



## 高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討

International Standardization of Safety Requirements for Fast Reactors

FBR 安全ユニット

FBR Safety Unit

次世代原子力システム研究開発部門

Advanced Nuclear System Research and Development Directorate

June 2011

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。  
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。  
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)  
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課  
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4  
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency  
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to  
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,  
Japan Atomic Energy Agency  
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan  
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2011

## 高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討

日本原子力研究開発機構  
次世代原子力システム研究開発部門  
FBR 安全ユニット

(2011年6月30日受理)

日本原子力研究開発機構(JAEA)では、日本原子力発電株式会社(JAPC)及び三菱 FBR システムズ株式会社(MFBR)と共同で、「高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT プロジェクト)」を進めており、アドバンスド炉型のナトリウム冷却大型炉 (JSFR : Japan Sodium-cooled Fast Reactor) の研究開発を行っている。

高速炉の国際展開を図るには、高速炉に関するハードウェア技術 (原子炉プラント) とソフトウェア技術 (安全指針類) をセットにして、欧米をはじめとする高速炉の導入国に提示することが重要である。そのためには、JSFR に適合し、かつ、日米欧その他各国の安全規制に調和する合理的な安全指針類が整備されることが必要である。

本検討では、まず、ナトリウム冷却高速炉に係る国内外の安全指針体系の動向を調査し、記載されている安全要件の比較検討を行った。その調査結果に基づき、将来の高速炉に適用されるべき安全要件を検討して第1次素案を取りまとめ、今後の整備と国際展開に向けたアプローチを提示した。

## International Standardization of Safety Requirements for Fast Reactors

FBR Safety Unit

Advanced Nuclear System R&D Directorate  
Japan Atomic Energy Agency  
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received June 30, 2011)

Japan Atomic Energy Agency (JAEA) is conducting the FaCT (Fast Reactor Cycle Technology Development) project in cooperation with Japan Atomic Power Company (JAPC) and Mitsubishi FBR systems inc. (MFBR), where an advanced loop-type fast reactor named JSFR (Japan Sodium-cooled Fast Reactor) is being developed.

It is important to develop software technologies (a safety guideline, safety design criteria, safety design standards etc.) of FBRs as well as hardware ones (a reactor plant itself) in order to address prospective worldwide utilization of FBR technology. Therefore, it is expected to establish a rational safety guideline applicable to the JSFR and harmonized with national nuclear-safety regulations as well, including Japan, the United States and the European Union.

This report presents domestic and international status of safety guideline development for sodium-cooled fast reactors (SFRs), results of comparative study for safety requirements provided in existing documents and a proposal for safety requirements of future SFRs with a roadmap for their refinement and worldwide utilization.

Keywords: Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR), Safety Design Criteria

## 目次

1	序論	1
2	国内外の動向の調査	2
2.1	国内の安全指針体系	2
2.2	海外の安全指針体系	2
2.3	許認可における炉心崩壊事故	5
3	主要国の安全要求の調査	6
3.1	安全設計要求及び事象区分の調査	6
3.1.1	主要国の安全設計要求及び事象区分	6
3.1.2	安全設計要求及び事象区分の比較検討	11
3.2	重要度分類の調査	16
3.2.1	主要国の重要度分類	16
3.2.2	重要度分類の比較検討	16
4	高速炉の安全要件の検討	18
4.1	高速炉の安全要件の構成	18
4.1.1	「もんじゅ」安全審査時の安全審査指針類	18
4.1.2	高速増殖実証炉の安全審査に向けて整備が想定される安全審査指針類	18
4.2	高速炉の安全要件案	19
4.2.1	ナトリウム冷却高速増殖炉の安全確保の考え方	19
4.2.2	安全設計／安全評価要件案	20
4.2.3	重要度分類要件案	20
4.3	安全要件案における事象区分	21
4.3.1	軽水炉の安全審査指針	21
4.3.2	高速増殖炉の安全性の評価の考え方	22
4.3.3	高速炉原型炉段階の許認可実績（1980年代）	23
4.3.4	高速炉（電力）実証炉段階での考え方（1990年代）	24
4.3.5	最近の指針等での考え方（2000年代）	25
4.3.6	事象区分の検討	27
4.4	安全要件案における設計拡張状態	29
4.4.1	設計基準外事象を安全審査項目とする位置づけ	29
4.4.2	設計基準外事象の用語の定義	31
4.4.3	事象想定の考え方	32
4.4.4	評価方法の考え方	34
4.4.5	設計拡張状態に対する設計上の考慮	34
5	高速炉の安全要件の国際標準化に向けたアプローチ	37
6	結論	39

謝辞	40
参考文献	41
付録 A ナトリウム冷却高速増殖炉の安全確保の考え方(案)	177
付録 B 高速増殖炉の安全設計／安全評価要件案	180
付録 C 高速増殖炉の安全機能の重要度分類要件案	204

## Contents

1	Introduction	1
2	Review on domestic and international status of safety guideline development	2
2.1	System of safety guidelines in Japan	2
2.2	System of safety guidelines in overseas countries	2
2.3	Consideration of core disruptive accidents in licensing process	5
3	Review on safety requirements in major countries	6
3.1	Review on safety design requirements and event classification	6
3.1.1	Safety design requirements and event classification in major countries	6
3.1.2	Comparative study for safety requirements and event classification	11
3.2	Review on classification of importance of safety function	16
3.2.1	Classification of importance of safety function in major countries	16
3.2.2	Comparative study for classification of importance of safety function	16
4	Safety requirements for future SFRs	18
4.1	System of safety requirements for SFRs	18
4.1.1	NSC regulatory guides applied to the safety review of MONJU	18
4.1.2	Possible safety guidelines for future safety review of demo-SFR	18
4.2	Proposal for safety requirements of future SFRs	19
4.2.1	Philosophy for ensuring safety of SFRs	19
4.2.2	Safety design and safety evaluation	20
4.2.3	Classification of importance of safety function	20
4.3	Event classification	21
4.3.1	NSC regulatory guides for power-generating light water reactors	21
4.3.2	“Philosophy in Safety Evaluation of Fast Breeder Reactors” by NSC	22
4.3.3	Review on event classification in the 1980s	23
4.3.4	Review on event classification in the 1990s	24
4.3.5	Event classification in recent guidelines (in the 2000s)	25
4.3.6	Proposal of event classification for future SFRs	27
4.4	Design Extension Conditions (DEC) in safety requirement proposal	29
4.4.1	Beyond design basis events as a topic of safety review	29
4.4.2	Definition of DEC	31
4.4.3	Postulated initiating events considered in DEC	32
4.4.4	Safety evaluation of DEC	34
4.4.5	Safety design against DEC	34
5	Approach to international standardization of safety requirements for SFRs	37
6	Conclusion	39

Acknowledgments .....	40
References .....	41
Appendix A Philosophy for ensuring safety of SFRs (proposal) .....	177
Appendix B Safety design and safety evaluation for SFRs (proposal) .....	180
Appendix C Classification of importance of safety function for SFRs (proposal) .....	204

## 図表一覧

- 表 3.1: IAEA 安全基準「原子力発電プラントの安全：設計」(NS-R-1)の目次構成
- 表 3.2: 主要国の軽水炉及び高速炉に関する事象区分の比較
- 表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較
- 表 3.4: 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較
- 表 3.5: 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較
- 表 3.6: 日本の高速炉に関する安全設計要求とスーパーフェニックス 2 に関する安全基準の比較
- 表 3.7: 日本の高速炉に関する安全設計要求と EFR ガイドの比較
- 表 3.8: 日本の高速炉に関する安全設計要求と EISO FAR の比較
- 表 3.9: 日本の高速炉に関する安全設計要求と EPR ガイドの比較
- 表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所
- 表 3.11: IAEA 安全基準 NS-R-1 の安全要件の中で、軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針に対応条文のないもの(主要事項)
- 表 3.12: 安全機能の重要度分類の比較表
- 表 4.1: 設計拡張状態の候補案
- 
- 図 2.1: 現行の安全指針類の構成
- 図 2.2: 原子力安全委員会で検討された望まれる指針類の構成
- 図 2.3: 米国の指針体系
- 図 2.4: 一括許認可 (COL)、標準設計認証 (SDC) 及び早期立地許可 (ESP) の関係
- 図 4.1: 実証炉に向け開発側が想定する安全指針類の体系
- 図 4.2: 指針・基準の階層と今後整備が想定される安全指針類
- 図 4.3: 深層防護レベルと確率論的安全目標の関係
- 図 4.4: 時間進展と設計対策の関係
- 図 5.1: 国際標準化に向けたロードマップ
- 図 5.2: GIF におけるナトリウム冷却高速炉用安全設計クライテリアの位置づけ

This is a blank page.

## 1 序論

FBR サイクル実用化研究開発 (FaCT) では、将来の基幹電源としての経済性を確保できるよう、電気出力 150 万 kWe 規模で建設コストの低減を実現できるナトリウム冷却大型炉 (JSFR : Japan Sodium-cooled Fast Reactor) の研究開発を進めている<sup>1)</sup>。この FaCT の推進と並行し、日仏米三カ国協力等、FBR サイクル技術の研究開発に係る国際協力が行われており、その進め方に関して、我が国は FBR サイクル研究開発について諸外国と目標を共有することを目指すこと、及び我が国の技術が世界標準となることを目指すこと等の基本的な考え方が示されている<sup>2)</sup>。一方、国際動向として、IAEA の INSAG (International Nuclear Safety Advisory Group) は、原子力発電導入の意向を示している開発途上国や原子力発電技術の供給国に対し、導入計画の早期段階での安全に関するインフラ整備 (安全規制制度の確立、人材開発等) の重要性を論じている<sup>3)</sup>。このような国内外の動向に鑑みると、高速炉の国際展開を図るには、高速炉に関するハードウェア技術 (炉心・プラント) とソフトウェア技術 (ハードウェアの安全審査に必要な安全指針類) をセットにして、欧米をはじめとする高速炉の導入国に提示することが重要である。

独立行政法人日本原子力研究開発機構では、高速炉の国際展開に資することを目的として、革新技術を採用した高速炉である JSFR に適合し、かつ海外主要国の安全規制にも調和する国際標準的な安全要件の整備について検討を行っている。JSFR については、2025 年頃の実証炉の運転開始を経て、2050 年頃までに商用ベースでの導入を目指すとしたロードマップが示されている<sup>2)</sup>。このロードマップに基づけば、2020 年頃までに実証炉の安全審査が開始されることとなる。また、JSFR には多数の革新的な技術が採用されることから、実証炉の安全審査に向けて、原型炉「もんじゅ」に適用された安全指針の見直しが行われるとともに、安全確保の国際的協調の観点から、海外主要国の安全審査で考慮されている安全要件が取り入れられる可能性も考えられる。そこで本調査研究では、安全指針体系の動向及び国内外の安全指針類に記載された安全要件の調査を行った。その調査結果に基づき、安全指針の国際標準の観点から考慮すべき安全要件を検討し、第 1 次素案を取りまとめた。最後に、国際標準化に向けたアプローチを取りまとめた\*。

\*本報告書は 2011 年 2 月末時点での知見をまとめたものである。

## 2 国内外の動向の調査

### 2.1 国内の安全指針体系

高速炉の安全審査指針の基本的な方針は、昭和 55 年 11 月に「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」により示された。その中では、原子力安全委員会が決定した安全審査指針のうち、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」、「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価に必要なプルトニウムに関するめやす線量について」、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」については、高速増殖炉にそのまま適用されるものとされた。また、発電用軽水型原子炉施設を対象とした「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にすべきとしつつ、高速増殖炉に特徴的な面に関しては「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の別紙にその考え方が示されている。「もんじゅ」2 次系ナトリウム漏えい事故を受けて、平成 12 年 10 月に多少解説が付与されているが、本文の変更はない。

発電用軽水型原子炉施設においては基本的な指針類及び補完的な指針類は必要に応じて対応する形で整備されてきた。現行指針類には、図 2.1 に示すように基本的なものから詳細なものまで混在している。原子力安全委員会の原子力安全基準専門部会では、指針体系の見直しが必要として安全審査指針類の体系化が検討された<sup>4)</sup>。審議の結果、指針類の体系化の方向性は、①基本的な安全確保の考え方の整理、②指針類の用途・内容に応じた区分・階層化、③指針類の品質維持、向上、④民間基準等の活用、⑤指針類の充実 の 5 つの観点でまとめられた。指針類の区分と階層化の考え方に従い、整理された指針体系を図 2.2 に示す。この指針類の体系化に関連し、原子力安全基準・指針専門部会の体系化検討小委員会では、現行の安全審査指針類には必ずしも書かれていない基本的な安全確保の考え方の策定が検討された<sup>5)</sup>。そのまとめとして、平成 22 年 12 月 2 日に原子力安全の基本原則を明示した文書を策定するとして当面の施策の基本方針が原子力安全委員会によって決定された<sup>6)</sup>。また、この基本方針の中で、発電用軽水型原子炉施設について、合理的に実行可能な限り周辺公衆に対する著しい放射線被ばくのリスクを低減することを明確かつ体系的に求めるべく、シビアアクシデント対策の一層の充実を目指した方策を検討している。高速炉の指針体系の構築においては、軽水炉の指針類との整合性を取る必要があることから、これらの指針体系構築の考え方は参考にできる。

近年になって、「リスク情報を活用した原子力安全規制の導入の基本方針について」（平成 15 年 11 月）の趣旨に沿って、原子力安全委員会「リスク情報を活用した安全規制の導入に関するタスクフォース」ではリスク情報の活用が検討された<sup>7)</sup>。その中では、現行の深層防護の考え方に基づく決定論的手法を基本的に堅持しつつ、リスク情報を補完的に活用することにより、規制活動・自主保安活動を高度化していくことを基本とすることが妥当であるとの見解が示された。また、導入の効果・安全目標の確立やリスク評価技術の進展あるいは試行の進捗状況を考慮して、段階的導入を進めていくことが適切であるとの見解も示された。これらの動向も参考にしつつ、高速炉の安全指針体系を検討していく必要がある。

### 2.2 海外の安全指針体系

米国の原子炉施設に関する指針体系は、原子力法（AEA: Atomic Energy Act）を頂点に、連邦規則（CFR: Code of Federal Regulation）、通達（Federal Register 等）、規制指針（Regulatory Guide）、標準審査指針（SRP: Standard Review Plan）等で構成されている。米国の指針体系を図 2.3 に示す。この指針体系の中で、原子炉施設の許認可プロセスが連邦規則 10 CFR Part 50（Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities）及び 10 CFR Part 52（Licenses, Certifications, and Approvals for

Nuclear Power Plants) に定められている。10 CFR Part 50 は、原子炉施設の建設許可 (Construction Permit) と運転許可 (Operating License) から成る二段階規制を規定したものであり、この規則に基づき、米国 NRC (Nuclear regulatory Commission) は原子炉施設の建設前と運転前のそれぞれの段階で安全審査を行うとされていたが、1989 年、運転開始までの許認可プロセスの簡素化を目的に 10 CFR Part 52 が制定され、従来は段階的に行われていた建設許可と運転許可の一括許認可 (COL: Combined License) が可能になった<sup>8)</sup>。また、10 CFR Part 52 では、標準設計認証 (SDC: Standard Design Certification) と早期立地許可 (ESP: Early Site Permit) が新たに制度化され、COL の際に SDC (申請者: 原子炉メーカー、有効期限: 15 年間) と ESP (申請者: 原子炉設置者、有効期限: 10~20 年間) を参照することで、SDC と ESP の許可範囲の審査を省略可能としている。COL, SDC 及び ESP の関係を図 2.4 に示す。SDC については、AP600, AP1000, SYSTEM 80+ (以上、ウェスチングハウス社) 及び ABWR (ゼネラル・エレクトリック社) が NRC の許可を取得済みであり、ESBWR (GE 日立ニュークリア・エナジー社), US-APWR (三菱重工業) 及び EPR (アレバ社) が現在審査中 (2010 年 12 月現在) である<sup>9)</sup>。ESP については、2007 年 3 月、エクセロン社のクリントン発電所が NRC に許可された最初の事例である<sup>10)</sup>。

NRC は、許認可申請に対する審査の手引きとなる標準審査指針 (SRP: Standard Review Plan) を定めている。SRP には、原子炉施設だけでなく燃料サイクル施設や燃料製造施設等の許認可申請を審査する際の手引きを含む多数のドキュメントが存在するが、発電用軽水炉施設の建設許可や運転許可の申請時、あるいは COL の申請時に提出される安全解析書に対する審査の手引きについては、NUREG-0800 (Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition) として公表されている<sup>11)</sup>。NUREG-0800 では、安全解析書の審査基準等がまとめられており、その中で、10 CFR 50 Appendix A General Design Criteria (GDC) が引用されている。GDC は原子炉施設の基本設計における要求事項を定めたものであり、日本の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に相当する。ただし、GDC は軽水炉施設への適用のために整備されたものであることから、高速増殖原型炉 CRBR (Clinch River Breeder Reactor) の安全審査及び実証炉 PRISM (Power Reactor Innovative Small Module) の申請前審査においては、ナトリウム冷却型高速炉への適用の観点から個別のクライテリアに対する修正や安全要求の追加が行われた。すなわち、高速炉に関しては、一般的な安全指針は未整備であった。一方、民間側の動向として、米国原子力学会 (ANS: American Nuclear Society) では、液体金属冷却高速炉の商用化に向けてプラント設計に関する一般的な指針が必要であるとの認識の下、1975 年頃から高速炉に関する安全設計基準の検討が行われ、「ANSI/ANS-54.1-1989: General Safety Design Criteria for A Liquid Metal Reactor Nuclear Power Plant」として出版されていた<sup>12)</sup>。この基準は、GDC をベースに高速炉に対しても共通の箇所はそのままとし、高速炉に固有の特徴を反映すべき箇所に対しては記述の変更や追加を行うことにより作成されたものである。ANSI/ANS-54.1-1989 は 1999 年から絶版となっていたが、最近、ANS において改訂作業が進められており、今後再出版されるものと考えられる<sup>13)</sup>。

最近、NRC は、2011 米国会計年度 (2010 年 10 月~2011 年 9 月) の早期に原子炉メーカー各社から小型モジュール炉の許認可申請が行われる可能性があるとして、小型モジュール炉の許認可に関する政策課題をまとめた論説 (Commission Papers, 通称 SECY) を公表している<sup>14)</sup>。小型モジュール炉は送電網から外れた遠隔地の電力源として注目されており、現在、PBMR (Pebble Bed Modular Reactor)、IRIS (International Reactor Innovative and Secure)、NuScale 炉、mPower 炉、4S 炉 (Super-Safe, Small and Simple Reactor) 及び PRISM 等が開発中とされる。これらの小型モジュール炉の多くは、冷却材にヘリウムガスや液体金属を用いた非軽水炉である。NRC は、公表した論説の中で、小型モジュール炉の設計要求に関する重要な問題として、新型炉のための深層防護哲学 (Defense-in-Depth Philosophy) の履行を挙げ、小型モジュール炉の安全審査に向けて、特に非軽水炉の審査に適した安全指針の整備が必要になるであろうとの見解を示している。また、NRC は小型モジュール炉の許認可に関する政策課題の解決策あるいは解決の方向性を提案する

予定であることを表明している。これらのことから、今後、ナトリウム冷却型高速炉をはじめとする非軽水炉に共通の許認可要件が示される可能性があり、その動向についても注目していく必要がある。

欧州では、1999年、欧州連合（EU: European Union）内で原子力施設を有する10カ国（現在は17カ国）の規制機関の代表で構成される西欧原子力規制者連合（WENRA: Western European Nuclear Regulators' Association）が発足し、原子力安全と規制に関する共通化に向けた検討が行われている。2006年には、「Harmonization of Reactor Safety in WENRA Countries」が公表（2007年改訂）され、その中で、WENRAに加盟している原子力規制機関は、2010年までに、IAEA安全基準（IAEA Safety Standards for Protecting People and the Environment）に基づき定められた安全参照レベル（Reference levels）を用いて、加盟各国の安全規制体系の改善と調和（Harmonization）を図ること等が表明された<sup>15)</sup>。また、WENRAのRHWG（Reactor Harmonization Working Group）は、新型炉に対する安全目標として、1) 早期または大量の放射性物質の放出に至るような炉心溶融事故を実質的に回避（Practically eliminated）すること、2) 実質的に回避できない炉心溶融事故については最小限の敷地外対応（原子炉施設近隣の公衆の緊急退避等）で済むように設計対応を行うことを提案している<sup>16)</sup>。この提案は、従来、設計基準外事象であり、それゆえ一般的には規制対象外、あるいはアクシデントマネジメントの範疇で取扱われてきたシビアアクシデントについて、その発生防止と影響緩和を目的とした設計対応を安全規制の中で陽に位置付ける考え方として注目される。

上記のような各国における動向と並行し、安全規制の国際共通化を図るための多国間の活動が行われている。IAEAの原子力安全基準委員会（NUSSC: Nuclear Safety Standards Committee）では、IAEA安全基準文書の一つであり、原子力発電所の設計における安全要求をまとめた「Safety of Nuclear Power Plants: Design (Safety Standards Series No. NS-R-1 issued in 2000)」(DS 414)の改訂作業が進められている。DS 414は、事故の発生防止とその影響の緩和のための主要な手段は「深層防護」の実行であるとし、「シビアアクシデントに伴う影響の管理と緩和を達成することで、封じ込め機能を防護すること」を第4レベルの深層防護の最も重要な目的としている。

米国の提唱により、第4世代原子力システムの研究開発に関する国際協力の枠組みとして1999年に発足し、現在、日本を含む13カ国が参加しているGIF（Generation IV International Forum）のRSWG（Risk and Safety Working Group）では、次世代炉において目標とする安全性を確保するために必要な機能は、追加されるもの（added-on）ではなく、最初から備えられるべきもの（built-in）とした安全確保の考え方が示されている<sup>17)</sup>。これは、シビアアクシデント対策をアクシデントマネジメント策の範疇ではなく、基本設計の段階から取り入れるべきとする考え方に繋がるものと解釈できる。

新型炉の安全審査を担う規制当局のリソースや知見を有効活用するための革新的アプローチの開発を目的として2005年に提案され、現在、日本を含む10カ国の規制当局が参加している多国間設計評価プログラム（MDEP: Multinational Design Evaluation Programme）では、各国の規制当局の経験や知識を共有するとともに、規制要件や規格基準の調和を促進すべき課題として、ベンダー検査制度（共通の品質要求に基づく多国間の検査制度）、機器の規格基準、デジタルI&C（Instrumentation and Control）に関する安全要求が議論されている<sup>18)</sup>。また、MDEP内に組織されたEPR特定設計ワーキンググループでは、シビアアクシデント対策に関する規制要件について格納容器設計を中心に検討が行われている。その他の注目すべきMDEPの活動として、新型炉に対する高位の安全目標（High Level Safety Goals）が提案されている<sup>19)</sup>。この安全目標の中で、事故による大規模な敷地放出を実行可能な範囲で稀にすべきこと（Large offsite releases due to accidents, should be as infrequent as practical.）、起こり得る敷地外放出に対して限定的な敷地外緊急時対応だけで済むようにすべきこと（Any offsite releases that could occur should only require limited offsite emergency response.）が唱えられている。MDEPでの議論はIAEAをはじめとした国際機関と密接

な連携を図りながら進められているため、今後の議論によって導かれた共通認識が IAEA の安全基準等に反映される可能性がある。

以上に述べた国際的な議論の動向は、新型炉に対して既存の原子炉よりも高いレベルの安全性を求めている点で共通していると考えられ、高速炉の安全指針を検討する上でも配慮すべきものである。

## 2.3 許認可における炉心崩壊事故

ナトリウム冷却炉は開発段階にあるが、その開発の歴史は古く、これまでに以下に示す実験炉及び原型炉を中心に各国で許認可がなされてきた。

日本：常陽、もんじゅ

米国： FFTF、CRBR、PRISM（予備審査）

フランス：フェニックス、スーパーフェニックス

ドイツ：KNK-II、SNR-300

これらの許認可では、いわゆる炉心崩壊事故（CDA: Core Disruptive Accident）による機械的エネルギーの発生とその格納性が何らかの形で審査されてきた。

1990年代以降、受動安全によって炉心損傷の発生可能性をさらに低減する設計が着目されるようになり、米国では PRISM 等受動安全性を高めた設計の予備審査が行われた。しかし、NRC は受動安全のみによって CDA を許認可から排除可能との判断には至っておらず、PRISM の予備審査においては、CDA による機械的エネルギーの格納性の評価が求められた。

将来の FBR の許認可においても、引き続き、CDA をどのように位置づけるべきか、どのような設計対策をとるべきか、どのような評価を行うべきかが重要な問題となると考えられる。

### 3 主要国の安全要求の調査

#### 3.1 安全設計要求及び事象区分の調査

##### 3.1.1 主要国の安全設計要求及び事象区分

高速炉に関する安全指針の国際標準化を視野に、高速炉の特徴を踏まえつつ国内外の安全要求を包含する安全要件案を検討するため、日本、米国及び欧州の安全設計要求（一般安全設計指針等）を比較し、安全要件案の作成において検討すべき安全要求を抽出することとした。調査対象とした資料の概要を以下に示す。

##### (1) 日本の調査資料

###### 1) 発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針

昭和 45 年 4 月、原子力委員会は、軽水動力炉の安全審査上の重要な事項を集約した「軽水炉についての安全設計に関する審査指針について」を策定した。その後、発電用軽水炉に関する知見や経験の蓄積などを背景に指針の見直しが重ねられ、現在、発電用軽水炉の安全審査で安全設計の妥当性を判断する際の基礎を示すことを目的とした「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（平成 2 年 8 月 原子力安全委員会決定）として定められている<sup>20)</sup>。本指針では、原子炉施設全般並びに安全機器及び要素の安全設計における基本的な要求が 59 項目にわたって示されている。また、本指針には、指針運用上の留意事項や指針本文の解釈等を掲げた解説が盛り込まれている。

###### 2) 「もんじゅ」の安全設計方針

高速増殖原型炉「もんじゅ」は、昭和 55 年 12 月の原子炉設置許可申請、昭和 58 年 5 月の原子炉設置許可を経て、平成 6 年 4 月に初臨界を達成した液体金属冷却型高速炉（電気出力 28 万 kW）である。「もんじゅ」の原子炉設置許可申請にあたって、申請者である旧動力炉・核燃料開発事業団は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」を参考にしつつ、原子力安全委員会が決定した「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」<sup>21)</sup>に基づき、「液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針」を作成し、これに適合する安全設計を行うこととした<sup>22)</sup>。

