきである。

8.106. 減速材系は、PHWR 特有の安全機能を果たす。減速材系は、非常用炉心冷却系の喪失と同時の大規模冷却材喪失事故の想定事故状態の下で、著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態に対する非常用熱除去手段として動作するように設計されるべきである。

8.107. 減速材系の設計は、著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態に対する非常用熱除去系として機能保証されたときには、すべての系統構成を考慮すべきである。それぞれの構成は、独立に熱を最終的な熱の逃がし場に輸送するために、また、カランドリア管の破損を防止するために、適切な荷重容量を有するべきである。

8.108. 著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態に対する減速材系構成の熱負荷能力は、試験及び解析により実証されるべきである。

8.109. 減速材系は、強制対流と自然対流が同方向になるように設計されるべきである。

8.110. 減速材系の機器は、重水喪失の可能性を最小化し信頼性を最大化するために、他の方法で必要とされるよりも高い標準に対して設計及び建造されるべきである。

8.111. 減速材ポンプは、設計基準地震の発生中又は後に、その圧力健全性を保持するように設計されるべきである。

8.112. 減速材系は、圧力管又はカランドリア管の破裂によりカランドリア内に生じる圧力過渡現象からの過圧防護に対して設計されるべきである。

8.113. カランドリア容器は、破裂板又は同等の装置の過圧防護装置を装備されるべきである。

8.114. 逃し容量は、著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態に対して機能保証されている構築物、系統及び機器の過圧制限値を回避するのに十分なものであるべきである。原子力圧力容器に適用可能な実証された規格及び基準に規定された制限値が用いられるべきである。

一次熱輸送系の急速減圧のための対策（急激温度降下）

8.115. PHWR は、蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器二次側（又は同等のもの）の急激温度降下による一次系流路の急速減圧に対する設備装備されるべきである。

8.116. 設計は、急激温度降下中に以下であることを実証すべきである。

- (a) 蒸気発生器の二次側の保有量は、原子炉冷却系の冷却及び減圧を行うために十分に維持される。
- (b) 原子炉冷却系の保有水量が維持される。
- (c) 原子炉冷却系の熱輸送メカニズム（例えば、熱サイフン現象及び間欠的な浮力誘起流）が中断されることはない。

8.117. 急激温度降下又は原子炉冷却系の減圧は、いかなる反応度又は構造上の懸念もたらすべきでない。

参考文献

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Safety Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection, 2018 Edition, IAEA, Vienna (2019).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Leadership and Management for Safety, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 2, IAEA, Vienna (2016).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Management System for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.5, IAEA, Vienna (2009).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/ Revision 5), IAEA Nuclear Security Series No. 13, IAEA, Vienna (2011).
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-1791, IAEA, Vienna (2016).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Protection against Internal Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.7, IAEA, Vienna (2004). (A revision of this publication is in preparation.)
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Protection against Internal Hazards other than Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.11, IAEA, Vienna (2004). (A revision of this publication is in preparation.)
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.5, IAEA, Vienna (2003). (A revision of this publication is in preparation.)
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.13, IAEA, Vienna (2009).
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.6, IAEA, Vienna (2003). (A revision of this publication is in preparation.)
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. SSG-9, IAEA, Vienna (2010). (A revision of this publication is in preparation.)
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of Electrical Power Systems for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-34, IAEA, Vienna (2016).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-30, IAEA, Vienna (2014).
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.2,

- IAEA, Vienna (2000). (A revision of this publication is in preparation.)
- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of the Reactor Core for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-52, IAEA, Vienna (2019).
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of Fuel Handling and Storage Systems for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-63, IAEA, Vienna (in preparation).
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-48, IAEA, Vienna (2018).
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Maintenance, Surveillance and In-service Inspection in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.6, IAEA, Vienna (2002). (A revision of this publication is in preparation.)
- [21] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.13, IAEA, Vienna (2005).
- [22] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of the Reactor Containment and Associated Systems for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-53, IAEA, Vienna (2019).
- [23] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-39, IAEA, Vienna (2016).
- [24] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, Rules for Construction of Pressure Vessels, ASME, New York (2013).
- [25] AFCEN, RCC-M: Design and Construction Rules for Mechanical Components of PWR Nuclear Islands, AFCEN, Paris (2019).
- [26] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-1787, IAEA, Vienna (2016).
- [27] JAPAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, JSME Codes for Nuclear Power Generation Facilities: Rules on Design and Construction for Nuclear Power Plants, JSME, Tokyo (2015) (in Japanese).

作成及び査読の協力者

Baik, S.J.	KEPCO Engineering and Construction Company, Republic of Korea
Beard, J.	GE Hitachi Nuclear Energy, United States of America
Courtin, E.	AREVA, France
Fil, N.	Consultant, Russian Federation
Gasparini, M.	Consultant, Italy
Jackson, C.	Nuclear Regulatory Commission, United States of America
Mesmous, N.	Canadian Nuclear Safety Commission, Canada
Myeong-Yong Ohn	Canadian Nuclear Safety Commission, Canada
Nakajima, T.	Nuclear Regulation Authority, Japan
Poulat, B.	International Atomic Energy Agency
Taniguchi, A.	Tokyo Electric Power Company Holdings, Japan
Toth, C.	International Atomic Energy Agency
Yamazaki, H.	Toshiba Corporation, Japan
Yllera, J.	International Atomic Energy Agency
Yoshikawa, K.	Hitachi-GE Nuclear Energy, Japan