「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の別紙「液体金属冷却高速増殖炉（LMFBR）の安全設計と安全評価について」の「II. LMFBR の安全評価について」(5) 項では、「事故」より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象（通称、(5)項事象）については、「LMFBR の運転実績が僅小であることに鑑み、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価を行い、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認する」としている。この考え方に従い、「もんじゅ」の安全審査では、(5)項事象として「局所的燃料破損事象」、「1 次主冷却系配管大口径破損事象」及び「反応度抑制機能喪失事象」を評価され、安全評価の中で陽に設計基準外事象が取り扱われた。

###### 3) 高速増殖実証炉（電力実証炉）の安全設計方針

高速増殖実証炉（電力実証炉）の設計は、原子力委員会が昭和 57 年に決定した「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」において、実証炉の建設・運転については国の支援の下に電気事業者が積極的役割を果たすことを期待するとして方針が示されたことを受けて、日本原子力発電株式会社を中心に進められた。さらに、1994 年、電気事業連合会において、設計研究の成果を基に、実証炉の基本仕様（電気出力約 66 万 kW）が決定された。

電力実証炉の設計が行われた当時、1990年代後半から2000年代初頭の着工を目標とした実証炉1号の安全審査のための指針の整備が緊急の課題となり、財団法人原子力安全研究協会（以下、原安協）において、旧科学技術庁からの委託研究として、高速増殖炉の安全基準に関する調査（平成3年度～平成8年度）が行われた。この調査にあたって原安協内に設置された高速炉安全基準調査専門委員会では、安全上重要と考えられる構造物、系統及び機器の設計基準に係る適用事例（一般安全設計方針に対する炉心設計等の適合性）、安全評価のための設計基準事象の選定及び判断基準、並びに設計基準外事象の取扱い等が検討された。また、これらの検討結果を基に、「高速増殖炉の安全設計方針」、「高速増殖炉の安全評価方針」及び「高速増殖炉の安全機能の重要度分類に関する方針」が作成された<sup>23)</sup>。

「高速増殖炉の安全設計方針」は本文とその解説から構成され、本文については、「もんじゅ」の安全設計方針等を参考に、安全上重要と考えられる構造物等に対する基本的な安全要求が記載されている。また、解説では、本文の意味及び解釈を明確にするため、各々の安全要求の根底にある考え方等が記載されている。主な特徴は、「事故」を「事故」と「稀有事故」に2分類にしていること、設計基準外事象ではあるものの「付加的限界事象」という設計要求が記載されていることである。ここで、「稀有事故」については、「『事故』を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、発生した場合は炉心の損傷とそれに伴う原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、高速増殖炉の安全設計上の特徴と事象進展に対する影響緩和機能との関連により、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるものをいう」と定義されている。「付加的限界事象」は、「『稀有事故』を超える過酷な状態であって、発生する頻度はさらに低く、技術的見地からは起こるとは考えられないが、結果が重大であると想定される事象であり、炉心の著しい損傷に至る事象について原子炉施設からの放射性物質の大量の放散が適切に抑制されることを評価するために想定する必要があるものと定義されている。ただし、「付加的限界事象」はFBRが研究開発段階にあることと炉心損傷の厳しさを考慮した暫定的な位置付けの事象とされており、将来的にFBRの研究開発と運転経験が蓄積された段階で、現行の軽水炉指針と同様、安全規制の対象外とする選択肢があり得ることを示唆していた。

## (2) 米国の調査資料

### 1) CRBRの安全評価報告書

CRBR (Clinch River Breeder Reactor) は、EBR等の高速実験炉に続く米国で最初の原型炉として、1972年から建設計画が開始されたナトリウム冷却高速炉（38万kWe、ループ型）である。1975年、DOEを中心とした開発主体により建設許可の申請が行われ、1982年にはサイト準備工事（Site preparation work）がNRCから許可されるに至ったが、1983年、米国議会において、開発コストの増加等を理由に予算措置が否決され、建設計画が事実上中止となった。建設許可申請に対する安全審査の結果については、安全評価報告書（NUREG-0968）にまとめられている<sup>24)</sup>。

NRCは、CRBRの安全審査の実施にあたって、GDCを基本としつつCRBRの特徴を反映した設計基準（PDC: Principal Design Criteria）を整備しており、その内容がNUREG-0968の第3章「構造、系統及び機器に関する設計基準」にまとめられている。CRBRのPDCでは、1) 軽水炉施設と類似の構造、系統及び機器（SSC: Structures, Systems and Components）に対する安全要求には軽水炉と同等以上の保守性を持たせること、2) CRBRに固有のSSCに関する安全要求については、SSCの安全上の重要度（Importance to safety）に合致させるとともに、軽水炉で一般的に用いられている安全アプローチと同等以上の保守性を反映すること、3) CDAを設計基準から除外するためにCDAの可能性を十分に低くすることが基本的な考え方となっている。ただし、PDCに高い保守性を持たせることでCDAを設計基準から除外できるとしながら、軽水炉と液体金属高速炉では運転経験が異なることから、

さらなる安全裕度を求めて CDA の評価が行われ、その結果、CDA の影響に対応するには、機械的側面と熱的側面の両面で設計裕度の追加が必要とされた。

## 2) PRISM の申請前安全評価報告書

PRISM (Power Reactor Innovative Small Module) は、1980 年代から米国 GE 社を中心に開発が進められたプール型ナトリウム冷却高速炉であり、1983 年の CRBR の建設計画中止以降、米国エネルギー省 (DOE: Department of Energy) が推進した革新型液体金属高速炉 (ALMR: Advanced Liquid Metal Reactor) 計画における有力な候補概念に選定された (ただし、1995 年度以降、ALMR 計画の予算措置は停止中)。また、1990 年代初頭には、PRISM の設計概念に対し、NRC による予備審査 (申請前審査) が行われ、その結果が予備審査報告書 (NUREG-1368) にまとめられた<sup>25)</sup>。予備審査が行われた標準プラントは、原子炉 3 基 (1 基当たりの熱出力約 47 万 kW) を 1 台の蒸気タービン発電機 (発電容量約 47 万 kW) に接続したパワーブロック 3 つによって構成される。原子炉炉心は、金属燃料の受動的な反応度フィードバック特性を生かし、設計基準のあらゆる過渡に対して負の反応度係数を与えるように設計がなされた。また、原子炉容器外側のガードベッセルの自然通風冷却により、異常時の炉心冷却を受動的に達成する崩壊熱除去システム (RVACS: Reactor Vessel Auxiliary Cooling System) を有する。

PRISM の予備審査にあたって、NRC は GDC を審査の枠組みとし、その適用性について検討を行った。その結果、GDC に記載された 55 項目の指針が、そのまま適用可能な指針 27 項目、適用にあたって修正が必要な指針 26 項目及び適用不可能な指針 2 項目に分類されるとともに、新たに追加すべき安全要求が提案された。なお、PRISM ではナトリウム沸騰や炉心溶融を考慮する必要はないとした申請者側の主張に対し、NRC は、PRISM が少なくとも軽水炉と同レベルの安全性を有することの判断の観点から、ATWS をはじめとした設計基準事象の上限であろう限界事象による影響を考慮すべきとの立場を示し、GDC には明示されていない限界事象の安全評価を要求した。

## 3) ABTR の予備的安全評価報告書 (ANL レポート)

ABTR (Advanced Burner Test Reactor) は、DOE の先進的燃料サイクルイニシアチブ (AFCI: Advanced Fuel Cycle Initiative) の下、現在、ANL を中心に開発が進められているナトリウム冷却方式 (プール型、電気出力 9.5 万 kW) の TRU 燃焼炉である<sup>26)</sup>。

ANL では、ABTR の予備的安全評価の実施にあたって、GDC、ANSI/ANS 54.1 及び NRC による規制の対象外となっている研究炉等のために DOE が整備した安全設計指針の比較が行われた<sup>27)</sup>。また、ナトリウム冷却炉に共通の安全要求と修正が必要な安全要求等に分類された<sup>28)</sup>。なお、修正が必要な安全要求に対しては、修正 (ナトリウム冷却炉の特性を反映した記載への書き換え) の考え方が提示されている。

## (3) 欧州の調査資料

### 1) スーパーフェニックス 2 に関する安全基準

スーパーフェニックス 2 計画に関連し、「ナトリウム冷却プール型高速炉の将来の 1500MWe 発電所施設の主要な安全上の特性と要求事項に関する決定」が、フランス産業研究省産業総局の原子力安全施設安全本部 (SCSIN) から、フランス原子力公社 (EdF) に送付された<sup>29)</sup>。

第 1 編「一般規定」では、施設の設計に当たって遵守しなければならない一般的な原則が記載されている。第 2 編「技術規定」では、プラント設計の初期の段階で定めておくことが望ましい事項が記載されている。

## 2) EFR 設計ガイド

欧州型高速炉（EFR: European Fast Reactor）は、2010年代の商用化を目標に、欧州各国が共同で開発（1998年開始）を進めたナトリウム冷却高速炉（プール型、電気出力約150万kW）である<sup>30), 31)</sup>。1993年に概念設計と予備的な安全評価が行われたが、その後、計画が終了とされている。

欧州委員会（EC: European Commission）のFBR安全作業部会は、将来のFBR（EFR）のために、「LMFBR 将来炉の設計検討のための安全基準とガイド」を取りまとめた<sup>32)</sup>。対象は設計基準事象に限定されており、事象の種類毎に安全基準が記載されている。ここで取り上げられている事象は、1) 炉心反応度に係る事故、2) 一般的な冷却の事故、3) 集合体事故、4) 炉心以外の事故、5) 外部起因事故である。また、これらの事故がさらに詳細な事象に分類されている。

## 3) 欧州革新型ナトリウム冷却炉の開発ロードマップ（EISOFAR）

ECは、2020年のプロトタイプ炉導入を想定した欧州ナトリウム冷却炉の開発ロードマップ（EISOFAR: Road Map for a European Innovative Sodium-cooled Fast Reactor）を報告している<sup>33)</sup>。開発計画の参加機関は、フランスCEAをコーディネータとした、フランス、イタリア、スペイン、チェコ、ドイツ、オランダ、イギリス、スイスの研究機関、メーカ、大学である。

主要開発項目として、ドメインⅠ) 炉心、燃料、燃料要素及び燃料サイクル、ドメインⅡ) 安全とシビアアクシデント、ドメインⅢ) エネルギー変換系と材料、ドメインⅣ) 原子炉、系統、プロセスの簡素化と最適化、ドメインⅤ) 教育と訓練が選定され、各項目に対しロードマップが作成されている。

## 4) EPR 設計ガイド

欧州加圧水型炉（EPR: Evolutionary Power Reactor）は、仏国のアレバ社が開発した次世代型の加圧水型炉（電気出力160万kW）である。シビアアクシデント発生確率の低減と安全確保に重点が置かれ、航空機の衝突と炉心溶融への対応を意図した原子炉格納容器設計となっている<sup>34)</sup>。

仏国の原子炉安全規制に関するアドバイザリ委員会（GPR: French Groupe Permanent chargé des Réacteurs nucléaires）とドイツの専門家により、EPRの設計・建設ガイド（次世代加圧型水冷却炉の設計・建設のための技術ガイド）が作成された<sup>35)</sup>。本ガイドでは、安全設計と安全評価における基本原則について記載されている。主な記載内容は以下のとおりである。

(A.1) 一般的な安全アプローチについて記載されている。

(A.2) 一般的な安全原則が記載されている。日本の安全設計審査指針の冒頭の一般的事項（指針1～10）に対応すると考えられる。また、PSAの活用が明記されている。

(B. 基本的安全特性) 一般的な安全原則が記載されている。日本の安全設計審査指針の冒頭の一般的事項（指針1～10）に対応すると考えられる。また、PSAの活用が明記されている。

(C. 事故防止とユニットの安全特性) 事故防止に関する事項が記載されている。

(D. 過渡、事故の制御) 設計基準事象の安全評価に関する事項が記載されている。

(E. 多重故障と炉心溶融に伴う事故の制御) 設計基準外事象に関する事項が記載されている。

(F. ハザードに対する防護) 考慮すべき飛来物等の内部及び外部ハザードについて記載されている。

#### 5) WENRA

西欧原子力規制当局連合 (Western European Nuclear Regulators' Association: WENRA) の原子炉調和作業部会 (Reactor Harmonization Working Group: RHWG) では、欧州で許認可を受ける予定の新設炉は既存炉と比較して改善された防護レベルが要求されることを共通認識とすべく、IAEA の基本安全原則と既存の関連文書が調査・検討され、安全目的が提言された。これは WENRA 加盟国には継続的に安全性を向上しなければならないという義務に沿うものであり、一般の人々により理解されるために定性的な表現で策定された。7つの安全目的は以下のとおりである。

- O1. 通常運転、異常事象及び事故の防止
- O2. 炉心溶融を伴わない事故
- O3. 炉心溶融を伴う事故
- O4. 深層防護の全てのレベルの間の独立性
- O5. 安全とセキュリティとのインターフェイス
- O6. 放射線防護及び廃棄物管理
- O7. 安全の管理

上記の安全目的に基づいて、定量的安全目標についても議論された。しかしながら、炉心損傷頻度などの数値は同意に至らなかった。様々な国の数値結果を比較する際、専門用語や方法論の違いを認識する必要があると強調された。

#### (4) IAEA 安全基準 NS-R-1

国際原子力機関(IAEA)では、その憲章に基づき、原子力の安全に係る安全基準(Safety Standards)を策定している<sup>36,37)</sup>。加盟国の遵守は義務付けられていないものの、国際的に認められた基準として尊重されている。

IAEA 安全基準は、最上位の「安全原則」である「基本安全原則」(SF-1)<sup>38,39)</sup>の下に、10件以上の「安全要件」及び100件以上の「安全指針」から構成され、それぞれ

安全原則：安全と防護の基本的な目的、概念及び原則

安全要件：安全を確保するために満足しなければならない要求事項

安全指針：安全要件を満足するために推奨される活動、条件又は手続き

が記載されている。この中で、安全設計審査指針に相当するのは、2000年に発行された安全要件「原子力発電プラントの安全：設計」(NS-R-1)<sup>40,41)</sup>である。

表 3.1 に NS-R-1 の目次構成を示す<sup>41)</sup>。国内の安全設計審査指針に相当する要求事項を規定しているのは、「第4章：主要な技術要件」、「第5章：発電所の設計に対する要件」、「第6章：発電所の系統設計に対する要件」である。

NS-R-1 は概ね国内の安全設計審査指針に相当するものであるが、以下のような特徴を持っている。

- 「多重防護の適用」、「基本的安全機能」が要件として明示されている。
- 安全設計のみならず安全評価、立地評価、重要度分類も含む。
- 廃炉措置等、国内では後段規制に相当する記述がある。
- シビアアクシデントに関する記述がある。

これは、IAEA 安全基準と国内規制では体系が異なっているためであり、NS-R-1 と国内の安全設計指針を比較する際には、他の指針類または後段規制に係る技術基準等（例えば「省令 62 号」<sup>42)</sup>）を考慮に入れつつ NS-R-1 と対応しているかを見なければならない。また、NS-R-1 は、軽水炉を念頭に置いた要求事項となっているため、高速炉特有の要求事項は規定されていないことに注意する必要がある。

### 3.1.2 安全設計要求及び事象区分の比較検討

#### (1) 事象区分の比較検討

「設計基準事象」(Design Basis Event) とは、原子炉施設の設計段階において想定されるべき事象であり、一般的に、事象の発生頻度と様相によって「運転時の異常な過渡変化」と「事故」に分類されている。一方、「設計基準外事象」(BDBE: Beyond Design Basis Event) とは、「設計基準事象」を超える実質的には起こるとは考えられない事故であり、炉心溶融等のシビアアクシデントがこれに含まれる<sup>43)</sup>。日本国内において、「設計基準外事象」は安全規制の対象とはされていないが、原子炉施設の安全性に係る重要な問題として、配慮されるべきものとされる。

主要国の軽水炉及び高速炉に関する事象区分の比較を表 3.2 に示す。比較にあたっては、SRP 及び欧米の新型軽水炉 (AP1000, ESBWR, US-APWR, UK-EPR) に関する事象区分も参照した。比較の結果から、高速炉の事象区分について国際的に標準となるような指針は未整備ではあるが、日米の事象区分は概ね同等と考えられる。また、日本の事象区分は、大きな枠組みで見れば、欧米の最新の軽水炉に関する事象区分とも整合すると考えられる。安全審査における設計基準外事象の取り扱いにはバラツキが見られる。このため、安全指針の国際共通化に向けた議論では、安全設計及び安全評価における設計基準外事象の位置付けの明確化が論点になると考えられる。

#### (2) 日本の軽水炉及び高速炉に関する安全設計要求の比較検討

日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較を表 3.3 に示す。「もんじゅ」の安全設計方針では、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」(以下、軽水炉指針) に対し、高速炉が低圧系であることに起因する用語修正（「原子炉冷却材圧力バウンダリ」から“圧力”を削除）がなされるとともに、ナトリウムの化学的性質に関する安全要求が追加されている。追加された安全要求（カッコ内はもんじゅの安全設計方針）を以下に示す。

##### ① ナトリウム安全に関する要求

- ナトリウムの化学反応の防止、系統内ナトリウムの凝固防止、ナトリウム漏洩時の安全対策（方針 5. ナトリウムに対する設計上の考慮）
- 原子炉カバーガスバウンダリの健全性確保（方針 40. 原子炉カバーガス等のバウンダリ）

② 中間冷却系（2次冷却系）に関する要求

- 蒸気発生器伝熱管からの水漏洩時の安全対策（方針 41. 中間冷却系）

また、高速炉では、系統圧力が低圧であることに起因して、軽水炉施設に特有の非常用炉心冷却系及び原子炉格納容器熱除去系の設置が不要のため、これらの系統に関する安全要求は記載されていない。しかしながら、その他の要求内容は同等と考えられる。高速増殖実証炉（電力実証炉）の安全設計方針では、設計基準外事象である「付加的限界事象」に関する設計要求（方針 XIII-1. 「付加的限界事象」に対する設計上の考慮）が記載されていることが他と大きく異なる点である。

(3) 日米の安全設計要求の比較検討

1) 日米の軽水炉に関する安全設計要求の比較検討

日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較を表 3.4 に示す。日本の軽水炉指針は、米国の GDC を参考にして整備されたものである<sup>44)</sup>。このため、各要求の記述の詳細度に違いが見られるが、日本の軽水炉指針は GDC を包含しており、各要求の基本的考え方は日米で共通と考えられる。

2) 日米の高速炉に関する安全設計要求の比較検討

日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較を表 3.5 に示す。比較の結果、以下に示す相違点を安全要件案の検討において考慮すべき事項として抽出した。ただし、規制要求ではない開発側が示した要求を含む。

① 原子炉施設全般

- ・非安全系設備の取扱い

米国 ABTR では、安全系設備の機能が非安全系設備の故障によって損なわれてはならないとした DOE の設計指針が取り入れられている。

- ・安全系設備の付帯設備の取扱い

米国 ABTR では、安全系設備の付帯設備（電源設備、冷却設備）についても安全系として考慮すべきとした DOE の設計指針が取り入れられている。

- ・保障措置の取扱い

米国 ABTR では、安全系の構造物、系統及び機器は、実行可能な範囲で、放射性物質の放出や盗難に繋がるような破壊行為（radiological material sabotage）を妨害できる設計にすべきとした DOE の設計指針が取り入れられている。

② 原子炉及び原子炉停止系

- ・燃料ピン破損伝播の防止

米国 PRISM に関して、NRC は統計的ピン破損の検出と伝播防止が図られるべきとしている。ただし、GDC に陽に記載する必要はないとしている。

- ・ボイド反応度の取扱い

米国 ABTR では、原子炉固有の反応度フィードバック効果に関する GDC 11「原子炉に固有の防護」を修正し、冷却材ボイド反応度の位置付けを明確にすべきとしている。

③ 原子炉冷却系

- ・ 炉心へのガス流入防止

電力実証炉の安全設計方針では、1次主冷却系に関する要求（方針 VIII-5）として、炉心冷却のための冷却材流量の確保と炉心へのガスの流入防止が記載されている。

- ・ 中間冷却系

「もんじゅ」、米国 PRISM 及び ABTR では、2次冷却系（蒸気発生器等の中間冷却系）の健全性確保に関する要求が記載されている。ただし、米国 PRISM 及び ABTR に関しては、GDC として規定する必要はないとしている。

④ 原子炉格納容器

- ・ 2次系主配管への隔離弁の設置

米 PRISM 及び ABTR では、格納容器を貫通する2次系に対し隔離弁を設置すべきとしている。

- ・ 事故時の格納容器内の除熱

米国 PRISM 及び ABTR では、LOCA に関する記述（GDC 38 格納容器内の熱除去）を高速炉の想定事故に関するものに置き換えるべきとしている。

- ・ 「付加的限界事象」の影響緩和

電力実証炉の安全設計方針では、高速炉が研究開発段階にあることと高速炉の炉心損傷の厳しさを考慮し、設計基準外事象を設計上考慮するとしている。

(4) 日欧の安全設計要求の比較検討

1) スーパーフェニックス2に関する安全基準との比較検討と課題抽出

日本の高速炉に関する安全設計要求とスーパーフェニックス2に関する安全基準の比較を表 3.6 に示す。設計基準に相当する設計要求事項が詳細に記述されており、その多くが妥当と判断される。安全指針の検討において、考慮すべき事項を以下に示す。

・ I.1 運転状態の分類

評価事象に外部事象を加えることを求めている。

- ・ 共通モード故障、火災、誤操作、廃炉

設計段階から解体を容易にするための処置を求めている。

- ・ 仮想的運転状態（立地、緊急/特殊作業用）

サイトの選択と緊急及び特殊作業時手順の策定のために、運転状態の中で最も仮想的なものの頻度よりも更に推定頻度が低い事象を考慮することとしている。

- ・ I.2 標準建設計画と外的要因による災害

EdF はサイトを特定しない標準的なサイト条件として地震、航空機落下及び外気圧条件を提案しており、SCSIN は、原則的に許容されるものとしている。

- ・ I.3 使用期間中の監視と特殊作業（補修作業と推測される）のための準備

監視および特殊作業を容易にするための構造上の対応策を設計段階から採用することとしている。

- ・ II.2 燃料集合体

被覆管状態を代表するパラメータを少なくとも一つ測定して炉心燃料集合体の状態を監視することとしている。

- ・ II.10 原子炉建物とその内部構造物  
格納性と外的事象に対する内部の安全設備の防護を要求している。ただし、格納バウンダリと隔離機能に関する要求が不明確である。
- ・ II.17 出力と反応度の制御  
原子炉挙動を決定する温度と出力の係数が負であり、急速な過渡状態において炉心の動的挙動を決定する温度と出力の係数が負であることを求めている。
- ・ II.18 プラント保護系と制御系  
燃料集合体の状態は被覆管の気密性の測定と、炉心燃料集合体および必要があれば一部のブランケット燃料集合体の出口ナトリウム温度の測定とによって監視されなければならないとしている。

## 2) EFR ガイドとの比較検討と課題抽出

日本の高速炉に関する安全設計要求と EFR ガイドの比較を表 3.7 に示す。設計基準に相当する設計要求事項について詳細に記述されており、その多くが妥当と判断される。安全指針の検討において、考慮すべき事項を以下に示す。

- ・「2.4 IHX の漏洩」  
「IHX の漏洩は格納施設の破損を引き起こすことがあってはならない」とある。JSFR では、IHX バウンダリ自体を格納境界として設計する方針であるため、その妥当性についてのコンセンサスが必要である。
- ・「3.2 集合体の入口及び出口閉塞」  
「集合体出力と流量の mismatch の検出」が求められているが、現状では困難であり、必要性を含めて検討する必要がある。
- ・「4.5 放射化した系統の漏洩による放射性物質の放出」  
格納系に対する要求が含まれると考えられるが、格納容器と隔離機能に関する明確な記述がない。具体的な設計指針を提示していく必要がある。

## 3) EISO FAR との比較検討と課題抽出

日本の高速炉に関する安全設計要求と EISO FAR の比較を表 3.8 に示す。EISO FAR は基本的に EPR の設計アプローチを踏襲している。安全指針の検討において考慮すべき事項として、「実効的排除」が挙げられる。具体的には、炉心支持構造の破損、炉心の同時的ボイド効果、過剰な炉心コンパクションが記載されている。

## 4) EPR ガイドとの比較検討と課題抽出

日本の高速炉に関する安全設計要求と EPR ガイドの比較を表 3.9 に示す。また、EPR ガイドの特徴的事項と、安全指針の検討において考慮すべき事項を以下に示す。

### ① 過酷事故に対する方針

特徴的事項：

- 深層防護を強化して、炉心溶融事故に対して、避難の必要がないように設計対策すると共に、受け入れられない結果をもたらす事象については設計対策によって「実効的に排除」する。
- 過酷事故に対する方針が個別事象に対して具体的に述べられている。

検討すべき事項：

- 要求としての「避難の不要化」の取扱いの明確化
- 考慮すべき限界事象（設計基準外事象）の事象選定と評価に関する考え方と内容の具体化

### ② 確率論の適用

特徴的事項：

- 設計段階での PSA 実施を求めている。

検討すべき事項：

- 設計段階での PSA 実施を要求事項とすべきか。

③ 安全系の冗長性と多様性

特徴的事項：

- 信頼性の判断にあたって確率論的目標との整合を求めている。
- 運転員の誤操作を想定しても、通常運転範囲を逸脱しがたい設計を求めている。

検討すべき事項：

- 「信頼性に関する設計上の考慮」に関連した信頼性要求の具体化（確率論の適用の有無を含む）

④ マン・マシン インターフェイス

特徴的事項：

- 操作の単純化、異常時の運転員操作の最小化を求めている。
- 過酷事故時にも運転員に情報提供できることを求めている。

検討すべき事項：

- 「運転員操作に対する設計上の考慮」に関連した要求の具体化（上記の採否判断を含む）

⑤ メンテナンス性の考慮

特徴的事項：

- 試験・検査だけでなく、設備交換等のメンテナンス性についても設計段階から考慮すべきとしている。

検討すべき事項：

- メンテナンスに関する要求の必要性

5) WENRA との比較検討と課題抽出

上記の EPR 設計ガイドは WENRA の安全目的を参考にして作成されている。ここでは、留意事項のみ記載する。

- 異常事象を制御する能力を強化して異常事象の発生頻度および事故状態に拡大する可能性を低減することにより、安全性を向上させる。
- サイト外への有意な放射線影響を回避すべく、合理的に達成可能な限り炉心損傷頻度および放射性物質放出可能性を低減するとともに、設計及び立地において、すべての外的ハザード及び悪意のある行為を低減するよう十分に留意する。
- 早期放出又は大規模放出に至る可能性がある炉心溶融を伴う事故は実質上回避されねばならないが、回避できない場合には公衆に対して限定的な防護措置しか必要とせず（サイト外緊急対応不要）、また、その措置のために十分な時間余裕があるよう設計対応をしなければならない。
- 深層防護を全体的に強化するために、合理的に達成可能な限り各レベル間の独立性の有効性を強化する（特に、多様性による対応）。
- 安全対策とセキュリティの手段を相乗的に強化するように統合的に設計及び運用する（大型航空機衝突対策）。

(5) IAEA 安全基準 NS-R-1 との比較検討と課題抽出

NS-R-1 に記載されている安全要件に対し、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（軽水炉安全設計指針）<sup>20)</sup>と「高速増殖炉の安全設計方針」（高速炉安全設計方針）<sup>23)</sup> の条文の対応箇所をあてはめたものが表 3.10 である。高速炉安全設計方針は、「準拠規格および基準など軽水炉と同一となることが明らかな設計要求項目については特に記載していない」<sup>23)</sup> ことに留意して軽水炉安全設計指針と併せて考えると、NS-R-1 の概ね全ての安全要件に対し、対応する条文が存在することが分かる。

対応する条文のない NS-R-1 の安全要件を分類したものを表 3.11 に示す。IAEA 安全基準と国内規制では体系が異なっているため、NS-R-1 の安全要件には、国内では設計指針以外で規定される内容も存在するが、他の指針類または後段規制に係る技術基準等(例えば省令 62 号)も含めて考えると、国内規制は概ね NS-R-1 の安全要件をカバーすることが分かる。

国内規制で対応のないものは、まだ国内に実機の存在しないコジェネレーションに関するもの(「熱電並給、熱生成または脱塩に用いられる発電所」)及び現在改訂中のドラフト版(DS414)では他の要件に含まれる形式となったもの(「格納容器内部構築物」)であり、特に新たに高速炉安全設計指針で対応すべきものではない。

NS-R-1 では「多重防護の適用」、「基本的安全機能」が要件として明示されている。それに対し、軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針では、系統設備、機器等に関する具体的な要件については記述されているが、それを総括するようなポリシー的記述はない。指針の体系化及び国際展開の観点から見ると、安全設計指針の上位文書を作り、そこに上記のような安全確保に係る基本的概念を記述することが望ましい。

## 3.2 重要度分類の調査

### 3.2.1 主要国の重要度分類

基本的な調査方針は安全設計要求と同じであり、まず日本の指針類を調査対象とし、軽水炉の指針である「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」<sup>45)</sup>と電力実証炉向けに原安協が作成した「高速増殖炉の安全機能の重要度分類に関する方針」<sup>23)</sup>、及びもんじゅの原子炉設置変更許可申請<sup>22)</sup>に記載されている安全設計方針の3つの調査を実施した。

次に主要国として米国、仏国、IAEA の調査を実施した。仏国では資料が基本的に公開されていないことから、重要度分類に関する資料は入手できなかった。また、米国 NRC を調査したが、重要度分類に関する指針が発行されておらず、安全設計要求で調査した PRISM の予備審査報告書や ABTR の予備的安全評価にも記載されていなかった。IAEA では 1979 年に発行された、Safety Series No.50-SG-D1: Safety functions and Component Classification for Boiling Water Reactor(BWR), Pressurized Water Reactor(PWR), and Pressure Tube Reactor(PTR) Plants に記載されていたが、2000 年発行の、NS-R-1: Safety of Nuclear Power Plants; Design と整合しないとの判断から、No.50-SG-D1 は廃止された。現在は、新しい安全重要度分類指針 Safety Classification of Structures, systems and Components in Nuclear Power Plants が検討されており、ドラフト版(DS367)<sup>46)</sup>が公開されている。

この他に、米国では民間基準として ANSI/ANS より重要度分類指針(ANS/ANSI 51.1-83, “Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants.”)が発行されていた。この民間基準は AP1000 の Design Certificatin(以下 DC)申請書<sup>47)</sup>で参照されていることから、今回の調査対象とした。ただし、この ANSI/ANS の指針は 1998 年に廃止されており、ESBWR や US-EPR などの他の炉型の DC 申請書では参照されていない。

また、IAEA の Safety Standards シリーズでは、上記とは別に NS-G-1.9: Design of the Reactor Coolant System and Associated Systems in Nuclear Power Plants<sup>48)</sup>の Annex 3 に Example として安全重要度分類が記載されており、これを調査対象とした。

### 3.2.2 重要度分類の比較検討

表 3.12 に安全機能の重要度分類の比較表を示す。軽水炉の指針<sup>20)</sup>と原安協の設計方針<sup>23)</sup>を比較した結果、分類の定義についての相違点は、高速炉が低圧系であるという特徴を反映し「原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能」を対象から外した点のみである。この定義については、もんじゅの設計方針<sup>22)</sup>でも同様に変更されている。機能分類については、軽水炉と高速炉の

特徴を反映した相違点が多く、また、原安協ともんじゅの設計方針でも相違点が多く見られた。これは、原安協で対象としている電力実証炉ともんじゅの設備設計方針の違いによるものと考えられ、比較を行うには設備設計方針まで調査対象を広げる必要があるため、今回の比較対象としなかった。軽水炉については、AP1000のDC申請、IAEAのSafety Standardsと比較するために比較対象としたが、軽水炉と高速炉の特徴に相違による部分は形式的な比較のみとした。

IAEAの新基準のドラフト版DS367では、深層防護の考えに沿った重要度分類の作成、及び設計基準外事象に対する機能の分類をレベル4と規定するなど、従来と方針が大きく違っている。現在の日本の指針では、設計基準外事象に対する機能分類は重要度分類の範囲外であることから対応を検討する必要があるが、本指針は、まだドラフト版であることから今回の比較対象とはしなかった。

## 4 高速炉の安全要件の検討

### 4.1 高速炉の安全要件の構成

#### 4.1.1 「もんじゅ」安全審査時の安全審査指針類

高速増殖炉に対する安全審査指針類としては「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」<sup>21)</sup>(以下、「評価の考え方」)が原子力安全委員会決定されており、「もんじゅ」等の安全審査に使用されてきた。図 4.1 の左側が、「もんじゅ」の安全審査において使用された安全審査指針類を図示したものである。「評価の考え方」は、高速炉の基本的考え方から安全設計、安全評価まで幅広くカバーするものであるが、軽水炉の指針のような条文形式にはなっていない。

安全設計と安全評価については、「評価の考え方」の別紙「液体金属冷却高速増殖炉 (LMFBR) の安全設計と安全評価について」に、ナトリウム冷却高速炉に特徴的な面に関する考え方が示され、それを踏まえつつ、軽水炉を対象とした指針である「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」<sup>20)</sup>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」<sup>49)</sup>を参考に審査するものとされている。また、重要度分類については指針になっておらず、「もんじゅ」の設置変更許可申請書に重要度分類を記載して申請することにより、重要度分類そのものも審査対象となっていた<sup>22)</sup>。安全評価に関し、気象観測方法、観測値の統計処理方法及び大気拡散の解析方法については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」<sup>50)</sup>をそのまま用いることとされている。

立地評価については、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」<sup>51)</sup>、「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」<sup>52)</sup>をそのまま用いるものとされている。

線量目標値については、「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」<sup>53)</sup>と「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」<sup>54)</sup>を参考にしうるとされている。

#### 4.1.2 高速増殖実証炉の安全審査に向けて整備が想定される安全審査指針類

「評価の考え方」は、そのまえがきに「高速増殖炉は、現在、研究開発段階にある炉型であり、安全性評価の実績も少なく、安全性の評価の考え方について本報告においては概括的に記述することとどまっております。今後の安全審査等の積重ねにより安全性の評価の考え方及び方法についてより一層具体化、詳細化を行いその確立を図る必要がある。」と書かれているように、暫定的なものと位置付けられている。

一方、実証炉は、実用化を実現するための新技術を用いた高速増殖炉の初号機としての位置づけを持っており、その安全審査に向けて、指針類及び技術基準類の見直し・整備が行われることが想定される。開発側としては、多数基導入期に先立ち、軽水炉同様の条文形式の指針が整備されることが望ましいと考えている。

図 4.1 の右側が、実証炉の安全審査に向けた準備の一環として、開発側が想定している指針類の体系である。安全確保に係る基本的概念や考慮すべき高速増殖炉の特徴が記述される「ナトリウム冷却高速増殖炉の安全確保の考え方」(以下、「高速炉の安全確保の考え方」)が他の指針の上位文書として位置づけられ、その下に、条文形式での高速炉安全設計指針、高速炉安全評価指針及び高速炉重要度分類指針が整備されると想定している。

なお、「評価の考え方」において高速増殖炉に対して直接適用することとされている「原子炉立

地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」、「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」については、現状通り、直接適用が可能と考えている。また、「評価の考え方」において参考することとされている指針のうち、「発電用原子力施設に関する耐震設計指針」、「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」、「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」についても、現状通り、そのまま参考使用が可能と考えている。

指針・基準は、その内容により、レベル1「目標」、レベル2「機能要求」、レベル3「性能水準要求」、レベル4「容認可能な実施方法」及び「みなし規定」のように階層化される<sup>55)</sup>。図4.2に示すように、「高速炉の安全確保の考え方」はレベル1の「目標」に相当し、「高速炉安全設計指針」、「高速炉安全評価指針」及び「高速炉重要度分類指針」は、レベル2「機能要求」～レベル3「性能水準要求」に相当すると考えられる。高速炉の指針体系を構築する上で重要な指針類はこれら4つの安全指針である。

将来の高速増殖実証炉の安全審査を円滑に進めるには、これら4つの安全指針のベースとなる安全要件を開発側で検討し整備していくことが必要である。そこで、3章で述べた主要国の安全要件の調査結果を踏まえ、「高速炉の安全確保の考え方」、「高速炉安全設計要件」、「高速炉安全評価要件」及び「高速炉重要度分類要件」について予備的な検討を実施し、第1次素案を作成した。作成に当たっては、JSFRの国際展開を視野に入れ、高速炉の最新技術と世界的な最新の規制動向を反映した安全要件（国際標準と整合する安全要件）とすることに留意した。

なお、事象区分及び設計基準外事象の取り扱いはとりわけ重要なので、4.2節で安全要件案を一通り説明した後、節を改めて4.3節及び4.4節にて詳述する。

## 4.2 高速炉の安全要件案

### 4.2.1 ナトリウム冷却高速増殖炉の安全確保の考え方

高速増殖炉と関連する核燃料サイクル技術は、我が国の将来の基幹電力源として有望であり、我が国のエネルギーセキュリティ確保上重要であるだけでなく、本技術を海外に輸出することで、世界的なエネルギー供給に貢献すると共に我が国の輸出産業の一翼を担うことが期待される。

現在の軽水炉市場においては、原子力産業の国際化が急激に進んでおり、このことを考慮すれば、次期高速増殖炉の安全要求は、国際的に導入を計画する各国において受容可能な標準的な内容でなければならない。

そのためには、国際的な安全要求との整合性及び親和性が明確であることが必要である。IAEA安全基準では、「基本安全原則」(SF-1)<sup>38),39)</sup>及び「原子力発電プラントの安全：設計」(NS-R-1)<sup>40),41)</sup>に、「深層防護」、「基本的安全機能」、「ALARA」等、安全確保に係る基本的概念が記述されているが、現在のところ、国内の指針に陽には記載されていない。指針類の上位文書として上記のような安全確保に係る基本的概念が記述されることが望ましい。

また、高速増殖炉は軽水炉と異なる多くの特徴を有しており、それを踏まえた設計を要求する必要がある。例えば、ナトリウム冷却高速増殖炉は、高速中性子の利用により増殖を可能としているが、出力密度及び燃焼度が高く、また、ナトリウムボイド反応度が炉心中心領域で正となりうる性質を持っている。また、ナトリウム冷却材は優れた伝熱特性を有し、加圧せずに沸騰まで十分な余裕を取ることのできる利点があるが、化学的に活性である。

以上のことから、高速炉に係る全ての安全要件の上位文書として、「ナトリウム冷却高速増殖炉

の安全確保の考え方」(以下、「高速炉の安全確保の考え方」)を導入し、安全確保に係る基本的概念と考慮すべき高速増殖炉の特徴を記載することとする。

現時点では予備的検討を始めたばかりであり、今後、検討を深める必要があるが、「安全性の評価の考え方」及び軽水炉指針の内容を踏まえつつ、IAEA 安全基準や各国の指針類を参考にして検討した状況を付録 A に示す。

なお、原子力安全委員会において、向こう 3 年ほどかけて指針類の上位文書を作成する動きがある。原子力安全委員会での検討状況を注視しつつ、随時、「高速炉の安全確保の考え方」に反映する予定である。

#### 4.2.2 安全設計／安全評価要件案

国内の現行の安全審査指針並びに海外の軽水炉及びナトリウム冷却炉に関する安全要求の調査結果を反映し、もんじゅの原子炉設置変更許可申請<sup>22)</sup>等に記載されている安全設計方針等を参考事例として、高速増殖炉の安全設計／安全評価要件案(付録 B 参照)を作成した。要件案を検討した際の視点を以下に示す。

- (1) 原子力安全委員会が決定した「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の別紙「液体金属冷却高速増殖炉(LMFBR)の安全設計と安全評価について」の「II. LMFBR の安全評価について」(5)項において、「事故」より更に発生頻度は低いが結果が重大であると想定される事象については、LMFBR の運転実績が僅小であることに鑑み、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価を行い、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認するとされる。

一方、安全審査の国際標準の観点からは、IAEA の INSAG-10 では第 4 レベル(設計基準外事象に相当)の深層防護上の設計対策が要求されていることに配慮する必要がある。これらの国際的な動向への対応を図ることを目的として、安全審査において標準的に扱われる事象とするとの観点から、「設計拡張状態」を設定する(詳しくは 4.4 節参照)。

- (2) 「設計拡張状態」として想定される事象は、運転時の異常な過渡変化時の反応度抑制機能喪失及びその他原子炉施設の設計により必要と認められる事象とする。
- (3) 安全評価に係る事象区分について、「運転時の異常な過渡変化」、「事故」、「稀有事故」、「設計拡張状態」の 4 区分とする。ただし、安全審査の国際標準の観点から、「事故」の範疇を「事故」と「稀有事故」の 2 区分とする必要はない。したがって、本要件における記載方法については、現行の国内審査指針との整合性および安全審査に係る国際協調あるいは事象の判断基準の明確化の観点から、総合的な検討を継続する。
- (4) JSFR では崩壊熱除去系に自然循環方式を採用することから、「稀有事故」の代表的な事象として「全交流電源喪失」を設定する。

#### 4.2.3 重要度分類要件案

国内軽水炉の重要度分類指針ならびに、もんじゅの安全設計方針等を参考に、原安協の作成した重要度分類方針<sup>23)</sup>を基にして高速増殖炉の重要度分類要件の素案(付録 C)を作成した。素案を検討した際の視点は次の通りである。

- (1) 重要度分類の分類の定義は、軽水炉指針ともんじゅ、原安協とほぼ相違点が無いことから、原安協の設計方針を採用する。(相違点は、「原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能」を対象から外した点のみ)
- (2) AP1000 の DC 申請書及び IAEA の NS-G-1.9 の分類の定義は、日本の MS-1 がクラス 2 に、MS-2 がクラス 3 に記載されている点を除けば、ほぼ同等であることから、日本の分類の分類の定義を変更しない。
- (3) IAEA の DS367 のレベル 4 (設計基準外事象対応機能) の分類については、対応を検討する

こととするが、現時点では採用しない。

- (4)機能の分類については設備設計に依存する箇所が多いことから、現時点では原安協の設計方針の分類を採用する。今後、JSFR の設計進捗に合わせ、もんじゅの機能分類と比較し、機能分類を整理していく方針とする。

### 4.3 安全要件案における事象区分

3 章において比較調査がなされており、重複する部分もあるが、ここでは軽水炉及び高速炉の国内外の考え方を参考にしながら検討し、事象区分を定めることとした。

#### 4.3.1 軽水炉の安全審査指針

「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」(以下、安全設計審査指針)(1977)では、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性が審査され、原子炉施設のいくつかの構築物、系統及び機器は、通常運転の状態のみならず、これを超える異常状態においても、安全確保の観点から所定の機能を果たすべきことが、「安全設計審査指針」において求められている。したがって、設計基準事象を超える状態に対して設計要求を指針に入れる場合には関連する箇所の変更が必要である。

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下、安全評価審査指針)(1978)は、「発電用軽水型原子炉の設置許可申請(変更許可申請を含む。以下同じ。)に係る安全審査において、原子炉施設の安全評価の妥当性について判断する際の基礎を示すことを目的として定めたもの」と位置付けられており、「原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する上では、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」について解析し、評価を行うことが必要である。」との認識の下で、安全設計評価がなされる。

評価すべき範囲は、「運転時の異常な過渡変化」と「事故」の2区分で構成される。

##### 「運転時の異常な過渡変化」

原子炉の運転中において、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に至る事象を対象とする。

原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」(以下「MS」という。)に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。

##### 「事故」

「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、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とする。

原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。

「安全評価審査指針」解説には、「ここでいう「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」は、その原因が原子炉施設内にある、いわゆる内部事象をさす。自然現象あるいは外部からの人為事象

については、これらに対する設計上の考慮の妥当性が、別途「安全設計審査指針」等に基づいて審査される。これら内部事象は多岐にわたるが、おおむね「重要度分類指針」にいう異常発生防止系（以下「PS」という。）に属する系統、機器等の故障、破損あるいはこれに係る運転員の誤操作等によるものである。これらのうちから、原子炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮すべきものとして抽出されたものを、「設計基準事象（DBE）」と呼ぶことにする。」と記述されており、これが設計基準事象の定義である。外部事象については、「安全設計審査指針」で審査されるため、「安全評価審査指針」では設計基準事象に対する審査は不要とされている。「運転時の異常な過渡」と「事故」との区別は発生頻度が「まれ」という表現で見られるようにリスク重要度の観点で整理される。

上記2事象の安全評価に対して判断基準の考え方は、下記のように記述されている。

#### 「運転時の異常な過渡変化」

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。

#### 「事故」

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。

「安全評価審査指針」解説には、「運転時の異常な過渡変化」に対しては、「基本的には原子炉施設は、事象の原因となった故障部等の復旧を除けば、格段の修復なしに通常運転に復帰できること」を求めており、「事故」に対しては、「炉心の形状が、炉心からの除熱を定量的あるいは少なくとも半定量的に予測できるようなものであること、すなわち冷却可能形状を維持すること」を求めている。定性的な表現ではあるが、定量的判断基準は下位指針で定められている。

### 4.3.2 高速増殖炉の安全性の評価の考え方

高速炉の安全審査指針は作成されなかったが、1980年には「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」が示された。その考え方には、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考とし、LMFBR特有の設計上の特徴に関し十分検討を行い、系統及び機器の故障並びに異常の発生を極力小さくするとともに、万一の事故の発生に際し、その拡大を防止し放射性物質の放出を抑制することについて十分に配慮したものとすることとされている。

安全評価に当たっては、原子炉施設の設計の基本方針の妥当性を確認するため、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」として各種の代表的事象を選定し評価を行うとされているが、(5)項において『「事故」より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象については、LMFBRの運転実績が僅少であることに鑑み、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価を行い、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認する』として、設計基準外事象が陽に明記された。ただし、設計基準外事象の定義は不明確で設計基準事象と設計基準外事象の違いは明瞭でない。

なお、1976年にはH.K. Fauskeにより「LMFBRの設計と許認可におけるCDAの役割」との論文が出された。本論文は以下のように結論づけられている<sup>56)</sup>。

低確率の炉心溶融事故はLMFBRの設計と許認可の中で考慮されるべきである。ただし、事故影響の評価に当たっては、設計基準事象評価のような保守的なアプローチというより現実的な計算に基づくべきである。さらに、この評価により、炉心溶融事故は有意なエナジェ

ティックスなしに（すなわち、激しい流動的な崩壊、激しい燃料冷却材相互作用がないこと）無事に終息することを設計検討及び解析によって実証すべきである。このアプローチでは、エナジェティックな事故に対して適切な安全余裕が主として機能要求に基づいた設計によって与えられる。

これは結論の一部ではあるものの、当時の安全審査指針の検討に影響した可能性がある。

#### 4.3.3 高速炉原型炉段階の許認可実績（1980年代）

##### (1) 「もんじゅ」における安全審査

設置許可申請書添付書類十（1980）では、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に基づき、「安全評価審査指針」を参考として各種の代表的事象を選定し評価を行った。「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」は指針と同じ定義であり、判断基準は定性的には同じである。つまり、「運転時の異常な過渡変化」では寿命期間中に1回以上予想され、事故終息後に通常運転に復帰できる事象で、「事故」では異常な過渡を超えるが発生頻度は低いと考えられ、事故が起きても冷却可能形状を維持することである。定量的判断基準については高速炉の特徴を踏まえて設定された。

「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」が示されるとほぼ同時に、設置許可申請書は提出された。そのため、申請段階では、発生頻度は極めて低い結果が重大であると想定される事象（通称、(5)項事象）は評価されておらず、燃料デブリ受け皿は設計されていなかった。事業者が(5)項事象評価を進めていくなかで受け皿を設置して炉心損傷事故シナリオが検討された。したがって、設計基準事象を超える(5)項事象に対して規制側からの安全設計要求はなかった。

(5)項事象として、「技術的には起こるとは考えられない事象」の解析がなされた。申請書では、「発生頻度が無視し得るほど極めて低い炉心が大きな損傷に至るおそれがある次の事象を選定し、防止対策との関連において放射性物質の放散に対する障壁の抑制機能を評価するため、原子炉施設の深層防御の観点から評価を行う」として、局所的燃料破損事象、1次主冷却系配管大口径破損事象、反応度抑制機能喪失事象を選定した。

解析条件の設定は、「それぞれの事象の進展過程に応じた合理的なモデルおよびパラメータに基づき、各種の防止対策の作動を考慮した解析を行うものとする」と明記されており、保守的な解析でなくてもよいとのニュアンスが含まれている。当時の安全研究のレベルを考慮すれば、陽に現実的モデルと記述できなかつたと考えられ、「合理的」という表現を用いたものと推察される。

申請書では1ケースしか見られないが、数多くの解析ケースが審査では提出された。また、審査側からの要求により、研究開発の一環としてレベル1 PSA とレベル2 PSA が実施された。

##### (2) 米国における安全審査

CRBRP 建設に関連した安全評価報告書（NUREG-0968）では、連邦規則・建設許可クライテリア・スタンダードレビュープラン（NUREG-0800）を踏まえて深層防護の考え方に基づいて審査された。事象区分は我が国と同様に発生頻度の観点で分類されており、「Anticipated event」、「Unlikely event」、「Extremely unlikely event」と定義された。CDA の位置づけについても検討がなされており、高速炉は独立2系統の炉停止系を有しており、炉停止失敗確率は極めて低いことから CDA は設計基準事象から排除されると結論づけられた。ただし、設計基準事象と設計基準外事象を区別する明確な確率値があるわけではなく、しばしば工学的判断が使われると記述されている。また、工学的判断には品質保証、規制基準類への遵守、多重性・独立性・多様性のような決定論的なクライテリアに基づくと示されている。

### (3) 仏国における安全審査

フランスでは通常運転と設計基準事象までを4分類しており、我が国と同様の事象区分である。設計基準外事象としては「Limiting event」を設けている。CDAは考えずに瞬時入口閉塞が検討された。しかし、チェルノブイリ事故後に規制側からの要求によってCDAによる影響を検討することが推奨された。

#### 4.3.4 高速炉（電力）実証炉段階での考え方（1990年代）

##### (1) 電力実証炉安全指針案（原子力安全研究協会）

もんじゅの(5)項事象では、経験が浅いことから念のため、かつ暫定的に評価との位置づけであった。電力実証炉（原安協）の「付加的限界事象」では、FBRが研究開発段階にあることと、炉心損傷時の影響の厳しさを考慮して設定された。“付加的”の意味は、炉心の著しい損傷に至る可能性のある限界的状态（過酷状態）においても原子炉施設が適切な安全裕度を有することを、念には念を入れるとの考え方から付加的に確認するというもの（将来的には、国内軽水炉と同様、不要となるべき性格のもの）との位置づけであった。

##### 付加的限界事象想定趣旨

- ・ FBRの炉心が「反応度最大の炉心構成でないこと」に起因する核的ポテンシャルを有していること。
- ・ 高速増殖炉は低圧システムである等により設計基準事象の範囲では非常にリスクが低く、設計基準事象を超える近傍の領域にいわゆるクリフエッジが存在しないことを確認する必要があること。
- ・ また、シビアアクシデントの全スペクトルを対象とするものではないが、安全設計上も設計基準を超える事象に対して適切な影響緩和対策を設けプラントの耐性を確保しておけば、これは取りも直さず「深層防護」の観点から安全性の深みが増すとともにリスク低減の観点からも有効であること。

##### 付加的限界事象の定義

- ・ 稀有事故より発生頻度が低く、結果が重大な事象（炉心損傷を含む）であって深層防護の観点から安全設計の深みを評価するために限界的に想定する必要がある事象。

##### 評価の目的

- ・ 核的ポテンシャルの評価を行う。
- ・ 稀有事故を超える近傍の領域に有意なクリフエッジが存在しないことを確認する。
- ・ プラントの耐性が確保されていること、特に原子炉格納および放射性物質の放出抑制の機能に係わる設備設計が適切な頑健性（裕度）を有していることを確認する。

以上のようなことを踏まえれば、付加的限界事象の想定趣旨は設計基準事象のように安全設計の妥当性評価ではなく、FBRの特徴を踏まえ、設計基準を超えた事象を仮定したとしても、プラントの耐性により炉心損傷に至ることがないかまたは至ったとしても大きなリスク要因となることがないようにするとの考え方で、深層防護の観点からプラントの影響緩和設備の設計の深みあるいは頑健性（裕度）を評価する事象であるといえることができる。また、評価事象の選定に当たっては、稀有事故より低頻度の事象をすべて想定する必要はなく、評価の目的に照らして適切な事象を選定すれば良いとの考えである。

##### (2) 米国における検討

SECY-93-092では、NRCスタッフは、PRISM設計を含む将来実施予定の新型炉設計の審査にかかわる以下の重要方針課題10件のうち、事故評価の適切な安全評価の事象区分の設定について、承認を求めている。

- ・ 事象選定は決定論的に行い PSA から得られる情報で補う
- ・ 発生確率に基づき事象区分を設定する。事象区分のうちの一つは、軽水炉の設計基準よりも低い発生頻度の事象を扱う。このような事故推移の解析には、設計基準事象評価のような保守性は適用しない。既存軽水炉の設計基準事象と同等の事象区分の事象の評価には、既存軽水炉の評価と同等の保守性を考慮する。
- ・ それぞれの事象区分に対して NRC の政策と整合した判断基準（炉心損傷度合い、放射性物質の放出）を定める
- ・ 既存軽水炉のものと同等の評価方法と仮定を開発する
- ・ ソースタームについては、機構論的評価に基づく
- ・ 安全裕度の評価、機構論的なソースタームを決めるためのシナリオ、格納容器に脅威を与えるシナリオの同定のために、一連の評価事象群を決定論的に設定する。
- ・ 軽水炉との整合をとって外部事象を決定論的に設定する。
- ・ 複数モジュール型の設計に対しては、その設計に特有な評価事象について検討する。

### (3) 仏国における検討

EFR アドホック安全クラブの最終報告（1993 年）では、炉心溶融事故の防止と影響緩和の両方の安全対策をとり入れることによるリスク低減努力を歓迎している。炉心損傷事象についての現象論的評価を行い、評価事象の設定根拠を明確化することを求めている。

## 4.3.5 最近の指針等での考え方（2000 年代）

### (1) 米国における検討

新型原子力プラントの規制：政策声明(73FR60612、2008 年 10 月 14 日)では、NRC は、新型炉の許認可プロセスにおける複雑さと不確かさを最小化し、審査環境を改善するための政策声明を発表した。この声明は「先進原子力プラントの規制：政策声明」（51FR24643、1986 年 7 月）の 2 回目の改定である。新型炉に対して、NRC は今の世代の軽水炉と少なくとも同等の環境と公衆の健康の保護と安全性、共通の防御とセキュリティを期待する。さらに、新型炉は、安全とセキュリティに関する機能を発揮するために、安全裕度の拡大、単純化した、固有の、受動的なあるいは、他の革新的な手段を提供することを期待する。NRC は、新型炉の設計において、現在規則化が審議されている大型商用航空機の衝突効果を考慮することを期待する。そうすることで、より強固な設計が可能になると信じる。

新型炉の設計において考慮すべき事項（関連のみ）は下記。

- ・ 信頼性が高く、より簡素な原子炉停止と崩壊熱除去系統、固有あるいは受動的な手段の活用を推奨（負の温度係数、自然循環など）
- ・ 安全性が脅かされる状態になるまでの、より長い時定数と十分な計測手段確保
- ・ 簡素化された安全系により、運転員操作、厳しい環境にさらされる機器、安全炉停止状態を維持するために必要となる機器を低減
- ・ 十分な固有安全、信頼性、冗長性、多様性、独立性を有する安全系によりシビアアクシデントのポテンシャルと影響を最小化する設計。事故の影響緩和よりも事故ポテンシャルの最小化に重きを置く
- ・ 放射能放出に対する多重障壁の確保とシビアアクシデントのポテンシャルと影響低減により深層防護を取り入れた設計

設計基準外事象に対して、設計で考慮することを求めている。

### (2) 仏国における検討

次世代加圧型水冷却炉の設計・建設のための技術ガイド[EPR 設計ガイド]（2000 年）では、深層防護を強化して、炉心溶融事故に対して、避難の必要がないように設計対策すると共に、受け

入れられない結果をもたらす事象については設計対策によって「実質的に回避」する。シビアアクシデントに対する方針が個別事象に対して具体的に述べられている。

### (3) IAEA における検討

IAEA では、原子力プラントに対して最新の安全設計要求を整理しているところである (DS414)。それにはシビアアクシデント対策を陽に設計に取り入れることとしており、安全評価も必要である。5.31.シビアアクシデントには次のように記述されている。

設計基準事故を超え、安全系の多重故障の結果として重大な炉心の損傷に至るような、発生頻度が極めて低いある種の発電所状態においては、放射性物質の放出に対する多数または全ての障壁の健全性が脅かされる恐れがある。これらの事象推移はシビアアクシデントと呼ばれる。こうしたシビアアクシデントの推移に対しては、工学的判断と確率論的手法の組み合わせを用いて、合理的で実行可能な発生防止策及び影響緩和策を特定するため事象推移を決定しなければならない。こうした対策の検討では、設計基準事故の設定・評価に用いるような保守的な工学的手法を用いる必要はなく、むしろ、現実的または最適評価の仮定、手法及び解析上の基準に基づくべきである。シビアアクシデントに対する設計対応では、運転経験、関連する安全解析及び安全研究の成果に基づき、以下の事項について考慮しなければならない。

- ・ 確率論的手法、決定論的手法及び適切な工学的判断を組み合わせ、シビアアクシデントに至る重要な事象推移を同定しなければならない。
- ・ 設計においてどのシビアアクシデントを考慮すべきかを定めるための基準に照らして、これらの事象推移を評価しなければならない。
- ・ 選定された事象の発生頻度を減らすか、または、起きた場合の影響を緩和できる可能性のある設計変更や手順の変更について評価し、合理的に実行可能であれば実施しなければならない。
- ・ 発電所を制御された状態に戻すか、あるいはシビアアクシデントの影響を緩和するために、ある系統 (安全系及び非安全系) を当初意図した機能や想定した運転状態を超えて利用することや、仮設設備を追加的に利用することを含め、発電所全体の設計上の能力について検討しなければならない。ただし、これらの系統は、予想される環境下でも機能することが示されなければならない。
- ・ 同一敷地内に複数の原子炉がある場合には、隣接する原子炉から、その安全を犠牲にしない範囲で、利用可能な手段や支援の活用について検討しなければならない。
- ・ 代表的かつ支配的なシビアアクシデントのシナリオを考慮し、アクシデントマネジメント手順を策定しなければならない。

### (4) WENRA における検討

西欧原子力規制当局連合 WENRA では、新型炉のための安全目的が整理された。炉心溶融を伴う事故、すなわち、シビアアクシデントについては、放射性物質の環境への放散の可能性を低減することとしており、次のような定性的な基準が設けられた。

- ・ 早期放出あるいは大規模放出に至る可能性のあるシビアアクシデントは実質的に回避されねばならない。
- ・ 実質的に回避されていないシビアアクシデントについては、公衆に対して、影響範囲及び猶予時間の点で、限定的な防護措置しか必要とせず (永久移住が不要、プラント近傍以外での緊急避難が不要、屋内退避が限定的、長期の食物摂取制限がない)、また、これらの措置の実施のために十分な時間が利用できるよう設計対応をしなければならない。
- ・ また、深層防護の全てのレベルにおける独立性について、次のように記述されている。
- ・ 深層防護を全体的に強化するために、合理的に達成可能な限り、深層防護のすべてのレベルについて、(通常運転・異常な過渡・事故の防止、炉心溶融を伴わない事故、炉心溶融を伴う事故で取り組まれたように、各レベルを強化することに加えて) 特に、多様性によ

る対応を通して、各レベル間の独立性の有効性を高めること。

上記のシビアアクシデントは既存炉では設計基準外であったものが新型炉では設計基準の状況になると述べられている。

#### 4.3.6 事象区分の検討

##### (1) 事象区分の考え方

事象区分を設定する意義は、安全性の確保を合理的にバランスよく達成するための手段を提供することにある。発生頻度と結果の重大さの積で表されるリスクを一定水準以下に制限するという考え方を導入すると、発生頻度の高い事象については、それによってもたらされる結果を厳しく制限し、結果が重大な影響を及ぼす事象の発生頻度は低く抑えることが必要となる。

表 3.2 に各国の事象区分を最新の軽水炉を含めて整理した。設計基準事象に対しては、「事故」を 1 区分あるいは 2 区分にしており、国際的に標準となる事象区分は整備されていないものの、大きな枠組みで見れば、高速炉及び最新の軽水炉の事象区分は概ね同等である。許認可上、設計基準外事象が陽に取り扱われていることが特徴として見てとれる。

現行の事象区分において、「事故」は「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態と位置づけられ、発生する頻度は“まれ”との表現からも、発生頻度がその事象区分の背景にはある。

「運転時の異常な過渡変化」は原子炉寿命期間中に 1 回以上発生すると想定される事象であり、 $10^2$ /炉年以上あると考えられる。一方、新型炉に対する性能要求は炉心損傷頻度が  $10^5$ /炉年以下であり、これは内的・外的事象の合計値であり、実際にはこの値より低くなると考えられる。それを考慮すると、内的事象の各事象の発生頻度は  $10^6$ /炉年以下になると考えられる。この場合、現行軽水炉指針の「事故」は  $10^2 \sim 10^6$ /炉年程度までをカバーする事象であり、発生頻度の観点から幅広くなり、合理的と言い難い。過去には、安全評価事象の候補となりうる異常事象の発生頻度を定量的に評価し、事象区分の検討がなされたことがある<sup>57)</sup>。

このような発生頻度に基づいて事象区分を設定することは我が国のリスク情報活用規制の方針と合致しており、今後は発生頻度に基づいて設定すべきと考える。運転経験の少ない新型炉に対しては故障データが少なくリスク情報を活用することは困難との指摘もあるが、ナトリウム冷却高速炉については実験炉や原型炉において故障データが蓄積されつつある。したがって、今後のデータ蓄積によって発生頻度に基づいて事象区分を設定することは確実なものとなっていくと考えられる。

このような考え方に基づき、設計基準事象を 3 区分にして、「運転時の異常な過渡変化」は  $10^2$ /炉年以上、「事故」は  $10^2 \sim 10^4$ /炉年、「稀有事故」は  $10^4 \sim 10^6$ /炉年と概ね 2 ケタの範囲で分類することを提案する。また、設計基準外事象を 1 区分として  $10^6 \sim 10^8$  ( $10^9$ )/炉年とすることを提案する。

事象区分は発生頻度に基づいて検討するが、設計変更あるいは故障率データや評価手法の進展を考慮すると厳密にある確率値で線引きすることは合理的でない。したがって、区分境界の発生頻度をある程度参考にしつつ工学的判断で決定論的に行うべきである。米国 (SECY-93-092) では、発生頻度に基づき事象区分を行うとしているが、事象選定は確率論を参考にしつつ決定論的に行うとしており、整合している。

##### (2) 事象区分の定義

上記を踏まえて、設計基準事象の各事象の用語は次のように定義される。ただし、設計基準外事象の位置づけ、用語の定義、事象選定および判断基準については後述される。

- ・ 運転時の異常な過渡変化

原子炉の運転中において、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、もしくは誤動作または運転員の単一の誤操作、およ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に至る事象

- ・ 事故

「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象

- ・ 稀有事故

「事故」を超える異常な状態であって、発生する頻度はさらに低い、発生した場合は炉心の損傷とそれに伴う原子炉施設からの放射性物質の放出に至る可能性があり、高速増殖炉の安全設計上の特徴と事象進展に対する影響緩和機能との関連により、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象を対象とする。

上記の「運転時の異常な過渡変化」および「事故」は現行の安全評価指針と同じ表現である。新規に追加された「稀有事故」については炉心損傷に至らないように影響緩和機能の設計の妥当性を確認する見地から想定する事象に加えて、高速増殖炉の安全設計上の特徴を考慮して安全評価できるようにしたものである。

### (3) 評価すべき事象の選定の考え方

「運転時の異常な過渡変化」では、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主としてMSに属する構築物、系統および機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。

「事故」では、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系、崩壊熱除去系等の緩和抑制機能、ナトリウムの化学反応の緩和抑制機能、および放射性物質の放出抑制機能を有する主としてMSに属する構築物、系統および機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。

「稀有事故」では、炉心の損傷とこれに伴う原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における、高速増殖炉の設計に特有の影響緩和機能、特に原子炉停止および炉心冷却に係わる安全機能の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、運転時の異常な過渡変化時の主炉停止機能の喪失および全交流電源喪失が考えられる。

### (4) 判断基準の考え方

「安全評価要件」解説には、「運転時の異常な過渡変化」に対しては、「基本的には原子炉施設は、事象の原因となった故障部等の復旧を除けば、格段の修復なしに通常運転に復帰できること」を求めており、「事故」に対しては、「炉心の形状が、炉心からの除熱を定量的あるいは少なくとも半定量的に予測できるようなものであること、すなわち冷却可能形状を維持すること」を求めている。「事故」を超える「稀有事故」に対して、冷却形状維持を緩和して炉心の著しい損傷に至ることがないことを求めることは難しい。したがって、「事故」と「稀有事故」は、定性的表現は区別せずに定量的判断基準で示すこととする。定量的判断基準は下位基準で定められる。

## 4.4 安全要件案における設計拡張状態

### 4.4.1 設計基準外事象を安全審査項目とする位置づけ

現指針の「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」では、(5)項において『事故』より更に発生頻度は低いが結果が重大であると想定される事象については、LMFBRの運転実績が僅少であることに鑑み、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価を行い、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認する」として、設計基準事象を超える事象に対する安全評価が安全審査項目として位置付けられている。

電力実証炉を対象に指針案が検討された平成3年度原安協報告書では、高速炉の安全評価において設計基準事象を超える事象を想定しなければならない理由が、炉心損傷事故が高速炉の安全性において歴史的に重視されてきた理由と対応して、次のように述べられている。

- ・高速炉の核的ポテンシャルは、高速炉の炉心がボイド反応度が正であることを含めて「反応度最大の炉心構成にない」ことに起因する高速炉の安全上の重要な特徴であるが、設計基準事象の範疇ではこれが顕在化することはない。したがって、この高速炉の安全上の特徴をプラントの固有の安全特性と安全確保対策との関連において理解し、これが顕在化する可能性が極めて小さいか、または顕在化した場合にあっては原子炉施設から放射性物質放散が適切に抑制されることを確認する必要がある。
- ・低圧ナトリウム冷却炉という特徴により、高速炉は一般に設計基準事象に対する安全裕度は極めて大きく、この範囲ではほぼゼロリスクであると言える。したがって、設計基準事象を超える近傍の領域に有意な「クリフエッジ」が存在しないことを確認する必要がある。
- ・原型炉では高速炉の運転経験（安全評価、許認可等の経験も含む）の僅少さゆえに、(5)項事象評価が行われた。安全審査以降に実施されたPSA研究を含む原型炉クラス炉心に対する評価結果は、設計基準外事象のリスクが極めて小さいことを示している。ただし、大型炉心（ボイド反応度増大、燃料インベントリ増大）に対してこうした結論をそのまま適用することはできない。

電力実証炉を対象に指針案が検討された平成8年度原安協報告書では、実証炉段階の高速増殖炉は研究開発段階にあり、再臨界等による炉心損傷の影響が厳しいと考えられるという安全上の特徴を有するとともに、現状では、先行炉「もんじゅ」での許認可実績との連続性を見直すだけの技術的知見が充実していないことから、「付加的限界事象」を格納容器等の限界設計用想定事象として許認可の枠内で扱うという事象評価の主旨を明記する考え方であった。また、軽水炉のシビアアクシデントに対する影響緩和方策について民間自主基準で扱う方向で検討が始められている動向を考慮し、「付加的限界事象」の候補事象に対する炉心損傷への進展防止策および影響緩和策を、同様に民間自主基準で扱うことの可能性についても検討していく必要があると認識された。

我が国においては、原子力安全基準専門部会共通問題懇談会中間報告（平成2年2月）にて、シビアアクシデントとは「設計基準事象を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却または反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象」と定義されている。なお、ここでいう設計基準事象とは、「原子炉施設を異常な状態に導く可能性のある事象のうち、原子炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮すべき」とされた事象とされた。また、平成4年3月に同懇談会から、シビアアクシデントへの拡大防止対策及びシビアアクシデントに至った場合の影響緩和対策が安全性の一層の向上を図るという認識からアクシデントマネージメントの整備を一層促進すべきと提案された。「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」（平成4年5月原子力安全委員会決定）の用語の説明の中では、「安全評価において想定している設計基準事象を大幅に超える事象であって、炉心が重大な損傷を受けるような事象を、一般に、シビアアクシデントと呼んでいる」と明記されている。これはIAEAの設計基準事象を超え、かつ炉心

損傷を含むものをシビアアクシデントと定義していることと整合する<sup>40)</sup>。

また、原子力安全委員会では平成 22 年 12 月に当面の施策の基本方針を定めた<sup>6)</sup>。その中で、発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策の高度化について次のような検討内容を提起している。

原子力施設については、これを災害の防止上支障のないよう設計・建設・運転管理することが求められている。たとえば、発電用軽水型原子炉施設の基本設計段階では各種の事故（設計基準事象）を想定し、万一それらが発生したとしても、炉心は著しい損傷に至ることはなく、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」を確認している。それでもなお、同原子炉施設のシビアアクシデント（設計基準事象を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却または反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象）に至る可能性は、極めて小さいもののゼロではない。委員会では平成 4 年に「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」を決定し、事業者による自主努力によるシビアアクシデントへの設計上及び運転上の対処を求め、それまでの対策によって十分低くなっているリスクをさらに低減してきた。その後現在までにおいて、シビアアクシデントに関する知見が充実してきたことを踏まえ、今後、発電用軽水型原子炉施設について合理的に実行可能な限りリスクを小さくすることを明確かつ体系的に求めるべく、シビアアクシデント対策の一層の充実を目指した方策について検討する。

一方で、世界の趨勢はシビアアクシデントを許認可枠内で陽に取り扱うことが大きな流れとなってきた。IAEA の INSAG-10 の深層防護レベルは 5 段階で示されている。深層防護の第 1 レベルは異常防止であり、第 2～第 3 レベルでは設計基準事象対応の安全設計設備と位置付けられる。第 4 レベルの安全設計設備はシビアアクシデントの管理と位置付けられ、第 4 レベルを超えた第 5 レベルでは敷地外緊急時対応が必要となる。

「第 4 世代炉に関する国際フォーラム」(GIF)や IAEA の INPRO において第 4 世代炉に対して、敷地外緊急時対応の必要性の実質的な回避を目標として謳っている。この目標の達成のため、第 4 世代炉はシビアアクシデントを設計の中で考慮することとしている。敷地外緊急時対応の必要性を実質的に回避できるように事業者がリスク低減を努力すれば、公衆への負担を軽減できる。したがって、深層防護の第 4 レベルの安全設計設備を強化することは推奨されるべきである。なお、IAEA の NS-R-1 においても、実行可能な限りシビアアクシデント対策をとることを推奨している。

2009 年 12 月に WENRA により新型炉のための安全目的が発行された。炉心溶融を伴う事故、すなわち、シビアアクシデントについては、放射性物質の環境への放散の可能性を低減することとしており、次のような定性的な基準が設けられた。

- 早期放出あるいは大規模放出に至る可能性のあるシビアアクシデントは実質的に回避されねばならない。
- 実質的に回避されていないシビアアクシデントについては、公衆に対して、影響範囲及び猶予時間の点で、限定的な防護措置しか必要とせず（永久移住が不要、プラント近傍以外での緊急避難が不要、屋内退避が限定的、長期の食物摂取制限がない）、また、これらの措置の実施のために十分な時間が利用できるよう設計対応をしなければならない。

上記の安全目的案の順守を推進するための定量的安全目標についても議論された。シビアアクシデントに関連して、「実質的に回避」については、仮に事故の発生条件が物理的に不可能、もしくは、高い確度で極めて発生しそうにない見なされるのなら、ある事故が起こる可能性は実質的に回避されるとみなされる。物理的に除外することができない事故条件に関しては、高い確度で極めて発生しそうにないことに対する正当性を強調しなければならない。このことは、単に一般

的なカットオフ確率値の順守に基づくだけでは、事故条件の回避は断言することができないということの意味している。たとえ事故条件の確率が極めて低くても、そのリスクを低減するため追加的に合理的な設計方策を施されるべきである。その正当性とは、解析された事故条件と関連現象の知識が十分にあるということの実証が含まれ、その上、データと手法に関連する不確定性は定量化されるべきであると記載されてある。

現在 IAEA で議論中である DS414 では、多重防護の考え方の中で、第 4 の防護レベルは、発生頻度のごく低い事故の状態を抑制することを対策としており、放射性物質の放出を合理的に実行可能な限り低く抑えることを確保するためのものである。このレベルのもっとも重要な目的は、シビアアクシデント・マネージメントを遂行したその影響を緩和する一方で、閉じ込め機能を防護することであると書かれてある。また、厳しいプラント状態の中で、想定事故の状態におけるシーケンスよりも厳しい状態に至るかもしれない事象シーケンスについて、その防止と緩和のための実行可能な対策を明確かつ実施することが明記されてある。

高速炉の安全上の重要な特徴は、高速炉の炉心が反応度最大の炉心構成にないことに起因する即発臨界超過を伴う機械的エネルギー放出の可能性にあることである。高速炉は一般に設計基準事象に対する安全裕度は極めて大きいものの、上記の特徴によって設計基準事象を超える近傍の領域に有意なクリフエッジが顕在化する可能性がある。したがって、設計基準外事象は、安全評価の中でそのようなクリフエッジが存在しない（原子炉施設から放射性物質放散が適切に抑制される）ことを確認することを求められたものであり、深層防護の第 4 レベルの設計対策の安全設計の妥当性を確認する位置づけの事象となる。このような設計基準外事象を安全審査項目とすることは、国内では原子力安全委員会が定めた基本方針に沿っており、国外では IAEA などの指針と整合したものである。

#### 4.4.2 設計基準外事象の用語の定義

電力実証炉を対象に検討された指針案では、高速増殖炉が研究開発段階の炉型であることを考慮して、特に炉心損傷時の炉心が有する正の反応度印加のポテンシャルとその熱的、機械的影響の重要性に鑑み、現行の国内軽水炉指針の「事故」あるいは電力実証炉の「稀有事故」を超える事象区分として「付加的限界事象」を新たに設定されたものであった。その位置づけは、炉心の著しい損傷に至る可能性のある限界的状態（過酷状態）においても原子炉施設が適切な安全裕度を有することを、念には念を入れるとの考え方から付加的に確認するというものであった。一方、安全審査の国際標準の観点からは、IAEA の INSAG-10 では第 4 レベル（設計基準外事象に相当）の深層防護上の設計対策が要求されていることに配慮する必要がある。これらの国際的な動向を踏まえて、設計基準外事象の取扱いを付加的あるいは暫定的な位置づけと解釈されるような用語とすべきではない。

また、米国 PRISM 炉では設計基準事象の事象分類 EC-III（稀有事故に相当）の中で「bounding event」が評価された。これは PRISM 炉が概念設計段階であり不確かさを有していることから検討されたものである。評価に当たっては、最確ベースではあるものの機器復旧を考慮するなどの配慮がなされた。「限界事象」は、英語では「Bounding event」であり、この米国の用語との混乱を招く可能性がある。

前節において設計基準外事象は、限界状態を想定してプラントの耐性（適切な安全裕度）を確認するものではなく、設計基準事象を超えるプラント状態で「クリフエッジ」が顕在化しないように設けられた設計対策の妥当性を確認することから、設計基準事象を超える想定に対して設計対応を拡張するという意味で、「設計拡張状態」という用語とする。設計基準事象のように「設計基準」を残すと、設計基準事象をそのまま拡張するよう見えるため、あえて「基準」を削除することとした。また、「事象」はありうる事故との印象を与える可能性もあるため、仮想的な「状態」であるとの意味合いを残した。設計拡張状態は英語にすると、「Design Extension Condition」

であり、現在検討が進められている IAEA の DS414 と整合する。

#### 4.4.3 事象想定のお考え方

##### (1) 事象想定範囲

安全審査における決定論的安全評価において、シビアアクシデントの全スペクトルを評価することは合理的でない。稀有事故を超える近傍の領域に有意なクリフエッジが存在しないことを確認することが目的であることから、「設計拡張状態」は設計基準事象を超える領域において、放射性物質放散の観点から炉心損傷の防止と影響緩和に対して安全評価を行う事象と位置付けられる。したがって、4.3.6 節の事象区分の定義を踏まえて、設計拡張状態は次のように定義される。

##### ・設計拡張状態

「稀有事故」を超える過酷な状態であって、発生する頻度はさらに低く技術的見地からは起こるとは考えられないが、結果が重大であると想定される状態であり、炉心の著しい損傷に至る可能性がある状態について、原子炉施設からの放射性物質の大量の放散が適切に抑制されることを評価するために想定する必要のある状態を対象とする。

「設計拡張状態」は「稀有事故」を超える近傍の領域にリスクのクリフエッジがないことを確認することを求めたものであり、極めて低頻度の状態あるいはリスクが小さくクリフエッジとならないことが明らかである状態を対象とする必要はない。「設計拡張状態」を対象とする頻度範囲は設計基準事象と同様に概ね 2 ケタの範囲で分類することが考えられ、 $10^{-6} \sim 10^{-8}$  ( $10^{-9}$ ) / 炉年を「設計拡張状態」が対象とする発生頻度の範囲とする。ただし、今後、発生頻度を定量的に見積もっていく必要がある。

WENRA では「実質的に回避」できることを述べており、想定事象を限定していることも事象選定する上で重要である。ただし、単に一般的なカットオフ確率値の順守に基づくだけでは、事故条件の回避は断言することができないということを意味しており、物理的に除外することができない事故条件に関しては、高い確度で極めて発生しそうにないことに対して正当化しなければならない。

##### (2) 評価すべき事象の選定の考え方

事象の選定に当たっては、「稀有事故」までの範囲で期待している影響緩和機能が喪失した事象（特に MS の多重故障）、「稀有事故」までで想定している起因事象がより大規模となった事象（大規模配管破損等）または「稀有事故」までの範囲で想定していない起因事象（容器破損等）のうち、上記のような頻度範囲で想定され、かつ炉心燃料の損傷に伴う格納施設内への放射能の放出や格納施設破損に伴う環境への放射性物質放出の可能性がある事象が対象となる。したがって、高速炉の炉心損傷事象に関する事象推移やその影響および発生頻度に関する知見などを参考に、包絡性を考慮して代表的な事象を選定すれば良い。

このような考え方で適切な事象を選定することとするが、主として、「設計拡張状態」では深層防護の第 4 レベルの設計対策の妥当性評価を行う。特に、原子炉停止機能のような安全機能そのものの喪失後の核的ポテンシャルが顕在化する可能性がある炉心損傷に至る事象推移に対するプラントの耐性の評価を行うことは重要である。

地震等の外的事象に対して、安全設計指針に則って設計される原子炉施設は耐性を有する設計としなければならない。耐震設計指針では残余のリスクについて次のように解説されてある。

地震学的見地からは、策定された地震動を上回る強さの地震動が生起する可能性は否定できない。このことは、耐震設計用の地震動の策定において、「残余のリスク」（策定された地震動を上回る地震動の影響が施設に及ぶことにより、施設に重大な損傷事象が発生すること、

施設から大量の放射性物質が放散される事象が発生すること、あるいはそれらの結果として周辺公衆に対して放射線被ばくによる災害を及ぼすこと（リスク）が存在することを意味する。したがって、施設の設計に当たっては、策定された地震動を上回る地震動が生起する可能性に対して適切な考慮を払い、基本設計の段階のみならず、それ以降の段階も含めて、この「残余のリスク」の存在を十分認識しつつ、それを合理的に実行可能な限り小さくするための努力が払われるべきである。

上記の考え方を踏まえて、評価対象とすべき事象の範囲は次のように記述される。

炉心の著しい損傷とこれに伴う原子炉施設からの放射性物質の大量の放出に至り得る状態について、原子炉施設が有する固有の緩和機能を含めて、これらの事象に対し適切な影響緩和対策（が設けられ、原子炉施設からの放射性物質の放散が適切に抑制されること、特に、炉心損傷への進展防止及びシビアアクシデントの影響緩和の機能に係わる設計の妥当性を確認する見地から、原子炉施設の設計の特徴を踏まえて、代表的な事象を選定する。ただし、異常状態を超える状態におけるリスクのクリフエッジがないことを確認する観点から、発生頻度と事象の影響を考慮して最も適切な状態で代表させることができる。

### (3) 設計拡張状態における考慮すべき事象のカテゴリ

「設計拡張状態」に対して、炉心損傷への進展防止（カテゴリ 1）とシビアアクシデントの影響緩和（カテゴリ 2）の対応を考慮する。炉心損傷への進展防止対策（カテゴリ 1）として、従来の安全設備に加えて、必要に応じて設計対策を講じる。「事故」の評価において期待しない設備の機能や運転員の操作についても、それらの効果の発現に合理性があれば考慮する。考慮すべき事象には、設計基準事象に安全設備の故障を重ねた事象、設計基準を超える想定起因事象が含まれ、以下のようなカテゴリが考えられる。また、現在検討中の起因事象例を表 4.1 にまとめる。

- ・ 原子炉停止失敗
- ・ 1 次系冷却材漏えい
- ・ 崩壊熱除去失敗
- ・ 局所事故
- ・ 気泡通過事故
- ・ 炉心支持板構造破損
- ・ 蒸気発生器伝熱管破断
- ・ 2 次系冷却材漏えい

シビアアクシデントの影響緩和（カテゴリ 2）では、炉心損傷への進展防止の評価を踏まえて、さらに厳しい条件を考慮して炉心損傷を想定した場合の影響の格納性（環境への放射性物質の放散抑制）を評価する。格納機能を有する設備の健全性を脅かす現象を同定するとともに、そこに至る事象推移を検討して現象の厳しさの程度を定量化する。定量化した条件に対する事故影響緩和機能の評価するとともに、環境への放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認する。

事象選定に当たっては、幅広い起因事象に対して炉心損傷への進展防止（カテゴリ 1）の評価を行うこととするが、発生頻度や結果の重大さに加えて事象の包絡性を考慮して代表的な事象に絞ることとする。さらに、シビアアクシデントの影響緩和（カテゴリ 2）の評価では炉心損傷に至る事象のうち包絡性を考慮して代表的な事象を絞ることとする。このように評価事象を絞るのは、炉心損傷への進展防止対策によってリスクは十分に低減されているのに、深層防護の観点から原子炉施設の安全性をあえて確認するために評価するものであるからである。シビアアクシデントの影響緩和（カテゴリ 2）の評価事象は、高速炉の特徴を考慮してリスクのクリフエッジが顕在化する可能性がある炉心損傷に至る事象推移に対するシビアアクシデントの影響緩和対策の設計の妥当性を評価する観点から事故影響の包絡性を考慮して代表的なものを選定することとする。

#### 4.4.4 評価方法の考え方

##### (1) 解析に当たって考慮すべき事項

想定された事象の解析を行うに当たっては、異常事象の発生前の状態として、当該原子炉施設の通常運転範囲および運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動および運転中予想される異なった運転モードを考慮して、それぞれの事象に対する評価の目的と判断基準に照らして適切な初期状態を選定しなければならない。また、解析は、原則として事象が収束し、支障なく低温停止に至ることができることが合理的に推定できる時点までを包含しなければならない。設計基準事象と異なり、「設計拡張状態」は、原則として最確評価を基本とし、保守側になるように不確かさの重ね合わせを行う必要はない。これらの事象が発生すると仮定した時の事象の推移と原子炉格納容器の機能および放射性物質の放出抑制の機能が適切な裕度を有していることを評価する。なお、これは米国（SECY-93-092）における設計基準事象評価のような保守性は適用しない方針と合致する。

##### (2) 判断基準の考え方

安全性の判断基準は、前述のように、公衆への放射性物質の放散が適切に抑制される範囲内でリスク重要度の観点から、発生頻度の高い事象については厳しく制限し、発生頻度の低い事象については合理的に緩和することとする。「運転時の異常な過渡変化」では軽水炉と同様に「燃料が機械的に破損しないこと」、「事故」及び「稀有事故」では「炉心冷却形状の維持」としている。

一方、「設計拡張状態」では、事象の発生を仮定した場合、炉心の著しい損傷に至る場合においても、原子炉格納容器の機能が確保され、放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。「設計拡張状態」では2つのカテゴリに対して設定する必要がある。炉心損傷への進展の防止の評価においては「炉心損傷がないこと」とし、「稀有事故」よりも判断基準は緩和される。ただし、高速炉は一般に冷却材沸騰が生じると正の反応度フィードバックにより有意な出力上昇を引き起こす可能性がある。したがって、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、著しい冷却材沸騰に至らないこととする。具体的には次のとおりとする。

- ①炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、著しい冷却材沸騰に至らないこと
- ②原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力および温度はその健全性が脅かされないこと
- ③原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力および温度は最高使用圧力および温度以下であること
- ④周辺の公衆に対し、著しい放射線の被ばくのリスクを与えないこと

「設計拡張状態」における事故影響の緩和の評価においては「原子炉格納容器機能の維持」とし、炉心が損傷したとしても放射性物質の放散を適切に抑制することを評価する。高速炉は炉心安全上の特徴により、過度の出力上昇が生じると、格納機能に有意な熱的・機械的影響を及ぼす可能性がある。したがって、想定事象に対して、過度の出力上昇はなく、格納容器へ有意な熱的・機械的影響を及ぼさずに放射性物質の放散を適切に抑制することとする。具体的には次のとおりとする。

- ①原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力および温度は最高使用圧力および温度以下であること
- ②周辺の公衆に対し、放射能障害を与えないこと

#### 4.4.5 設計拡張状態に対する設計上の考慮

一般に、原子力施設の安全確保の基本的な考え方は、原子力災害による公衆の健康被害を防止すること、すなわち、通常運転時の放射性物質の環境放出量及び放射線量を合理的に達成可能な限り低減（ALARA）するとともに、異常な環境放出に至りうる異常を防止し、異常発生時の環境放出量を抑制することである。その考え方を踏まえて、原子炉は深層防護の概念に基づいた安全

機能が要求される。高速炉は同世代の軽水炉と同等の安全性を目標としている。それを達成するためには、決定論的要件として安全確保のための設計要件が軽水炉と同等であることとしている。また、確率論的要件として軽水炉と同等の炉心損傷発生頻度及び格納容器機能喪失頻度の目標値を満足することとしている。

図 4.3 は決定論的安全要件である深層防護レベルと確率論的な安全目標の関係を示している。放射性物質の大規模な放散の可能性のある事象に対しては、その事象発生頻度を低く抑えておけばいいとの考えに基づき、リスクカーブを描くことができる。受容できない事故影響の範囲に至らないようにするためには、合理的な設計対策を導入すれば、発生頻度を低減あるいは事故影響を緩和することができる。なお、リスクカーブについては定量的な検討が必要である。

軽水炉と異なり、低圧ナトリウム冷却炉という特徴により、高速炉は冷却材喪失ポテンシャルが低いことから、一般に設計基準事象に対する安全裕度は大きく、この範囲ではリスクは限定的であると言える。したがって、設計基準事象を超える近傍の領域に有意な「クリフエッジ」が存在しない（ある確率を超えた途端に極めて大きな放射性物質の放散の可能性がない）ことが重要である。設計基準事象を超えた領域では、炉心損傷に進展すると放射性物質放散の可能性が顕在化することがあるため、炉心損傷事故に対して発生頻度を低減する、あるいは事故影響を緩和することが必要である。そのための合理的な安全確保対策を導入することによって受容可能なリスクレベルを達成することができると思われる。

一方で、高速炉は、反応度最大の炉心構成にないため核的ポテンシャルをもつことが安全上の特徴である。設計基準事象の範疇ではこれが顕在化することはないが、設計基準事象を超える領域では、冷却材沸騰や燃料集中による急激な出力上昇を伴う機械的エネルギーが発生する可能性がある。したがって、この高速炉の核的ポテンシャルに対して、炉心の著しい損傷を防ぐように、また、炉心損傷に至ったとしても、その熱的・機械的影響が原子炉 1 次系バウンダリ内に収納できるように、炉心特性における安全設計上の配慮がなされた上で、炉心損傷への拡大防止及び事故影響緩和に関する安全確保対策を導入すれば、軽水炉と同等の安全性を有することが可能になる。具体的には、次のような設計上の配慮が考えられる。

- 炉心は、炉心損傷の防止の観点から、異常状態における安全保護系の機能喪失による炉心への影響を緩和できるよう考慮する。（例えば、受動的炉停止機構）
- 炉心は、炉心損傷時の初期における影響緩和の観点から、冷却材沸騰による過度の正の反応度投入の影響を低減できるよう考慮する。
- 炉心燃料集合体は、炉心損傷時の燃料溶融による機械的エネルギー放出防止の観点から、溶融燃料のプール形成による過度の正の反応度投入を回避できるよう考慮する。（例えば、内部ダクト付き燃料集合体）
- 炉内構造物は、炉心損傷後に堆積し得る炉心物質を保持し、残留熱を除去する系統と相まってこれを安定冷却できるよう、支持構造物の多層化、水平部面積、冷却材流路の確保等を考慮する。（例えば、多段受け皿）
- 残留熱を除去する系統、原子炉冷却材バウンダリは、設計拡張状態時に考えられる熱的および機械的負荷等に対する耐性を考慮する。

IAEA の深層防護レベルによれば設計拡張状態は第 4 レベルに相当する。第 4 レベルは事故進展の防止とシビアアクシデントの事故影響の管理であることから、アクシデントマネージメントを遂行することもまた意味している。我が国では、既存炉のためのアクシデントマネージメントは運転員操作との意味に取られているが、国際動向を踏まえるとこれは狭義のアクシデントマネージメントであり、広義のアクシデントマネージメントは第 4 レベル対応と解釈できる。つまり、運転員操作のみならず第 4 レベルの設計対策もまたアクシデントマネージメントと言え、シビアアクシデントへの進展防止対策および事故影響緩和対策とは、それぞれフェーズ I とフェーズ II のアクシデントマネージメントに相当する。このような解釈によって、従来型のプラントとの整

合性を図ることが可能となる。

フェーズⅠのアクシデントマネージメントには、除熱系喪失事象などの時間余裕があれば運転員操作に期待できるが、炉停止失敗事象などの時間余裕がない場合は運転員操作には期待できず十分な設計対応が必要である。図 4.4 に各事象の時間進展と設計対策の関係を示す。炉停止失敗事象は数十秒から数分で炉心損傷に至る可能性があるため、運転員操作（フェーズⅠアクシデントマネージメント）に期待できない。そのため、設計対策によって炉心損傷を防止する必要がある。極めて確率の低い事象でかつ急速に事象が進展するため、炉心損傷防止対策の非信頼度を十分に低くできるとは言い切れない。そのような事象に対して、十分な設計対策をとるべきであり、炉心損傷緩和対策を備える必要がある。したがって、時間余裕のない炉停止失敗事象に対しては、設計対応として炉心損傷防止と緩和対策の両方の対策を必要とする。一方、除熱系喪失事象に対しては、炉心損傷に至るまでに数時間かかり緩慢に事象が進展するため、運転員操作（フェーズⅠアクシデントマネージメント）に期待できる。時間余裕があるため、炉心損傷を防止できる適切な設計対策をいくつか用意しておき運転員操作によってその設計対策を起動させれば炉心損傷を防止できる。したがって、時間余裕のある除熱系喪失事象に対しては、運転員操作に期待した炉心損傷防止対策をいくつか必要とする。

また、時間余裕のない事象に対しては、極めて発生頻度が低い事象であるため、動的安全設備に頼らず自然現象に基づく受動安全設備により高い信頼度を確保する必要がある。原子炉の安全機能である炉停止機能と冷却機能のそれぞれについて、固有安全・能動安全との組み合わせを考慮して受動安全設備を設けることが推奨される。

上記のような考え方にに基づき、次のような要件案および本文の解説とする。

#### 要件

原子炉施設は、「設計拡張状態」に対して重大な炉心損傷への進展防止ができる設計とし、また、炉心損傷に至ったとしてもその事故影響の緩和を適切に図ることができる設計であること。

#### 本文の解説

設計基準事象を超える「設計拡張状態」の影響が当該プラント内で防止および緩和され、環境への放射性物質の放散が適切に抑制されるように設計されることが必要である。ここでいう「重大な炉心損傷への進展防止」とは、有意な出力上昇はなく、炉心は著しい損傷に至ることなく、放射性物質の格納機能に有意な影響を及ぼさないことをいう。また、「事故影響の緩和」とは、想定される炉心損傷に対して、過度の出力上昇はなく、格納容器へ有意な熱的・機械的影響を及ぼさずに放射性物質の放散を適切に抑制することをいう。

## 5 高速炉の安全要件の国際標準化に向けたアプローチ

JSFR が国際標準となるためには、プラント本体(ハード)の性能・安全性が優れており、新規導入国にとって魅力的なものであることは必須であるが、それに加え、その安全性を担保する安全審査制度、安全審査指針類及び技術基準類といったソフト面を整備し、ハードとソフトを一体として提供することが重要である。

原子炉施設の安全確保の基本的な考え方は世界共通だと考えられるが、現在のところ、第4世代炉である高速炉に対する国際標準的な安全審査指針類は存在しない。JSFR は IAEA の深層防護レベル4の安全性を考慮し、いわゆるシビアアクシデント対策を取り入れた設計概念となっているが、世界の原子力の安全性向上のためには、このような高いレベルの安全の考え方を国際的に広めていくことが必要であると考えられる。

そのためには、商用化前の原型炉・実証炉の建設計画が進むこの時期に、他国に先んじて早期に JSFR の安全の考え方を国際標準指針に反映するよう戦略的に取り組むことが重要となる。しかしながら、JSFR の設計(ハード)の進捗状況及び国内の安全審査・後段規制等の進捗状況と無関係に無闇にソフト面(指針等)の国際展開を試みると、ハードとソフトの整合性が取れなくなり、ハードとソフトを一体とした提供ができなくなる恐れがある。したがって、図 5.1 のように、JSFR の設計(ハード)及び国内の安全審査・後段規制等の進捗状況に合わせて 6 段階に分けてソフト面での国際展開を図ることとする。

### 第1パッケージ (2013年度末) GIF 安全設計クライテリアと JSFR 1次設計(共通サイト条件)

JSFR 実証炉は 2010 年末までの概念検討に引き続き、2011～2013 年の概念設計 Phase I の段階に入る。この段階ではまだ立地は決まっておらず、サイト条件によらない設計となる。

国際的には、「第4世代炉に関する国際フォーラム」(GIF)において、ナトリウム冷却高速炉を対象とし、JSFR の安全要件を盛り込んだ一般安全設計指針(GIF 安全設計クライテリア)の策定を行う。これは、図 5.2 に示されるように、IAEA の安全基準でいえば軽水炉を対象とした NS-R-1 に相当するものである。高速炉に特有の事項としては、本報告書にて予備的検討を行った「高速炉安全設計要件」の内容が盛り込まれる。GIF 安全設計クライテリアは、2013 年目途に策定される予定である。

2013 年末に概念設計 I が終了した段階で、GIF 安全設計クライテリアと JSFR の 1 次設計(共通サイト条件)を併せて第1パッケージとして海外展開できるようになる。

一方、国内では、安全指針のベースとなる安全要件について、本報告書の予備的検討結果を踏まえ、2011 年度より原子力学会にて特別専門委員会を設置し、2 年間の予定で本格的な検討を行う予定である。原子力学会での検討結果を踏まえ、2013 年頃から原子力安全委員会と安全指針の整備に係る作業に入ることを想定している。また、指針類の整備に向けた働きかけと並行し、JSFR の安全審査に向け、安全審査対象・内容の明確化を図る予備審査の制度化、実機での試験結果を安全評価に反映させる包括的安全報告の導入等、規制制度の見直しを規制側に働きかける。

### 第2パッケージ (2015年度末) 規制制度+JSFR 2次設計(建設サイト条件を含む)

JSFR 実証炉は 2013 年頃に立地が確定すると考えられるので、建設サイト条件を確定した概念設計 Phase II の段階に入り、2015 年に概念設計が終了する。また、この時期に国内では規制制度の見直しが終了し、予備審査・包括的安全報告等が制度として導入されると考えられる。

この段階で、予備審査・包括的安全報告等の規制制度と JSFR の 2 次設計(建設サイト条件を含む)を第 2 パッケージとして海外展開できるようになる。

### 第 3 パッケージ (2018 年) 安全審査内容 I (SRP) + JSFR 基本設計

2016 年に始まった JSFR 実証炉の基本設計は 2018 年に終了する。国内では、原子力安全委員会にて高速炉安全指針が策定され、その策定作業を通じて、JSFR 実証炉の実質的な予備審査を受けることとなる。これにより、実際の安全審査に向け、JSFR 実証炉の基本設計と整合した審査内容：Standard Review Plan (SRP) が準備される。

この段階で、JSFR の基本設計及びそれと整合した SRP を第 3 パッケージとして海外展開できるようになる。

### 第 4 パッケージ (2020 年頃) 安全審査内容 II (SRP) + JSFR 詳細設計

JSFR 実証炉の安全審査は 2018～2020 年と想定されている。それと並行して JSFR 実証炉の詳細設計が行われる。

安全審査が終了した段階で、JSFR 実証炉の詳細設計及び安全審査結果・詳細設計と整合した SRP が第 4 パッケージとして海外展開できるようになる。

### 第 5 パッケージ (2025 年頃) FSAR+建設・試験実績

JSFR 実証炉は、2020 年頃に安全審査が終了すると、引き続き設工認／工認の段階に入る。それと並行して建設を行い、2023 年頃に完成する予定である。2 年程度の試験を経て最終安全解析報告書(FSAR)を提出し、2025 年に運転開始となる。

この段階で、FSAR と建設・試験実績を併せて第 5 パッケージとして海外展開できるようになる。

### 第 6 パッケージ (2030 年頃) 運転実績の反映

JSFR 実証炉は 2025 年以降運転段階に入り、種々の試験が行われる。2030 年頃を目途とし、蓄積した運転実績を第 6 パッケージとして海外展開する。

今後、このロードマップに従って国際展開のアクションを開始するとともに、進捗状況に応じてロードマップを改訂しながら、その実現を図っていく予定である。

## 6 結論

高速炉の国際展開に資することを目的として、革新技術を採用した高速炉である JSFR に適合し、かつ海外主要国の安全規制にも調和する国際標準的な安全要件の整備に向けた検討を行った。

まず、安全指針体系の動向及び国内外の安全指針類に記載された安全要求を幅広く調査し、安全指針の国際標準の観点から考慮すべき安全要求を抽出した。

次に、調査結果を踏まえ、将来整備が想定される高速炉の安全指針のベースとなる安全要件について予備的な検討を実施した。安全要件の最上位文書として「安全確保の基本的考え方」に安全確保に係る基本的概念や考慮すべき高速炉の特徴を記述し、その下に軽水炉指針に対応のある「高速炉安全設計要件」、「高速炉安全評価要件」及び「高速炉重要度分類要件」を整備することとし、それらの第1次素案を作成した。

特に、将来の高速炉は、第4世代炉として高いレベルの安全性を達成することが要求されているため、設計基準を超えた領域で、大規模な炉心損傷に進展して放射性物質が放散する危険性が顕在化しないよう、設計基準を超える「設計拡張状態」を設計上考慮することを安全要件に盛り込んだ。

最後に、国際標準化に向けたアプローチを取りまとめた。商用化前の原型炉・実証炉の建設計画が進むこの時期に他国に先んじて早期に JSFR の安全の考え方を国際標準指針に反映するよう戦略的に取り組むことが重要であることから、JSFR の設計(ハード)及び国内の安全審査・後段規制等の進捗状況に合わせて6段階に分けてソフト面での国際展開を図ることとし、そのロードマップ案を作成した。

今後、このロードマップに従って国際展開のアクションを開始するとともに、進捗状況に応じてロードマップを改訂しながら、その実現を図っていく予定である。

## 謝辞

本調査研究を実施するに当たり、3年間の検討を頂いた高速炉国際展開戦略検討委員会の安全審査ワーキンググループ委員の皆様に、深く感謝申し上げます。

## 参考文献

- 1) S. Kotake, T. Mihara, S. Kubo, K. Aoto, M. Toda: “Development of Advanced Loop-Type Fast Reactor in Japan,” Nucl. Technol., 170(1), pp.133–147 (2010).
- 2) 文部科学省研究開発局: “高速増殖炉サイクルの研究開発方針について” (2006年11月2日)
- 3) International Atomic Energy Agency: “Nuclear Safety Infrastructure for a National Nuclear Power Programme Supported by the IAEA Fundamental Safety Principles,” INSAG-22 (2008).
- 4) 原子力安全委員会: “安全審査指針類の体系化について” 平成14年度第72回原子力安全委員会資料第1号 (平成14年11月11日) .  
<<http://www.nsc.go.jp/anzen/shidai/genan2002/genan072/siryo1.htm>>
- 5) 原子力安全委員会: “安全審査指針類における共通事項の明確化について (案)”, 原子力安全基準・指針専門部会 体系化検討小委員会 第2回会合資料 第2-6号 (平成21年8月19日)
- 6) 原子力安全委員会: “原子力安全委員会の当面の施策の基本方針について”, 22安委決第33号 (平成22年12月2日) .
- 7) 原子力安全委員会: “リスク情報を活用した安全規制の導入に関する関係機関の取組みと今後の課題と方向性ーリスク情報のより一層の活用と進展に向けてーについて” 平成19年度第65回原子力安全委員会資料第1-1号 (平成19年9月20日) .  
<<http://www.nsc.go.jp/anzen/shidai/genan2007/genan065/siryo65-1-1.pdf>>
- 8) U.S. Nuclear regulatory Commission: “Nuclear Power Plant Licensing Process,” NUREG/BR-0298, Rev.2 (2004).
- 9) U.S. Nuclear regulatory Commission: “Design Certification Applications for New Reactors,” (online) available from <<http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert.html>> (accessed 2011-02-08).
- 10) U.S. Nuclear regulatory Commission: “Early Site Permit Applications for New Reactors,” (online) available from <<http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/esp.html>> (accessed 2011-02-08).
- 11) U.S. Nuclear regulatory Commission: “Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition,” NUREG-0800 (1987).
- 12) American National Standards Institute/American Nuclear Society: “General Safety Design Criteria for a Liquid Metal Reactor Nuclear Power Plant,” ANSI/ANS-54.1-1989 (Withdrawn 1999), American Nuclear Society, La Grange Park, Illinois (1989).
- 13) American Nuclear Society: “Standards What's New,” (online) available from <<http://www.ans.org/standards/new/docs/whatsnew.pdf>> (accessed 2011-02-08).
- 14) U.S. Nuclear regulatory Commission: “Potential Policy, Licensing, and Key Technical Issues for Small Modular Nuclear Reactor Designs”, Commission Papers for 2010, SECY-10-0034 (2010).
- 15) Western European Nuclear Regulators’ Association: “Harmonization of Reactor Safety in WENRA Countries,” WENRA Reactor Harmonization Working Group (2006).
- 16) Western European Nuclear Regulators’ Association: “Safety Objectives for New Power Reactors,” WENRA Reactor Harmonization Working Group (2009).
- 17) The Risk and Safety Working Group of the Generation IV international Forum: “Basis for the Safety Approach for Design & Assessment of Generation IV Nuclear Systems, Revision 1,” (2008).
- 18) OECD Nuclear Energy Agency (NEA): “Multinational design Evaluation Programme 2008 Annual Report”, June 2009.
- 19) G. Vaughan: “The Structure and Application of High Level Safety Goals”, CNRA workshop on New Reactor Siting, Licensing and Construction Experience, Prague, Czech Republic, 15-17 September 2010, (online) available from <<http://www.oecd-nea.org/nsd/workshops/new-reactor-siting/programme.html>> (accessed 2011-02-08).
- 20) 原子力安全委員会: “発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針” (平成2年8月30日 決定、平成13年3月29日 一部改訂) .
- 21) 原子力安全委員会: “高速増殖炉の安全性の評価の考え方” (昭和55年11月6日 決定、平成元年3月27日、平成2年8月30日、平成12年10月12日、平成13年3月29日 一部改訂) .
- 22) 独立行政法人日本原子力研究開発機構: “高速増殖炉研究開発センター原子炉設置許可申請書 (高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設の変更) 本文及び添付書類四、五、六、八、九、十 (平成18年10月、平成19年5月25日一部補正) ”.
- 23) 財団法人原子力安全研究協会: “高速増殖炉の安全基準に関する調査 (平成8年度科学技術調

- 査資料作成委託研究) ” (平成 9 年 3 月) .
- 24) U.S. Nuclear regulatory Commission: “Safety Evaluation Report Related to the Construction of the Clinch River Breeder Reactor Plant,” NUREG-0968 (1983).
  - 25) U.S. Nuclear regulatory Commission: “Preapplication Safety Evaluation Report for the Power reactor Innovative Small Module (PRISM) Liquid-Metal Reactor,” NUREG-1368 (1994).
  - 26) Y. I. Chang, P. J. Finck, C. Grandy et al.: “Advanced Burner Test Reactor Preconceptual Design Report,” ANL-ABR-1 (ANL-AFCI-173) (2006).
  - 27) U.S. Department of Energy: “Nuclear Reactor Safety Design Criteria,” DOE 5480.30 (1993).
  - 28) F. E. Dunn, T. H. Fanning, and J. E. Cahalan: “Preliminary Safety Evaluation of the Advanced Burner Test Reactor,” ANL-AFCI-172 (2006).
  - 29) 財団法人原子力安全研究協会 高速炉基準調査専門委員会: “日仏高速炉安全基準の対比表” (昭和 61 年 3 月) .
  - 30) J. C. Lefevre, C. H. Mitchell, G. Hubert: “European fast reactor design,” Nuclear Engineering and Design, 162, pp.133-143 (1994).
  - 31) International Atomic Energy Agency: “Status of national programmes on fast reactors,” Proceedings of the 26th meeting of the International Working Group on Fast Reactors, Vienna, May 4-7, 1993, IAEA-TECDOC-741 (1994).
  - 32) European Communities: “LMFBR safety criteria and guidelines for consideration in the design of future plants,” EUR 12669 EN (1990).
  - 33) European Commission: “Road Map for a European Innovative Sodium-cooled Fast Reactor (EISOFAR),” Final report, EUR 23732 (2009).
  - 34) M. Fischer: “The severe accident mitigation concept and the design measures for core melt relocation of the European Pressurized Reactor (EPR),” Nuclear Engineering and Design, 230, pp.169-180 (2004).
  - 35) “Technical Guidelines for the Design and Construction of the Next Generation of Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors,” Adopted during the GPR/German experts plenary meetings held on October 19th and 26th 2000.
  - 36) International Atomic Energy Agency: “IAEA Safety Standards,” (online) available from <<http://www-ns.iaea.org/standards/>> (accessed 2011-05-15).
  - 37) 独立行政法人原子力安全基盤機構: “IAEA 安全基準邦訳データベース,” available from <<http://www.jnes.go.jp/database/iaea/iaea-ss.html>> (accessed 2011-05-15).
  - 38) International Atomic Energy Agency: “Fundamental Safety Principles,” Safety Standards Series No. SF-1, IAEA, Vienna (2006).
  - 39) 国際原子力機関: “基本安全原則,” IAEA 安全基準シリーズ, No. SF-1 (2006) (翻訳: 原子力安全基盤機構 (2008)).
  - 40) International Atomic Energy Agency: “Safety of Nuclear Power Plants: Design,” Safety Standards Series No. NS-R-1, IAEA, Vienna (2000).
  - 41) 国際原子力機関: “原子力発電所の安全: 設計,” IAEA 安全基準シリーズ, No. NS-R-1 (2000) (翻訳: 原子力安全基盤機構 (2009)).
  - 42) “発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令” (昭和 40 年通商産業省令 62 号、平成 17 年 7 月 1 日、平成 17 年 12 月 22 日、平成 20 年 2 月 27 日 改正) .
  - 43) 内田秀雄: “原子力施設の安全の基本”, 財団法人原子力安全研究協会 (1996).
  - 44) 原子力委員会: “軽水炉についての安全設計に関する審査指針について” (昭和 45 年 4 月 23 日) .
  - 45) 原子力安全委員会: “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 決定、平成 18 年 9 月 19 日、平成 21 年 3 月 9 日 一部改訂) .
  - 46) International Atomic Energy Agency: “Safety Classification of Structures, systems and Components in Nuclear Power Plants,” IAEA Draft Safety Standards, DS367.
  - 47) Westinghouse Electric Company LLC, “AP1000 Design Control Document”.
  - 48) International Atomic Energy Agency: “Design of the Reactor Coolant System and Associated Systems in Nuclear Power Plants,” IAEA Safety Standards Series, NS-G-1.9.
  - 49) 原子力安全委員会: “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 決定、平成 13 年 3 月 29 日 一部改訂) .

- 50) 原子力安全委員会: “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 決定、平成元年 3 月 27 日、平成 6 年 4 月 21 日、平成 13 年 3 月 29 日 一部改訂) .
- 51) 原子力安全委員会: “原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて” (昭和 39 年 5 月 27 日 決定、平成元年 3 月 27 日 一部改訂) .
- 52) 原子力安全委員会: “プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について” (昭和 56 年 7 月 20 日 決定、昭和 58 年 5 月 26 日、平成元年 3 月 27 日、平成 13 年 3 月 29 日 一部改訂) .
- 53) 原子力安全委員会: “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 決定、平成元年 3 月 27 日、平成 13 年 3 月 29 日 一部改訂) .
- 54) 原子力安全委員会: “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 決定、平成元年 3 月 27 日、平成 13 年 3 月 29 日 一部改訂) .
- 55) 原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会: “原子力発電施設の技術基準の性能規定化と民間規格の活用に向けて” (平成 14 年 7 月 22 日) .
- 56) Hans K. Fauske: “The Role of Core-Disruptive Accidents in Design and Licensing of LMFBRs,” *Nuclear Safety*, Vol.17. No.5, pp.550-567 (1976).
- 57) 栗坂健一、可児吉男: “安全設計評価事象の区分に関する研究” PNC TN9410 97-050 (1997 年 5 月) .

表 3.1: IAEA 安全基準「原子力発電プラントの安全：設計」(NS-R-1)の目次構成<sup>4)</sup>

**1. はじめに**

- (1) 背景
- (2) 目的
- (3) 範囲
- (4) 構成

**2. 安全目的及び概念**

- (1) 安全目的
- (2) 深層防護の概念

**3. 安全の管理のための要件**

- (1) 管理責任
- (2) 設計管理
- (3) 実証された工学的手法
- (4) 運転経験と安全研究
- (5) 安全評価
- (6) 安全評価の独立検証
- (7) 品質保証

**4. 主要な技術要件**

- (1) 深層防護の要件
- (2) 安全機能
- (3) 事故発生防止及び発電所の安全特性
- (4) 放射線防護及び許容基準

**5. 発電所の設計に対する要件**

- (1) 安全上の重要度分類
- (2) 設計の基本的考え方
- (3) 構築物、系統及び機器の信頼性に対する設計
- (4) 供用中試験、保守、修理、検査及び監視のための方策
- (5) 設備の実証
- (6) 高経年化
- (7) 人的要因
- (8) その他の設計上の配慮
- (9) 安全解析

**6. 発電所の系統設計に対する要件**

- (1) 炉心と関連設備
- (2) 原子炉冷却系
- (3) 格納容器系
- (4) 計測制御
- (5) 緊急時制御センター
- (6) 非常用電源供給系
- (7) 廃棄物処理・管理系統
- (8) 燃料取扱・貯蔵系
- (9) 放射線防護

表 3.2: 主要国の軽水炉及び高速炉に関する事象区分の比較 (1/2)

日本			米国				比較結果
発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂)	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針 (「もんじゅ」原子炉設置許可申請書 添付書類八 平成18年10月、平成19年5月一部補正)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成8年度とりまとめ)	一般安全設計指針* * 10 CFR appendix A to Part 50 -Genral Design Criteria for Nuclear Power Plants	CRBRP に関するクライテリア* (NRC スタッフが認めた分類) * SER of the CRBRP (NUREG-0968)	PRISM に関するクライテリア* (NRC スタッフによる提案) * PSER for the PRISM (NUREG-1368)	ABTR に関するクライテリア* (ANL による既存指針のレビュー) * PSE of the ABTR (ANL-AFCI-172)	
<b>用語の定義</b>							
「通常運転」 ・ 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。	「通常運転時」 ・ 原子力発電所の起動、停止、出力運転、および燃料取替等が、計格的または頻繁に行われた場合、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態をいう。	「通常運転」 ・ 計画的に行われる起動、停止、出力運転、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。	Normal Operation (定義の記載なし)	Normal Operation	Normal Operation (NRC スタッフは、定義に関する提案は特に行っていない模様。ただし、15章「ACCIDENT ANALYSIS」の中で、申請者(GE)による定義が記載されている。)	定義の記載なし	高速炉の事象区分について、国際的に標準となるような指針は整備されていないが、日米の事象区分は概ね同等。
「運転時の異常な過渡変化」 ・ 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ご操作、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じる異常な状態をいう。	「運転時の異常な過渡変化時」 ・ 原子炉の運転状態において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障もしくは誤動作または運転員の単一誤操作によって外乱が加えられた状態およびこれらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転状態が計画されていない状態にいたる場合をいう。	「運転時の異常な過渡変化」 ・ 原子炉運転中において、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もしくは誤動作または運転員の単一のご操作、およ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じる異常な状態をいう。	Anticipated Operational Occurrence (定義: 原子力発電所の寿命期間中に1回またはそれ以上の回数で発生が想定される通常運転の状態の一つ)	Anticipated event (定義: 原子力発電所の寿命期間中に1回またはそれ以上の回数で発生が想定され通常状態から逸脱した状態 (off-normal condition))	Event Category I (EC-I) (3章「REVIEW APPROACH AND CRITERIA」の中で、NRC スタッフが提案した事象分類。これは左記の「Anticipated Operational Occurrence」に相当する事象と解説。)	定義の記載なし	
「事故」 ・ 「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されるものをいう。	「事故時」 ・ 「運転時の異常な過渡変化時」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定される事故事象が発生した状態をいう。	「事故」 ・ 発生する頻度は稀であるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるものをいう。  「稀有事故」 ・ 「事故」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、発生した場合は炉心の損傷とそれともなう原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、高速増殖炉の安全設計上の特徴と事象進展に対する影響緩和機能との関連により、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるものをいう。	Postulated Accident (定義は記載されていないが、LOCAがこれに相当すると説明している。SRP (NUREG-800) では、予想外の事象、すなわち、仮想的な事象であって、原子力発電所の寿命期間中に発生するとは想定されないものと解説。)	Unlikely event (定義: 個別には原子力発電所の寿命期間中に発生するとは想定されないが、全てのプラント構成要素を一体化して考えた時 (when integrated over all plant components)、何度も発生することが想定される通常状態から逸脱した状態)  Extremely unlikely event (定義: 原子力発電所の寿命期間中に発生するとは想定されない極めて発生確率の低い通常状態から逸脱した状態であるが、それでもなお、設計基準として分類される故障の極限的あるいは極端なケースを表すもの (nevertheless represents extreme or limiting cases of failures which are identified as design bases))	Event Category II (EC-II) (3章「REVIEW APPROACH AND CRITERIA」の中で、NRC スタッフが提案した事象分類。これはLWRのDBAに相当するものと解説。)	DBA	
	「事故」より更に発生頻度は低いが結果が重大であると想定される事象」(添付書類十に記載)  (本事象は、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方(原子力安全委員会決定)」の別紙の「II. LMFBRの安全評価について」の(5)項で定められたもの。)	「付加的限界事象」 ・ 「稀有事故」を超える過酷な状態であって、発生頻度はさらに低く、技術的見地からは起こるとは考えられないが、結果が重大であると想定される事象であり、炉心の著しい損傷に至る事象について原子炉施設からの放射性物質の大量の放散が適切に抑制されることを評価するために想定する必要があるものをいう。	記載なし	BDBA (CDA (炉心冷却材インベントリの喪失および ATWS に起因したものを含む)はDBAから除外しても良いとの結論。)  (1978年にまとめられた NUREG-0460 (LWRsのATWSについて)では、米国内外のLWRの運転実績の評価を行い、いくつかのLWRではATWSの発生頻度が十分に高く、リスク低減対策が必要と結論付けられている。しかし、問題となったLWRは、高速で作動する炉停止系が1系統しか備わっていないものであり、CRBRPは2系統の独立した高速作動の炉停止系を有することから、ATWSをDBAから除外しても良いと説明。)	Event Category III (EC-III) (3章「REVIEW APPROACH AND CRITERIA」の中で、NRC スタッフが提案した事象分類。これはDBAを超えるシビアアクシデントに相当するものと解説。「Bounding Event」がこれに含まれる。EC-IIIの具体的な想定事象は、PRAを補足的に活用した工学的判断によって選定されることになろうとの見解。また、EC-IIIの解析は、「best-estimate basis」で行うべきであるとの見解が示されている。)	BDBA (具体的には、ULOF、UTOP、ULOHSを記載。)	

表 3.2: 主要国の軽水炉及び高速炉に関する事象区分の比較 (2/2)

日本		米国				欧州	備考・特記事項
もんじゅ (原子炉設置許可申請書)	電力実証炉 (原安協)	SRP	AP1000 (Design Control Document)	ESBWR (Design Control Document)	US-APWR (Design Control Document)	UK-EPR (EPR Safety, Security and Environmental Report) *AREVA/EDF が HSE (英国保健安全執行部) に提出	
<b>DBE</b>							
「通常運転時」 原子力発電所の起動、停止、出力運転、および燃料取替等が、計格的または頻繁に行われた場合、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態をいう。	「通常運転」 計画的に行われる起動、停止、出力運転、燃料取替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。	(日本の「通常運転」に相当する用語の解説はない。)	<b>Condition I: normal operation and operational transients</b> プラントの出力運転、燃料交換、保守あるいは操作の過程において頻繁あるいは定期的起こると予想されるもの  *ANSI 18.2 "Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary PWR Plants" を参照している。	(日本の「通常運転」に相当する用語の解説はない。)	<b>Normal operation</b> Normal operation includes plant heat-up and cool-down, power level increases (up to the specified maximum rates corresponding to a step load increase of 10 percent (%) and ramp load increases of 5% per minute), and load decreases (up to a full load rejection).	<b>Plant Condition Category 1: normal operating conditions</b>	日本の事象区分は、大きな枠組みで見れば、欧米の最新 LWR の事象区分とも整合する。
「運転時の異常な過渡変化時」 原子炉の運転状態において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障もしくは誤動作または運転員の単一誤操作によって外乱が加えられた状態およびこれらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転状態が計画されていない状態にいたる場合をいう。	「運転時の異常な過渡変化」 原子炉運転中において、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もしくは誤動作または運転員の単一のご操作、およ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じる異常な状態をいう。	<b>Anticipated Operational Occurrence (AOO)</b> 原子力発電所の寿命期間中に1回またはそれ以上の回数で発生が想定される通常運転の状態の一つ	<b>Condition II: faults of moderate Frequency</b> These faults, at worst, result in a reactor trip with the plant being capable of returning to operation.	<b>Anticipated Operational Occurrence (AOO) (&gt;10<sup>-2</sup>/ry)</b> An AOO is any abnormal event that has an event probability of ≥ 1/100 per year.	<b>Anticipated Operational Occurrences (AOOs)</b> (AOOs) are events in which the reactor plant conditions are disturbed beyond the normal operating range. AOOs are expected to occur one or more times during the lifetime of the plant.	<b>Plant Condition Category 2: design basis transients (&gt;10<sup>-2</sup>/ry)</b>	
「事故時」 「運転時の異常な過渡変化時」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定される事故事象が発生した状態をいう。	「事故」 発生する頻度は稀であるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるものをいう。  「稀有事故」 「事故」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、発生した場合は炉心の損傷とそれともなう原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、高速増殖炉の安全設計上の特徴と事象進展に対する影響緩和機能との関連により、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるものをいう。	<b>Postulated Accident</b> 予想外の事象、すなわち、仮想的な事象であって、原子力発電所の寿命期間中に発生するとは想定されないもの	<b>Condition III: infrequent faults</b> Condition III events are faults that may occur infrequently during the life of the plant.  <b>Condition IV: limiting faults</b> Condition IV events are faults that are not expected to take place, but are postulated because their consequences include the potential of the release of significant amounts of radioactive material.	<b>Infrequent Event (&lt;10<sup>-2</sup>/ry)</b> An infrequent event is defined as a DBE (with or without assuming a single active component failure or single operator error) with probability of occurrence of < 1/100 per year, and a radiological consequence less than a design basis accident.  <b>Accident</b> An accident is defined as a postulated DBE that is not expected to occur during the lifetime of a plant.	<b>Postulated Accidents</b> Postulated Accidents (PAs) are unanticipated events or transients that are not expected to occur over the life of the plant, but which could cause the release of radioactive materials from the plant.	<b>Plant Condition Category 3: design basis incidents (10<sup>-2</sup>~10<sup>-4</sup>/ry)</b>  <b>Plant Condition Category 4: design basis accidents (10<sup>-4</sup>~10<sup>-6</sup>/ry)</b>	
<b>DBE</b>							
「事故」より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象」 LMFBR の運転実績が僅少であることに鑑み、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価を行い、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認する。  （「高速増殖炉の安全性の評価の考え方（原子力安全委員会決定）」の別紙の「II. LMFBR の安全評価について」の(5)項）	「付加的限界事象」 「稀有事故」を超える過酷な状態であって、発生頻度はさらに低く、技術的見地からは起こるとは考えられないが、結果が重大であると想定される事象であり、炉心の著しい損傷に至る事象について原子炉施設からの放射性物質の大量の放散が適切に抑制されることを評価するために想定する必要があるものをいう。	<b>ATWS</b> AOO の発生によって原子炉停止が要求されたにもかかわらず、原子炉停止系に失敗する事象	<b>ATWS</b> An anticipated transient without scram (ATWS) is an anticipated operational occurrence during which an automatic reactor scram is required but fails to occur due to a common mode fault in the reactor protection system.  ・ ATWS は、Chapter 15 Accident Analyses の 15.8 Anticipated Transients without Scram で扱われている。  ・ ATWS からの炉心損傷は、Chapter 19 Probabilistic Risk Assessment の Section 19.33 Fault Tree and Core Damage Quantification で扱われている。  ・ シビアアクシデントについては、Chapter 19 の Section 19.34 Severe Accident Phenomena Treatment で扱われている。	<b>Special Events</b> Special events are postulated in the 10 CFR regulations to demonstrate some specified prevention, coping or mitigation capabilities, without specifically requiring a radiological evaluation, and/or include a common mode equipment failure or additional failure(s) beyond the Single Failure Criterion.  ・ Special Events (ATWS を含む) は Chapter 15 Safety Analyses の 15.5 Special event evaluations で扱われている。  ・ Special events からの炉心損傷とシビアアクシデントは、Chapter 19 Probabilistic Risk Assessment and Severe Accidents の 19.3 Severe Accident Evaluations で扱われている。	<b>ATWS</b> An anticipated transient without scram (ATWS) is an anticipated operational occurrence (AOO) followed by the failure of the automatic reactor trip portion of the reactor trip system. The ATWS event cannot be classified as either an AOO or design basis accident (postulated accident), and has been historically considered as a beyond-design-basis event.  ・ ATWS は、Chapter 15 Transients and Accident Analyses の 15.8 Anticipated Transients without Scram で扱われている。  ・ ATWS からの炉心損傷とシビアアクシデントは、Chapter 19 Probabilistic Risk Assessment and Severe Accident Evaluation の 19.2 Severe Accident Evaluation で扱われている。	<b>Risk Reduction Category-A</b> RRC-A covers event sequences ("complex sequences") considered likely to lead to core melt due to multiple failures.  ・ ATWS や出力運転中の全給水停止の影響緩和は、Risk Reduction Category-A の範囲で評価される。 ・ 評価事象は PSA によって選定されるが、解析は決定論に基づいて行われる。  <b>Risk Reduction Category-B</b> ・ シビアアクシデント（格納容器の健全性を脅かす水蒸気爆発や水素燃焼など）の防止は、Risk Reduction Category-B の範囲で評価される。	・ 欧米の LWR では、許認可上、DBE (ATWS 等) が陽に取り扱われる。  ・ ATWS 等からの炉心損傷とシビアアクシデントについては、防止・緩和対策の有効性が評価される。この際、決定論的な評価の補完に PSA が利用される。  *10CFR52.47 "Contents of applications: technical information" (a) (23) は、軽水炉設計の設計認証申請において、シビアアクシデントの防止と緩和のための設計特性の記載と解析を申請書類に含めるよう要求。

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (1/25)

<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日 一部改訂)</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針 (「もんじゅ」原子炉設置許可申請書 添付資料 八 平成 18 年 10 月、平成 19 年 5 月一部補正)</p>	<p>高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成 8 年度とりまとめ)</p>
<p><b>原子炉施設全般</b></p>		
<p><b>指針 1. 準拠規格及び基準</b> 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。</p>	<p><b>方針 1. 準拠規格及び基準</b> 安全上重要な構築物、系統および機器の設計、材料の選定、製作および検査については、安全上適切と認められる規格および基準によるものであること。 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。</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>
<p><b>指針 2. 自然現象に対する設計上の考慮</b> 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きにも、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること。 2. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、地震以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計であること。重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件、又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であること。</p>	<p><b>方針 2. 自然現象に対する設計上の考慮</b> 1. 安全上重要な構築物、系統および機器は、地震により機能の喪失や破損を起した場合の安全上の影響を考慮して、重要度により耐震設計上の区分がなされるときにも、敷地および周辺地域における過去の記録、現地調査等を参照して、最も適切と考えられる設計地震動に十分耐える設計であること。 2. 安全上重要な構築物、系統および機器は、地震以外の自然現象に対して、寿命期間を通じてそれらの安全機能を失うことなく、自然現象の影響に耐えるように、敷地および周辺地域において過去の記録、現地調査等を参照して予想される自然現象のうち最も過酷と考えられる自然力およびこれに事故荷重を適切に加えた力を考慮した設計であること。</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (2/25)

<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針</p>	<p>高速増殖炉の安全設計方針</p>
<p><b>指針 3. 外部人為事象に対する設計上の考慮</b> 1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、想定される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。</p>	<p><b>方針 3. 人為事象に対する設計上の考慮</b> 原子力発電所は、安全上重要な構築物、系統および機器に対する第三者の不法な接近等の人為事象に対し、これを防護するための適切な措置を講じた設計であること。</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>
<p><b>指針 4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮</b> 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。</p>	<p><b>方針 6. 飛来物等に対する設計上の考慮</b> 安全上重要な構築物、系統および機器は、想定される飛来物、配管のむち打ちまたは流出流体の影響等から生じるおそれのある動的影響、熱的影響または溢流によって原子炉の安全を損なうことのない設計であること。</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>
<p><b>指針 5. 火災に対する設計上の考慮</b> 原子炉施設は、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3方策を適切に組み合わせ、火災により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。</p>	<p><b>方針 7. 火災に対する設計上の考慮</b> 安全上重要な構築物、系統および機器は、適切な配置、防火壁の設置をする等、火災に対する防護上の配慮がなされるとともに、これらは実用上可能な限り不燃性または難燃性材料を使用する設計であること。 また、これらの構築物、系統および機器に対して、適切な火災検出装置および消火装置を設置し、これらの装置の破損または不測の作動があっても、構築物、系統および機器は、それらの安全機能を失うことのない設計であること。</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>
<p><b>指針 6. 環境条件に対する設計上の考慮</b> 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。</p>	<p><b>方針 4. 環境条件に対する設計上の考慮</b> 安全上重要な構築物、系統および機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時および事故時において、それらの環境条件に適合できる設計であること。</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (3/25)

<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針</p>	<p>高速増殖炉の安全設計方針</p>
<p><b>指針 7. 共用に関する設計上の考慮</b> 安全機能を有する構築物、系統及び機器が 2 基以上の原子炉施設間で共用される場合には、原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。</p>	<p><b>方針 8. 共用の禁止</b> 安全上重要な構築物、系統および機器は、共用によって安全機能を失うおそれのある場合、原子炉施設間で共用しない設計であること。</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>
<p><b>指針 8. 運転員操作に対する設計上の考慮</b> 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。</p>	<p>方針 60. 運転員操作に対する設計上の考慮</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>
<p><b>指針 9. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 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。 3. 前項の系統は、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。</p>	<p><b>方針 9. 系統の単一故障</b> 安全上重要な系統は、非常用所内電源系のみで運転下または外部電源系のみで、単一故障を仮定しても、その系統の安全機能を失うことのない設計であること。</p> <p><b>方針 59. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 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。</p>	<p><b>方針 III-2. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 1. 安全機能を有する構築物、系統および機器は、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、多重性または多様性および独立性を備えた設計であること。 3. 前項の系統は、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。</p>
<p><b>指針 10. 試験可能性に関する設計上の考慮</b> 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て、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ができる設計であること。</p>	<p><b>方針 11. 試験可能性に対する設計上の考慮</b> 安全上重要な構築物、系統および機器は、それらの健全性及び能力を確認するために、その重要度に応じて、原子炉の運転中に試験および検査ができるか、または原子炉の定期点検停止時もしくは燃料取替停止中に適切な方法により試験および検査ができる設計であること。</p>	<p><b>方針 III-3. 試験可能性に関する設計上の考慮</b> 安全機能を有する構築物、系統および機器は、それらの健全性及び能力を確認するために、安全機能の重要度に応じて、適切な方法により、原子炉の運転中または停止中に試験または検査ができる設計であること。</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (4/25)

<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針</p>	<p>高速増殖炉の安全設計方針</p>
<p>原子炉及び原子炉停止系</p> <p>指針 11. 炉心設計</p> <p>1. 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡</p>	<p>方針 5. ナトリウムに対する設計上の考慮</p> <p>1. ナトリウムを内包し、内部に液面を有する機器は、その液面上を不活性ガス雰囲気とするとともにナトリウムが空気に接触しない構造とすること。</p> <p>2. ナトリウムを循環する安全上重要な系統および機器は、ナトリウムの凍結により安全機能を失うことがないよう考慮された設計であること。</p> <p>3. 安全上重要な構築物、系統および機器は、ナトリウムの漏洩時においても、ナトリウムの化学反応の影響により安全機能を失うことがないよう考慮された設計であること。</p> <p>4. 事故時に一般公衆および従事者が放射線被曝を受けるおそれのある原子炉炉冷却材の漏洩に對しては、その化学反応または反応生成物による過渡の影響を緩和するよう適切な手段を備えること。</p>	<p>方針Ⅲ-1. ナトリウムに対する設計上の考慮</p> <p>1. 原子炉施設は、ナトリウムを内包する系統および機器の破損の防止、破損の検知ならびに破損時のナトリウムと空気、水等との化学反応またはその化学反応生成物の影響の緩和を適切に行える設計であること。</p> <p>2. 安全機能を有する構築物、系統および機器は、原子炉施設内部で発生が想定されるナトリウムを内包する系統および機器の破損にともなう化学反応または化学反応生成物の影響により、原子炉施設の安全性を損うことのない設計であること。</p> <p>3. 安全機能を有する構築物、系統および機器は、ナトリウムの凍結により原子炉施設の安全性を損うことのない設計であること。</p>
<p>原子炉及び原子炉停止系</p> <p>指針 11. 炉心設計</p> <p>1. 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡</p>	<p>方針 14. 原子炉設計</p> <p>原子炉の炉心およびそれに関連する原子炉冷却系および中間冷却系、計測制御系ならびに安全保護系は、通常運転時および運転時の異常な過渡</p>	<p>XIII. 付加的限界事象</p> <p>方針 XⅢ-1. 「付加的限界事象」に対する設計上の考慮</p> <p>「付加的限界事象」時の影響を緩和するために原子炉施設は、適切な頑健性（裕度）を有した設計であること。</p>
<p>原子炉及び原子炉停止系</p> <p>指針 11. 炉心設計</p> <p>1. 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡</p>	<p>方針 14. 原子炉設計</p> <p>原子炉の炉心およびそれに関連する原子炉冷却系および中間冷却系、計測制御系ならびに安全保護系は、通常運転時および運転時の異常な過渡</p>	<p>方針Ⅳ-1. 炉心設計</p> <p>1. 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系および安全保護系の機能と相まって、通常運転時および運転時の異常な過</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (5/25)

<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針</p>	<p>高速増殖炉の安全設計方針</p>
<p>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。</p> <p>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、通常運転時及び異常状態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。</p>	<p>変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、それぞれの機能を果たし得る設計であること。</p> <p><b>方針14. 炉心設計</b></p> <p>炉心は、それに関連する原子炉冷却系及び中間冷却系、原子炉停止系、計測制御系並びに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なく、それぞれの機能を果たし得る設計であること。</p>	<p>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。</p> <p>2. 炉心を構成する燃料棒以外の構成要素および原子炉容器内で炉心の近辺に位置する構成要素は、通常運転時および異常状態において、原子炉の安全停止および炉心の冷却を確保し得る設計であること。</p>
<p><b>指針 12. 燃料設計</b></p> <p>1. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。</p> <p>2. 燃料集合体は、輸送及び取扱ひ中に過度の変形を生じない設計であること。</p>	<p><b>方針 15. 燃料設計</b></p> <p>1. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中を通じ、他の炉心構造物との関係を含め、その健全性を失うことがなく、炉心の性能を十分に発揮し得る設計であること。</p> <p>2. 燃料集合体は、燃料の内外圧差、燃料および他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力・温度の変化、科学的効果、静的および動的荷重、変形または科学的変化の結果起こり得る熱伝達挙動の変化等を考慮した設計であること。</p> <p>3. 燃料集合体は、輸送および取扱ひ中に燃料棒の変形等による過渡の寸法変化を生じない設計であること。</p> <p>1. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。</p> <p>2. 燃料集合体は、輸送及び取扱ひ中に過度の変形を生じない設計であること。</p>	<p><b>方針IV-2. 燃料設計</b></p> <p>1. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。</p> <p>2. 燃料集合体は、輸送および取扱ひ中に過度の変形を生じない設計であること。</p> <p>3. 燃料集合体は、炉心支持構造物等の設計と相まって、異なる炉心領域に誤って装荷されることを未然に防止し得る設計であること。</p> <p>4. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中を通じ、炉心支持構造物等の設計と相まって、集合体での冷却材流路の閉塞を防止し得る設計であること。</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (6/25)

<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針</p>	<p>高速増殖炉の安全設計方針</p>
<p><b>指針 13. 原子炉の特性</b> 炉心及びそれぞ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。</p>	<p><b>方針 16. 原子炉の固有な特性</b> 原子炉の炉心およびそれに関連する原子炉冷却系は、すべての運転範囲で急速な固有の負の反応度フィードバック特性を有する設計であること。</p> <p><b>方針 16. 原子炉の特性</b> 炉心及びそれぞれに関連する系統は、固有の出力抑制特性を有し、出力振動が生じないよう十分な減衰定数を持たせる設計であるか、または、たとえ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。</p> <p><b>方針 17. 出力振動の抑制</b> 原子炉の炉心およびそれに関連する原子炉冷却系、計測制御系ならびに安全保護系は、燃料の許容設計限界を超える状態となる出力振動が生じないよう十分な減衰特性を持たせる設計であるか、またはたとえ出力振動が生じてもそれを</p>	<p><b>方針 VII-1. 炉心支持構造物</b> 1. 炉心支持構造物は通常運転時やよび想定される地震時等において、炉心を保持するとともに、原子炉の安全停止および炉心の冷却を確保できる設計であること。 2. 炉心構造物は、燃料集合体への冷却材流路が異物により閉塞することを防止し得る設計であること。 3. 炉心支持構造物は、通常運転時および異常状態において、その健全性を確保できる設計であること。</p> <p><b>方針 IV-3. 原子炉の特性</b> 炉心およびそれに関連する系統は、固有の出力抑制特性を有する設計であること。</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (7/25)

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	高速増殖炉の安全設計方針
<p><b>指針 14. 反応度制御系</b></p> <p>1. 反応度制御系は、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計であること。</p> <p>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。</p>	<p>確実に、かつ、容易に検出して抑制できる設計であること。</p> <p><b>方針 26. 制御棒の最大反応度価値</b></p> <p>制御棒の最大反応度価値および反応度添加率は、想定される反応度事故に対して原子炉冷却材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、炉心支持構造物および原子炉容器内部構造物の破壊を生じない設計であること。</p> <p><b>方針 26. 反応度制御系</b></p> <p>1. 反応度制御系は、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計であること。</p> <p>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容器内部構造物の破壊を生じない設計であること。</p> <p><b>方針 27. 反応度制御系の安全機能</b></p> <p>反応度制御系は、負荷変動、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ことが予想される反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計であること。</p> <p><b>方針 22. 原子炉停止系の独立性</b></p> <p>原子炉停止系は、少なくとも2つの独立した系を有する設計であること。</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>
<p><b>指針 15. 原子炉停止系の独立性及び試験可能性</b></p> <p>原子炉停止系は、高温待機状態又は高温運転状態から、炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる少なくとも二つの独立した系を有するとともに、試験可能性を備えた設計であること。</p>	<p><b>方針 V-1. 原子炉停止系の独立性および試験可能性</b></p> <p>原子炉停止系は、少なくとも2つの独立した系を有するとともに、適切な方法により試験または検査が行える設計であること。</p>	

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (8/25)

<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針</p>	<p>高速増殖炉の安全設計方針</p>
<p><b>指針 16. 制御棒による原子炉の停止余裕</b> 原子炉停止系のうち制御棒による系は、高温状態及び低温状態において、反応度価値の最も大きい制御棒 1 本が完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できないときでも、炉心を臨界未満にできる設計であること。</p>	<p><b>方針 25. 原子炉停止系の反応度停止余裕</b> 原子炉停止系は反応度効果の最も大きい制御棒が完全に炉心の外に引抜かれ固着して挿入できないときでも、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。 原子炉停止系は反応度価値の最も大きい制御棒 1 本が完全に炉心の外に引かれ、挿入できない時でも、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。</p>	<p><b>方針 V-2. 原子炉停止系の反応度停止余裕</b> 原子炉停止系のうち独立した系の少なくとも 1 つは、通常運転時および異常状態において、反応度効果の最も大きい制御棒が完全に炉心の外に引抜かれ挿入できないときでも、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。</p>
<p><b>指針 17. 原子炉停止系の停止能力</b> 1. 原子炉停止系に含まれる独立した系のうち少なくとも一つは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超え、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる設計であること。 2. 原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。</p>	<p><b>方針 23. 原子炉停止能力</b> (1) 原子炉停止系の少なくとも一つは、通常運転時およ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、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。 (2) 原子炉停止系は、通常運転時および運転時の異常な過渡変化時において、1つの系の不動作を仮定しても、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。 <b>方針 23. 原子炉停止系の停止能力</b> 1. 原子炉停止系の少なくとも一つは、通常運転時およ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、かつ、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。 2. 原子炉停止系は、通常運転時および運転時の異常な過渡変化時において、1つの系の不動作を仮定しても、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。</p>	<p><b>方針 V-3. 原子炉停止系の停止能力</b> 1. 原子炉停止系のうち独立した系の少なくとも一つは、通常運転時およ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、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。 2. 原子炉停止系のうち独立した系の少なくとも一つは、事故および稀有事故時において、炉心を速やかに臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。 ただし、稀有事故のうち、「運転時の異常な過渡変化時の主炉停止系機能喪失時」においては、原子炉停止系のもう1つの系は炉心を速やかに高温状態で臨界未満にでき、かつ低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (9/25)

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	高速増殖炉の安全設計方針
<p><b>指針 18. 原子炉停止系の事故時の能力</b>                      事故時において、原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、炉心を臨界未満にでき、また、原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、炉心を臨界未満に維持できる設計であること。</p>	<p><b>方針 24. 原子炉停止系の事故時の維持能力</b>                      原子炉停止系の少なくとも1つは、事故時において、炉心を速やかに臨界未満にでき、かつ低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。  <b>方針 24. 原子炉停止系の事故時の能力</b>                      事故時において、原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも1つは、炉心を速やかに臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。</p>	
<b>原子炉冷却系</b>		
<p><b>指針 19. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性</b>                      1. 原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時及び異常状態において、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。</p>	<p><b>方針 35. 原子炉冷却材バウンダリの機能</b>                      原子炉冷却材バウンダリは、冷却材の漏洩、また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であること。  <b>方針 36. 原子炉冷却材バウンダリの健全性</b>                      原子炉冷却系およびその関連補助系、計測制御系ならびに安全保護系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時および事故時において、原子炉冷却材バウンダリの健全性を確保できる設計であること。</p>	<p><b>方針Ⅷ-1. 原子炉冷却材バウンダリの健全性</b>                      1. 原子炉冷却材バウンダリは、通常運転時および異常状態において、その健全性を確保できる設計であること。                      2. 原子炉冷却材バウンダリ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。</p>
<p><b>指針 20. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊防止</b>                      原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時、保修時、試験時及び異常状態において、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。</p>	<p><b>方針 38. 原子炉冷却材バウンダリの破壊防止</b>                      原子炉冷却材バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、補修時、試験時および事故時において、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。</p>	<p><b>方針Ⅷ-2. 原子炉冷却材バウンダリの破壊防止</b>                      原子炉冷却材バウンダリは、通常運転時、保修時、試験時および異常状態において、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。</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (10/25)

発用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属炉冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	高速増殖炉の安全設計方針
<p><b>指針 21. 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい検出</b> 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。</p>	<p><b>方針 37. 原子炉冷却材バウンダリの漏洩検出</b> 原子炉冷却材バウンダリは、冷却材の漏洩があった場合、その漏洩を速やかに、かつ、確実に検出できる設計であること。</p>	<p><b>方針Ⅷ-3. 原子炉冷却材バウンダリの漏洩対策</b> 原子炉冷却材バウンダリから原子炉冷却材の漏洩があった場合、その漏洩を速やかに検出できる設計であること。</p>
<p><b>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</b> 原子炉冷却材圧力バウンダリは、その健全性を確認するために、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。</p>	<p>記載なし</p>	<p><b>方針Ⅷ-4. 原子炉冷却材バウンダリの試験および検査</b> 原子炉冷却材バウンダリは、その健全性を確認するために、適切な方法により試験および検査ができる設計であること。</p>
<p><b>指針 23. 原子炉冷却材補給系</b> 原子炉冷却材補給系は、原子炉冷却材の小規模の漏えい等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。</p>	<p><b>方針 39. 原子炉冷却材の確保</b> 原子炉冷却材バウンダリとそれに付属した機器、計測制御系、安全保護系は、原子炉冷却材バウンダリからの冷却材の漏洩があった場合でも、原子炉の冷却を行うのに十分な原子炉冷却材を確保することのできる設計であること。</p>	<p><b>方針Ⅷ-6. 原子炉冷却材の確保</b> 1. ガードベッセルは、原子炉容器等から原子炉冷却材の漏洩があった場合、原子炉停止系、安全保護系等の機能と相まって、炉心の冷却に必要な原子炉冷却材を確保でき、かつ、漏洩したナトリウムと空気等との化学反応を防止できる設計であること。 2. 外管は 1 次主冷却系配管から原子炉冷却材の漏洩があった場合、原子炉停止系、安全保護系等の機能と相まって、炉心の冷却に必要な原子炉冷却材を確保でき、かつ、漏洩したナトリウムと空気等との化学反応を防止できる設計であること。 3. ガードベッセル、外管は、その健全性を確認するために、適切な方法により試験または検査ができる設計であること。</p>
		<p><b>方針Ⅷ-5. 1 次主冷却系</b> 1. 1 次主冷却系は、通常運転時および異常状態において、炉心の冷却に必要な原子炉冷却材流量</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (11/25)

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	高速増殖炉の安全設計方針
	<p><b>方針 40. 原子炉カバークラス等のバウンダリ</b>                      原子炉カバークラス等のバウンダリは、異常な原子炉カバークラスの漏洩、または破損の発生する可能性が十分小さくなるよう考慮された設計であること。</p>	<p>を確保できる設計であること。                      2. 1次主冷却系は、通常運転時および運転時の異常な過渡変化時において、炉心へのガスの流入を防止できる設計であること。</p> <p><b>方針 IX-1. 原子炉カバークラスバウンダリの健全性</b>                      1. 原子炉カバークラスのバウンダリは、通常運転時および異常状態において、その健全性を確保できる設計であること。                      2. 原子炉カバークラスのバウンダリ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。</p> <p><b>方針 IX-2. 原子炉カバークラスバウンダリの漏洩検査</b>                      原子炉カバークラスバウンダリから原子炉カバークラスの漏洩があった場合、その漏洩を検出できる設計であること。</p>
	<p><b>方針 41. 中間冷却系</b>                      (1) 中間冷却系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時および事故時において、原子炉冷却系からの熱を確実に水・蒸気系あるいは冷却空気に伝達できる設計であること。                      (2) 中間冷却系は蒸気発生器伝達管からの水漏洩が生じた場合でも、その影響により、安全上重要な構造物、系統および機器の安全機能が失われることがないよう考慮された設計であること。                      (3) 中間熱交換器伝熱管の破損が生じた場合でも、原子炉冷却材が中間冷却系に漏れ出すことのない設計であること。                      (4) 中間冷却系には、原子炉冷却材と化学反応</p>	<p>記載なし</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (12/25)

<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針</p>	<p>高速増殖炉の安全設計方針</p>
<p><b>指針 24. 残留熱を除去する系統</b>                      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る場合においても、その系統の安全機能が達成できるように、多重性又は多様性及び独立性を適切に備え、かつ、試験可能性を備えた設計であること。</p>	<p>を起こさない冷却材を使用すること。  <b>方針 42. 崩壊熱および他の残留熱の除去</b>                      (1) 崩壊熱および他の残留熱の除去に係る系統は、原子炉の停止時に、燃料の許容設計限界を超えないように、また原子炉冷却材バウンダリの設計条件を超えないように、原子炉の炉心からの核分裂生成物の崩壊熱および他の残留熱を除去できる設計であること。                      (2) 崩壊熱および他の残留熱の除去に係る系統は、原子炉冷却材漏洩事故を含む想定される事故に対して、燃料の重大な損傷を防止できること。</p>	<p><b>方針 X-1. 残留熱を除去する系統の機能</b>                      1. 残留熱を除去する系統は、通常運転時および運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の停止後、燃料の許容設計限界を超えることがなく、かつ、原子炉冷却材バウンダリの健全性を十分な余裕を持って確保できるように、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱およびその他の残留熱を最終的な熱の逃し場に輸送できる設計であること。                      2. 残留熱を除去する系統は、「事故」および「稀有事故」時に、原子炉の停止後、燃料の重大な損傷を防止でき、かつ、原子炉冷却材バウンダリの健全性を確保できるように、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱およびその他の残留熱を最終的な熱の逃し場に輸送できる設計であること。</p>
		<p><b>方針 X-2. 残留熱を除去する系統の信頼性および試験可能性</b>                      1. 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ように、多重性または多様性および独立性を適切に備えた設計であること。                      2. 残留熱を除去する系統は、定期的に試験および検査ができるとともに、その健全性を確認するため、独立に各系の試験および検査ができる設計であること。</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (13/25)

<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針</p>	<p>高速増殖炉の安全設計方針</p>
<p><b>指針 25. 非常用炉心冷却系</b>                      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ように、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること。                      3. 非常用炉心冷却系は、定期的に試験及び検査ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること。</p>	<p>記載なし</p>	<p>記載なし</p>
<p><b>指針 26. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統</b>                      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ように、多重性又は多様性及び独立性を適切に備え、かつ、試験可能性を備えた設計であること。</p>	<p><b>方針 43. 冷却水系</b>                      冷却水系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時および事故時において、安全上重要な構築物等の全熱負荷を最終的な熱の逃がし場に確実に伝達できる設計であること。</p>	<p><b>方針 X-3. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統</b>                      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、系統および機器において発生また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ように、多重性または多様性および独立性を備え、かつ、適切な方法により試験または検査ができる設計であること。</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (14/25)

<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針</p>	<p>高速増殖炉の安全設計方針</p>
<p><b>指針 27. 電源喪失に対する設計上の考慮</b> 原子炉施設は、短時間の全交流動力電源喪失に對して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却を確保できる設計であること。</p>	<p><b>方針 10. 電源喪失に対する設計上の考慮</b> 原子炉発電所は、短時間の全動力喪失に對して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却を確保できる設計であること。 ただし、高度の信頼度が期待できる電源設備の機能喪失を同時に考慮する必要はない。</p>	<p><b>方針 X-4. 電源喪失に対する設計上の考慮</b> 原子炉施設は、短時間の全交流動力電源喪失に對して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の残留熱除去を行える設計であること。</p>
<p><b>原子炉格納容器</b></p>		
<p><b>指針 28. 原子炉格納容器の機能</b> 1. 原子炉格納容器は、原子炉格納容器設計用の想定事象に對し、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率を超えない設計であること。 2. 原子炉格納容器は、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。 3. 原子炉格納容器は、電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計であること。</p>	<p><b>方針 44. 格納容器の機能</b> 1. 格納容器は、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熱物質の放散の可能性がある事象に對し、その事故により生じる温度と圧力に耐え、かつ、出入口および貫通部を含めて所定の漏洩率を超えることがないような設計であること。 2. 格納容器は、定期的に所定の圧力で格納容器全体の漏洩率試験ができる設計であること。 3. 格納容器は、電線、配管等の貫通部および出入口の重要な部分の漏洩率試験および検査ができる設計であること。</p>	<p><b>方針 XI-1. 原子炉格納容器の機能</b> 1. 原子炉格納容器は、「事故」および「稀有事故」時に、その事象に起因する荷重(圧力、温度)および想定される地震荷重に耐え、かつ、適切に作動する隔離機能と相まって所定の漏洩率を超えることがない設計であること。 2. 原子炉格納容器は、定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏洩率測定ができる設計であること。 3. 原子炉格納容器は、電線、配管等の貫通部および出入口の重要な部分の漏洩試験ができる設計であること。</p>
<p><b>指針 29. 原子炉格納容器バウンダリの破壊防止</b> 原子炉格納容器バウンダリは、通常運転時、保修時、試験時及び異常状態において、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。</p>	<p><b>方針 46. 格納容器バウンダリの破壊防止</b> 格納容器バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保修時、試験時および事故時において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝</p>	<p><b>XIII. 付加的限界事象</b> <b>方針 XIII-2. 「付加的限界事象」における原子炉格納容器の機能</b> 原子炉格納容器は、原子炉格納容器限界設計用の想定事象に對し、その安全機能を喪失しない設計であること。 <b>方針 XI-2. 原子炉格納容器バウンダリの破損防止</b> 原子炉格納容器バウンダリは、通常運転時、保修時、試験時、異常状態および付加的限界事象に</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (15/25)

<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針</p>	<p>高速増殖炉の安全設計方針</p>
<p>計であること。</p> <p><b>指針 30. 原子炉格納容器の隔離機能</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉格納容器壁を貫通する配管系は、原則として、原子炉格納容器隔離弁を設けた設計であること。</li> <li>2. 主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、事故時に隔離機能の確保が必要となる事象に際して、原則として、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。</li> </ol>	<p>播型破断を生じない設計であること。</p> <p><b>方針 47. 格納容器を貫通する配管系</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 格納容器を貫通する配管系は、格納容器の機能を確保するために必要な隔離能力を有することともに、ベローを有する配管貫通部は、漏洩検出または漏洩試験ができる設計であること。</li> <li>2. 格納容器を貫通する配管系に設けられる隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、弁の漏洩率が許容限界内にあることを確認できる設計であること。</li> </ol> <p><b>方針 48. 格納容器を貫通する系及び閉じた系の隔離弁</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉冷却材バウンダリに連絡するか、または格納容器内に開口し、格納容器を貫通している各配管は、事故時に必要とする配管および計測配管のような特殊な細管を除いて、次の事項を満足する隔離弁を有する設計であること。                     <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 原則として格納容器の内側に 1 個、外側に 1 個の自動隔離弁を設けること。</li> <li>(2) 格納容器の自動隔離弁は、実用上可能な限り格納容器に接近して設けること。</li> <li>(3) 上記の自動隔離弁の駆動動力源は、その多重性を十分考慮し、駆動動力源の単一故障によって上記の自動隔離弁が同時に隔離機能を喪失することのないこと。</li> </ol> </li> <li>2. 原則として、格納容器内側または外側において閉じた系は、少なくとも 1 個の自動隔離弁を実用上可能な限り格納容器に接近して設ける設計</li> </ol>	<p>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。</p> <p><b>方針 XI-3. 原子炉格納容器の隔離機能</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉格納容器壁を貫通する配管は、原則として、原子炉格納容器隔離弁を設けた設計であること。</li> <li>2. 主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、「事故」、「稀有事故」および「付加的限界事象」時に、隔離機能の確保が必要となる事象に際して、原則として、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。</li> </ol> <p><b>方針 XI-4. 原子炉格納容器隔離弁</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉格納容器隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に接近して設けた設計であること。</li> <li>2. 原子炉格納容器隔離弁の設置は、次の設計であること。                     <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 原子炉格納容器の内側において開口しているかまたは原子炉冷却材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、原則として原子炉格納容器の内側に 1 個および外側に 1 個とすること。</li> <li>(2) 前号 (1) の配管系以外の配管系のうち、原子炉格納容器の内側または外側において閉じている配管系については、原則として原子炉格納容器の外側に 1 個とすること。</li> <li>(3) 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はないこと。</li> </ol> </li> </ol>
<p><b>指針 31. 原子炉格納容器隔離弁</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉格納容器隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に接近して設けた設計であること。</li> <li>2. 原子炉格納容器隔離弁の設置は、次の設計であること。                     <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 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、原則として原子炉格納容器の内側に 1 個及び外側に 1 個とすること。</li> <li>(2) 前号 1 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、原則として原子炉格納容器の外側に 1 個とすること。</li> <li>(3) 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</li> </ol> </li> </ol>	<p>播型破断を生じない設計であること。</p> <p><b>方針 47. 格納容器を貫通する配管系</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 格納容器を貫通する配管系は、格納容器の機能を確保するために必要な隔離能力を有することともに、ベローを有する配管貫通部は、漏洩検出または漏洩試験ができる設計であること。</li> <li>2. 格納容器を貫通する配管系に設けられる隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、弁の漏洩率が許容限界内にあることを確認できる設計であること。</li> </ol> <p><b>方針 48. 格納容器を貫通する系及び閉じた系の隔離弁</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉冷却材バウンダリに連絡するか、または格納容器内に開口し、格納容器を貫通している各配管は、事故時に必要とする配管および計測配管のような特殊な細管を除いて、次の事項を満足する隔離弁を有する設計であること。                     <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 原則として格納容器の内側に 1 個、外側に 1 個の自動隔離弁を設けること。</li> <li>(2) 格納容器の自動隔離弁は、実用上可能な限り格納容器に接近して設けること。</li> <li>(3) 上記の自動隔離弁の駆動動力源は、その多重性を十分考慮し、駆動動力源の単一故障によって上記の自動隔離弁が同時に隔離機能を喪失することのないこと。</li> </ol> </li> <li>2. 原則として、格納容器内側または外側において閉じた系は、少なくとも 1 個の自動隔離弁を実用上可能な限り格納容器に接近して設ける設計</li> </ol>	<p>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。</p> <p><b>方針 XI-3. 原子炉格納容器の隔離機能</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉格納容器壁を貫通する配管は、原則として、原子炉格納容器隔離弁を設けた設計であること。</li> <li>2. 主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、「事故」、「稀有事故」および「付加的限界事象」時に、隔離機能の確保が必要となる事象に際して、原則として、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。</li> </ol> <p><b>方針 XI-4. 原子炉格納容器隔離弁</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉格納容器隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に接近して設けた設計であること。</li> <li>2. 原子炉格納容器隔離弁の設置は、次の設計であること。                     <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 原子炉格納容器の内側において開口しているかまたは原子炉冷却材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、原則として原子炉格納容器の内側に 1 個および外側に 1 個とすること。</li> <li>(2) 前号 (1) の配管系以外の配管系のうち、原子炉格納容器の内側または外側において閉じている配管系については、原則として原子炉格納容器の外側に 1 個とすること。</li> <li>(3) 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はないこと。</li> </ol> </li> </ol>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (16/25)

発用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	高速増殖炉の安全設計方針
<p>とがないこと。</p> <p>(4) 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、漏洩試験ができること。</p>	<p>であること。</p>	<p>(4) 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、漏洩試験ができること。</p>
<p><b>指針 32. 原子炉格納容器熱除去系</b></p> <p>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。</p> <p>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ように、多重性又は多様性及び独立性を備え、かつ、試験可能性を備えた設計であること。</p>	<p>記載なし</p>	<p>記載なし</p>
<p><b>指針 33. 格納施設雰囲気制御する系統</b></p> <p>1. 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。</p> <p>2. 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とができる機能を有する設計であること。</p> <p>3. 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</p>	<p><b>方針 45. アニュラス浄化系</b></p> <p>アニュラス浄化系は、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事故時等において環境に放出される核分裂生成物およびその他の物質の濃度を減少させる機能を有する設計であること。</p>	<p><b>方針 XI-5. 非常用ガス処理系</b></p> <p>1. 非常用ガス処理系は、「事故」、「稀有事故」および「付加的限界事象」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。</p> <p>2. 非常用ガス処理系は、「事故」および「稀有事故」時に、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ように、多重性または多様性および独立性を備え、かつ、適切な方法により試験または検査ができる設計であること。</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (17/25)

発用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	高速増殖炉の安全設計方針
<p>電源が利用できない場合においても、そのシステムの安全機能が達成できるように、多重性又は多様性及び独立性を備え、かつ、試験可能性を備えた設計であること。</p>		
<b>安全保護系</b>		
<p><b>指針 34. 安全保護系の多重性</b> 安全保護系は、その系統を構成する機器若しくはチャネルに単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、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。</p>	<p><b>方針 30. 安全保護系の多重性</b> 安全保護系は、その系を構成するいかなる機器またはチャネルの単一故障が起こっても、あるいは使用状態からの単一の取り外しを行っても、安全保護機能を失うことにならないような多重性を有する設計であること。</p>	<p><b>方針 VI-1. 安全保護系の多重性</b> 安全保護系は、その系を構成する機器もしくはチャネルに単一故障が起きた場合、または使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、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。</p>
<p><b>指針 35. 安全保護系の独立性</b> 安全保護系は、通常運転時、保修時、試験時及び異常状態において、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ネル相互を分離し、それぞれのチャネル間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計であること。</p>	<p><b>方針 31. 安全保護系の独立性</b> 安全保護系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保修時、試験時および事故時において、その保護機能が喪失しないように、その系を構成するチャネル相互を分離し、重複したそれぞれのチャネル間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計であること。</p>	<p><b>方針 VI-2. 安全保護系の独立性</b> 安全保護系は、通常運転時、保修時、試験時および異常状態において、その安全保護機能を喪失しないように、その系統を構成する機器およびチャネルを相互に分離し、それぞれの間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計であること。</p>
<p><b>指針 36. 安全保護系の過渡時の機能</b> 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。</p>	<p><b>方針 28. 安全保護系の過渡時の機能</b> 1. 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉停止系を含む適切な系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。 2. 安全保護系は、偶発的な制御棒の引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一の誤作動に対しても、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。</p>	<p><b>方針 VI-6. 安全保護系の過渡時の機能</b> 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。</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (18/25)

発用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	高速増殖炉の安全設計方針
<p><b>指針 37. 安全保護系の事故時の機能</b> 安全保護系は、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の作動を自動的に開始させる設計であること。</p>	<p><b>方針 29. 安全保護系の事故時の機能</b> 安全保護系は、事故時にあっては、直ちにこれを検知し、原子炉停止系および工学的安全施設の作動を自動的に開始させる設計であること。</p>	<p><b>方針 VI-7. 安全保護系の「事故」および「稀有事故」時の機能</b> 安全保護系は、「事故」および「稀有事故」時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系および必要な系統、設備の作動を自動的に開始させる設計であること。</p>
<p><b>指針 38. 安全保護系の故障時の機能</b> 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。</p>	<p><b>方針 32. 安全保護系の故障時の機能</b> 安全保護系は、駆動源の喪失、系の遮断およびその他の不利な状況になっても、最終的に安全な状態に落ち着くような設計であること。</p>	<p><b>方針 VI-3. 安全保護系の故障時の機能</b> 安全保護系は、駆動源の喪失、系統の遮断およ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。</p>
<p><b>指針 39. 安全保護系と計測制御系との分離</b> 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。</p>	<p><b>方針 33. 安全保護系と計測制御系との分離</b> 安全保護系は、計測制御系との部分的共用によって、安全保護系の機能を失わないように、計測制御系から分離されている設計であること。</p>	<p><b>方針 VI-4. 安全保護系と計測制御系との分離</b> 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。</p>
<p><b>指針 40. 安全保護系の試験可能性</b> 安全保護系は、原則として原子炉の運転中に、定期的に試験できるとともに、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。</p>	<p><b>方針 34. 安全保護系の試験可能性</b> 安全保護系は、原則としてその機能を原子炉の運転中に、定期的に試験できるとともに、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。</p>	<p><b>方針 VI-5. 安全保護系の試験可能性</b> 安全保護系は、原則として原子炉の運転中に、定期的に試験できるとともに、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。</p>
<b>制御室及び緊急時施設</b>		
<p><b>指針 41. 制御室</b> 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とともに、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。</p>	<p>記載なし</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (19/25)

<p>発用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針</p>	<p>高速増殖炉の安全設計方針</p>
<p><b>指針 42. 制御室外からの原子炉停止機能</b> 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、次に、次の機能を有する設計であること。 (1) 原子炉施設を安全な状態に維持するために、必要な計測制御機能を含め、原子炉の急速な高温停止ができること。 (2) 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。</p>	<p><b>方針 21. 制御室外からの停止機能</b> 原子炉は、制御室外の適切な場所から停止することができ、次に、次の機能を有する設計であること。 (1) 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機能を含め、原子炉を急速に停止できること。 (2) 適切な手順を用いて原子炉を引き続き安全な状態に維持できること。</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>
<p><b>指針 43. 制御室の居住性に関する設計上の考慮</b> 制御室は、火災に対する防護設計がなされ、さらに、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気体状放射性物質に対し、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。</p>	<p><b>方針 20. 制御室</b> 制御室は、事故時にも、従事者が制御室に接近し、または留まり、事故対策操作が可能であるように不燃設計、遮蔽設計および換気設計がされ、かつ、事故によって放出することがあり得る有毒ガスに対し適切な防護がなされた設計であること。</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>
<p><b>指針 44. 原子力発電所緊急時対策所</b> 原子炉施設は、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。</p>	<p>記載なし</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>
<p><b>指針 45. 通信連絡設備に関する設計上の考慮</b> 原子炉施設は、適切な警報系及び通信連絡設備を備え、事故時に原子力発電所に居るすべての人に対する指示がなされ、かつ、原子力発電所と所外必要箇所との通信連絡設備は、多重性又は多様性を備えた設計であること。</p>	<p><b>方針 13. 通信連絡設備に対する設計上の考慮</b> 原子力発電所は、適切な警報系統および通信連絡設備を備え、事故時に発電所内にいるすべての人々に対し、少なくとも 1 つの中央位置から指示がなされ、かつ、原子力発電所と所外必要箇所との通信連絡設備は、多重性を有する設計であること。</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (20/25)

発用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	高速増殖炉の安全設計方針
<p><b>指針 46. 避難通路に関する設計上の考慮</b>                      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。</p>	<p><b>方針 12. 避難通路に対する設計上の考慮</b>                      原子炉発電所は、通常の照明用電源喪失時においても、その機能を失うことのない照明を設備し、かつ、単純、明確、永続性のある標識のついた安全避難通路を有する設計であること。</p>	<p>記載なし                      (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>
<b>計測制御系及び電気系統</b>		
<p><b>指針 47. 計測制御系</b>                      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十分考慮した設計であること。                      (1) 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれら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、適切な予想範囲に維持制御されること。                      (2) 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よりに予想変動範囲内の監視が可能であること。                      2. 計測制御系は、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを適切な方法で十分な範囲にわたり監視し得るとともに、必要なものについては、記録が可能な設計であること。特に原子炉の停止状態及び炉心の冷却状態は、2種類以上のパラメータにより監視又は推定できる設計であること。</p>	<p><b>方針 18. 計測制御系</b>                      1. 計測制御系は、通常運転時および運転時の異常な過渡変化時において、次の事項を十分考慮した設計であること。                      (1) 原子炉の炉心、原子炉冷却材バウンダリおよび格納容器バウンダリなら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は、適切な予想範囲に維持制御されること。                      (2) 上記のパラメータについては、予想変動範囲内での監視が可能であること。                      2. 計測制御系は、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視できる設計であること。</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一)</p>
<p><b>指針 48. 電気系統</b>                      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源を必要とする場合には、外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受</p>	<p><b>方針 19. 電気系統</b>                      1. 安全上重要な構築物、系統および機器の安全機能を確保するために電源を必要とする場合には、必要な電源として外部電源系および非常用所内電源系を有する設計であること。</p>	<p><b>方針 XII-1. 電気系統</b>                      1. 重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統および機器が、その機能を達成するために電源を必要とする場合には、外部電源または非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (21/25)

<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針</p>	<p>高速増殖炉の安全設計方針</p>
<p>けられる設計であること。 2. 外部電源系は、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。 3. 非常用所内電源系は、多重性又は多様性及び独立性を有し、その系統を構成する機器の単一故障を仮定しても次の各号に掲げる事項を確実に履行の十分に容量及び機能を有する設計であること。 (1) 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パワ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。 (2) 原子炉冷却材喪失等の事故時の炉心冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性を並びにその他の必要の系統及び機器の安全機能を確認すること。 4. 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試験及び検査が可能なる設計であること。</p>	<p>2. 外部電源系は、2 回線以上の送電線により電力系統に接続される設計であること。 3. 非常用所内電源系は、十分独立な系統とし、外部電源系の機能喪失時に、1 つの系統が作動しないと仮定しても、次の事項を確実に履行の十分に容量及び機能を有する設計であること。 (1) 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および原子炉冷却材パ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。 (2) 冷却材漏洩等の事故時の炉心冷却を行い、かつ、格納容器の健全性ならびにその他安全上重要な系統および機器の機能を確保すること。 4. 安全上重要な電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験および検査が可能な設計であること。</p>	<p>けられる設計であること。 2. 外部電源系は、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。 3. 非常用所内電源系は、多重性または多様性および独立性を有し、その系統を構成する機器の単一故障を仮定しても次の各号に掲げる事項を確実に履行の十分に容量および機能を有する設計であること。 (1) 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および原子炉冷却材パ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。 (2) 事故および稀有事故時の炉心冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性ならびにその他の必要の系統および機器の安全機能を確認すること。 4. 重要度の高い安全機能に関する電気系統は、系統の重要な部分を適切な方法により試験または検査できる設計であること。</p>
<p><b>燃料取扱系</b></p>		
<p><b>指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備</b> 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。 (1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができること。 (2) 貯蔵設備は、適切な格納系及び空気浄化系を有すること。 (3) 貯蔵設備は、適切な貯蔵能力を有する</p>	<p><b>方針 49. 核燃料の貯蔵および取扱い</b> 1. 新燃料および使用済燃料の貯蔵設備および取扱設備は、次の事項を満足する設計であること。 (1) 安全上重要な機器の適切な定期的試験および検査ができること。 (2) 貯蔵設備および取扱設備は、適切な格納系及び雰囲気浄化系を有すること。 (3) 貯蔵設備は、適切な貯蔵容量を有すること。</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (22/25)

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	高速増殖炉の安全設計方針
<p>こと。</p> <p>(4) 取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること</p> <p>2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。</p> <p>(1) 放射線防護のための適切な遮へいを有すること。</p> <p>(2) 貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ輸送できる系統及びその浄化系を有すること。</p> <p>(3) 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。</p> <p>(4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。</p>	<p>(4) 取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。</p> <p>(5) 放射線防護のための適切な遮蔽を有すること。</p> <p>2. 使用済燃料の貯蔵設備および取扱設備は、前項の事項のほか、次の事項を満足する設計であること。</p> <p>(1) 貯蔵設備は、残留熱を十分に除去できる冷却設備およびその浄化系を有すること。</p> <p>(2) 貯蔵設備の冷却材保有量が著しく減少することを防止し、適切な漏洩検知を行うことができること。</p> <p>(3) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中の想定される落下時にも、損傷するおそれがないこと。</p> <p>(4) 取扱い設備は取扱い中の燃料の温度が著しく上昇することを防止できること。</p>	
<p><b>指針 50. 燃料の臨界防止</b></p> <p>燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、幾何学的な安全配置又はその他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止できる設計であること。</p>	<p><b>方針 50. 核燃料の臨界防止</b></p> <p>核燃料の貯蔵設備および取扱設備は、幾何学的な安全配置、または他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止する設計であること。</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>
<p><b>指針 51. 燃料取扱場所のモニタリング</b></p> <p>燃料取扱場所は、崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態及び過度の放射線レベルを検出できるとともに、これを適切に従事者に伝えるか、又はこれに対して自動的に対処できる設計であること。</p>	<p><b>方針 51. 核燃料取扱場所のモニタリング</b></p> <p>核燃料の取扱場所は、残留熱の除去能力の喪失に至る状態および過度の放射線レベルが検出できるとともに、その事態を適切に従事者に伝えるか、または自動的に対処できる設計であること。</p>	<p>記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)</p>

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (23/25)

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	高速増殖炉の安全設計方針
<b>放射性廃棄物処理施設</b>		
<b>指針 52. 放射性気体廃棄物の処理施設</b> 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性気体廃棄物の処理施設は、適切な過渡、貯留、減衰、管理等により、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。	<b>方針 52. 放射性気体廃棄物の処理</b> 原子力発電所の運転に伴い発生する放射性気体廃棄物の処理施設は、適切な過渡、貯留、減衰および管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度および量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。	記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)
<b>指針 53. 放射性液体廃棄物の処理施設</b> 3. 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性液体廃棄物の処理施設は、適切な過渡、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰、管理等により、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。 4. 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。	<b>方針 53. 放射性液体廃棄物の処理</b> 原子力発電所の運転に伴い発生する放射性液体廃棄物の処理施設は、適切な過渡、蒸発処理、脱塩、貯留、減衰および管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度および量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。	記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)
<b>指針 54. 放射性固体廃棄物の処理施設</b> 原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の処理施設は、廃棄物の破砕、圧縮、焼却、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計であること。	<b>方針 54. 放射性固体廃棄物の処理</b> 原子力発電所の運転に伴い発生する放射性固体廃棄物の処理施設は、遮蔽、遠隔操作等により、従事者の被曝線を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。	記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)
<b>指針 55. 固体廃棄物貯蔵施設</b> 固体廃棄物貯蔵施設は、原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計であること。	<b>方針 55. 固体廃棄物貯蔵設備</b> 固体廃棄物貯蔵設備は、原子力発電所の運転に伴い発生する固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、固体廃棄物の貯蔵による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。	記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (24/25)

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	高速増殖炉の安全設計方針
<b>放射線管理</b>		
<b>指針 56. 周辺の放射線防護</b> 原子炉施設は、通常運転時において原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。	記載なし	記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)
<b>指針 57. 放射線業務従事者の放射線防護</b> 1. 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。 2. 原子炉施設は、異常状態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ようことに、放射線防護上の措置を講じた設計であること。	<b>方針 56. 放射線防護</b> 原子力発電所は、従事者の作業性等を考慮して、従事者が立入場所において不必要な放射線被曝を受けないように、遮蔽、機器の配置、放射性物質の漏洩防止、換気等所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。	記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)
<b>指針 58. 放射線業務従事者の放射線管理</b> 原子炉施設は、放射線業務従事者を放射線から防護するために、放射線被ばくを十分に監視及び管理するための放射線管理施設を設けた設計であること。また、放射線管理施設は、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計であること。	<b>方針 57. 放射線管理設備</b> 原子力発電所は、従事者を放射線から防護するために、放射線被曝を十分に監視および管理するための放射線管理設備を設けた設計であること。また、これらの管理施設は、必要な情報を制御室または適当な管理場所に、通報できる設計であること。	記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)
<b>指針 59. 放射線監視</b> 原子炉施設は、通常運転時及び異常状態において、少なくとも原子炉格納容器内雰囲気、原子炉施設の周辺監視区域周辺及び放射性物質の放出経路を適切にモニタリングできるとともに、必要	<b>方針 58. 放射線監視</b> 原子力発電所は、敷地周辺の放射線を監視するため、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時および事故時において、少なくとも次の場所を適切にモニタリングできる設計であること。	記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)

表 3.3: 日本の軽水炉に関する安全設計審査指針と高速炉に関する安全設計方針の比較 (25/25)

発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	高速増殖炉の安全設計方針
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。	(1) 格納容器雰囲気 (2) 放射性物質の放出経路 (3) 原子力発電所の周辺	

表 3.4: 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較 (1/11)

米国	日本	比較結果
<p>1. 全般的要件</p> <p>* 10 CFR appendix A to Part 50 –General Design Criteria for Nuclear Power Plants</p> <p><b>クワイテリオーン1 品質基準および記載</b> 安全上重要な構築物、系統及び機器は、果たすべき安全機能の重要度に応じた品質基準に従い、設計、製造、据付ならびに試験を実施しなければならない。一般的に認定されている規格および基準を適用する場合には、それを明示するとともに適用可能性、妥当性を判断するために評価を実施しなければならない。また所定の安全機能をもつ品質を有する製品であることを保証する上で必要に応じて補足、修正しなければならない。これらの構築物、系統および機器がその安全機能を満足し、かつ十分に高い信頼性を確保し、品質保証計画を策定し実施しなければならない。安全上重要な構築物、系統及び機器の設計、製造、据付ならびに試験に関する適切な記録は、原子力発電施設の耐用期間中、施設の承認者により、又はその管理のもとに、維持すること。</p>	<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計書要指針 (原子力安全委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂)</p> <p><b>指針1. 環境条件及び基準</b> 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に認められる規格及び基準によるものであること。</p> <p><b>指針9. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 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。 3. 前項の系統は、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。</p>	<p>日本の要求内容と米国60Cの要求内容は同等</p>
<p><b>クワイテリオーン2 自然現象に対する防護のための設計基準</b> 安全上重要な構築物、系統および機器は、それらの安全機能を果たす能力を失うことなく地震、竜巻、ハリケーン、洪水、津波および静揺（訳注：数分から数時間にわたって発生する湖沼の水面の周期的振動、気圧の変動のために起こる）のような自然現象の影響に耐え得るよう設計されなければならない。かかる構築物、系統および機器の設計基準には次の事を考慮しなければならない。 (1) 歴史的データの詳細、量、およびその集積期間が限られていることに對して十分な余裕をもって、当該サイトおよびその周辺地域において歴史的に報告された自然現象のうち最も苛酷な事例を適切に考慮 (2) 通常時および事故時の条件と自然現象との適切な組み合わせ (3) 果たすべき安全機能の重要度</p>	<p><b>指針10. 試験可能性に関する設計上の考慮</b> 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ができる設計であること。</p> <p><b>指針2. 自然現象に対する設計上の考慮</b> 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した場合の安全上の影響を考慮して、耐震設計上の区分がなされるとともに、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること。 2. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、地震以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれぬよう設計であること。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条件、又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であること。</p>	<p>日本の要求内容と米国60Cの要求内容は同等</p>
<p><b>クワイテリオーン3 火災に対する防護</b> 安全上重要な構築物、系統および機器は、火災や爆発の可能性及び影響を、その他の安全要件とも整合して、最小限にするよう設計および配置されなければならない。施設全体について実用可能な場所すべてに、特に格納容器や制御室のような区域には、不燃性および耐熱性の材料を使用しなければならない。適切な容量と能力を備えた火災検知および消火系を備えるとともに、安全上重要な構築物、系統および機器に対する火災の影響を最小限にとどめるよう設計しなければならない。消火系は、その破壊あるいは不測の作動があっても、これらの構築物、系統および機器の安全機能を著しく損なわれないよう設計しなければならない。</p>	<p><b>指針5. 火災に対する設計上の考慮</b> 原子炉施設は、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3方策を適切に組み合わせて、火災により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。</p>	<p>日本の要求内容と米国60Cの要求内容は同等</p>
<p><b>クワイテリオーン4 環境条件及び飛来物に対する設計基準</b> 安全上重要な構築物、系統および機器は、試験および冷却材喪失事故を含む想定事故に関連した環境条件の影響に対処し、適合できるように設計しなければならない。これらの構築物、系統、および機器は、設備の故障および原子力発電施設外の事象ならびに条件に起因する飛来物、配管むち打ち（パイプブレイク）、および流出流体の影響を含む動的な影響に対して適切に防護されなければならない。ただし、原子力発電所における配管破断に関連した動的な影響については、本委員会が審査・承認した解析において、配管の設計基準に整合する条件の下では流体系の配管破断確率が極めて低いことが示されるならば、設計基準から除外しても良い。</p>	<p><b>指針3. 外部人為事象に対する設計上の考慮</b> 1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、想定される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。</p> <p><b>指針4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮</b> 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。</p> <p><b>指針6. 環境条件に対する設計上の考慮</b> 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。</p>	<p>60C には外部人為事象について具体的な記載はないが、日本の要求内容は米国の要求内容とは同等。</p>
<p><b>クワイテリオーン5 構築物、系統および機器の共用</b> 安全上重要な構築物、系統及び機器は、1つのユニットにおける事故の場合に、その共用が他のユニットでの通常停止および冷却を含めその安全機能遂行能力を著しく損なわれないことが証明されない限り、原子力発電施設（60C）には運転員操作に関する記載はないが、10 CFR 50の本文（10 CFR Part 50.34 建設許可と運転許可申請の内容；技術情報）に、TMIに関連した追加要求として、ヒューマンファクタに関する要求が規定されている。</p>	<p><b>指針7. 共用に関する設計上の考慮</b> 安全機能を有する構築物、系統及び機器が2基以上の原子炉施設間で共用される場合には、原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。</p> <p><b>指針8. 運転員操作に対する設計上の考慮</b> 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。</p>	<p>日本の要求内容と米国60Cの要求内容は同等</p> <p>60Cに記載はないが、日本の要求内容と米国の要求内容は同等</p>

表 3.4: 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較 (2/11)

米国		日本	
一般設計指針 (GDCの版訳) * 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants		発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日 一部改訂)	
11 多重障壁による核分裂生成物の放出防止 クライテリオン 10 原子炉設計 原子炉炉心及びそれに関連した冷却系、制御系、ならびに保護系は、予想される運転上の事象の影響を含め通常運転のいかなる条件下においても、設計書に示された燃料許容設計限界を越えないように適切な余裕をもつて設計しなければならない。		指針 11. 炉心設計 1. 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、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、通常運転時及び異常状態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。	比較結果 GDC には安全審査指針の指針 11. 第 2 項に該当する記載はないが、日本の要求内容は米国の要求内容と同等。
GDC には記載なし (SRP の 4. 2 FUEL SYSTEM DESIGN に燃料設計に関する要件が記載されている。)		指針 12. 燃料設計 1. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。 2. 燃料集合体は、輸送及び取扱ひ中に過度の変形を生じない設計であること。	GDC には安全審査指針の指針 12. に該当する記載はないが、日本の要求内容は米国の要求内容と同等。
クライテリオン 11 原子炉に固着の防護 原子炉炉心およびそれに関連した冷却系は、出力運転範囲において、急速な固有の核的フィードバック特性の實質的效果が急激な反応度の増大を補償できるように設計しなければならない。		指針 13. 原子炉の特性 炉心及びそれに関連する系統は、固有の出力抑制特性を有し、また、出力振動が生じてもそれを容易に制御できる設計であること。	日本の要求内容と米国 GDC の要求内容とは同等
クライテリオン 12 原子炉出力振動の抑制 原子炉炉心およびそれに関連した冷却系、制御系、ならびに保護系、ならびに保護系は、設計書に示された燃料許容設計限界を超える状態に至る可能性のある出力振動が起り得ないか、あるいは確実かつ直ちに検知、抑制され得るように設計されなければならない。		指針 14. 計測制御系 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十分考慮した設計であること。 (1) 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれら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、適切な予想範囲に維持制御されること。 (2) 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より監視範囲内の監視が可能であること。 2. 計測制御系は、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを適切な方法で十分な範囲にわたって監視し得るとともに、必要なものについては、記録が可能である設計であること。特に原子炉の停止状態及び炉心の冷却状態は、2 種類以上のパラメータにより監視又は推定できる設計であること。	日本の要求内容と米国 GDC の要求内容とは同等
クライテリオン 13 計装および制御 核分裂過程、原子炉炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器とそれに関連した系の健全性に影響を及ぼし得る変数ならびに系統を含め、十分な安全性を確保するに適切であるように、通常運転、予想される運転上の事象および事故状態においてそれらの予想される範囲にわたって変数ならびに系統を監視するための計装および制御が設けられなければならない。予め規定された運転範囲内にこれら変数ならびに系統を維持するために適切な制御が設けられなければならない。		指針 15. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性 1. 原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時及び異常状態において、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。	日本の要求内容と米国 GDC の要求内容とは同等
クライテリオン 14 原子炉冷却材圧力バウンダリ 原子炉冷却材圧力バウンダリは、異常な漏洩、急速な伝播型破壊、ならびに大破断の発生する可能性が極く低くなるように設計、製造、据付および試験が実施されなければならない。		指針 16. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊防止 原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時、保修時、試験時及び異常状態において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破壊を生じない設計であること。	日本の要求内容と米国 GDC の要求内容とは同等
クライテリオン 15 原子炉冷却系の設計 原子炉冷却系およびそれに関連した補助系、制御系ならびに保護系は、予想される運転上の事象を含め通常運転のいかなる条件下でも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十分な余裕をもって設計されなければならない。		指針 17. 原子炉格納容器の機能 1. 原子炉格納容器は、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率を超えることがない設計であること。 2. 原子炉格納容器は、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。 3. 原子炉格納容器は、電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計であること。	日本の要求内容と米国 GDC の要求内容とは同等

表 3.4: 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較 (3/11)

米国	日本	比較結果
<p><b>* 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants</b></p> <p><b>11 多重障壁による核分裂生成物の放出防止</b></p> <p><b>クワイテリオン17 電源系統</b> 安全上重要な機器が機能を果たせようとして、所内電源ならびに外部電源を必要とする必要はない。それらの系統の安全機能は (地方の系統が機能しないと仮定して) 次のことを保証することであること。十分な容量と能力を提供すること。十分な容量と能力を提供すること。十分な容量と能力を提供すること。十分な容量と能力を提供すること。</p> <p><b>クワイテリオン18 電気系統の検査および試験</b> 安全上重要な電源系統は、系統の連続性及びその機器の状態を評価するため、配電系統、絶縁物、接続部および配電盤のよう重要な部分及び機能の適切な定期的試験を行うべきである。同系統は次の事項を定期的に試験できる能力を有するよう設計しなければならない。</p> <p>(1) 所内電源、リレー、スイッチおよび母線等の系統機器の運転可能性および機能上の性能 (2) 系全体としての連続運転可能性、及び実質的に設計に近い条件下で保護系の関連部分の動作を含め系を運転状態にする運転シーケンス全体、並びに原子力発電施設、外部電源系及び所内電源の電源の切替。</p> <p><b>クワイテリオン19 制御室</b> 制御室は、そこから通常状態において原子力発電施設を安全に運転し、かつ、冷却材喪失事故を含む事故条件下で施設を安全状態に維持するための操作をとり得るよう設計されなければならない。事故条件下で所員が事故期間中、全身被ばく線量 5 レムあるいは身体の一部に相当する線量以上の被ばくを受けることなく制御室に接近及び滞在することができるよう適切な放射線防護がなされなければならない。</p> <p>制御室外の適切な場所二次の能力を有する装置が設けられなければならない。 (1) 原子炉の急速な高温停止を行う設計上の能力であって高温停止中に施設を安全状態に維持するために必要な計装制御を含むもの (2) 適切な手順によって引続き原子炉を冷態停止にする潜在的な能力</p>	<p><b>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂)</b></p> <p><b>指針48 電気系統</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 重要な時に高い安全機能を有する構造物、系統及び機器が、その機能を達成するために電源を必要とする場合においては、外部電源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る設計であること。</li> <li>2. 外部電源系は、2 回路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。</li> <li>3. 非常用所内電源系は、多重性及び独立性を有し、その系統を構成する機器の単一故障を仮定しても次の各号に掲げる事項を確実に履行のに十分な容量及び機能を有する設計であること。 (1) 運転時の異常な過渡変化時に、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ることなく原子炉を停止し、冷却すること。 (2) 原子炉冷却材喪失等の事故時の炉心冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性を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。</li> <li>4. 重要な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試験及び検査が可能な設計であること。</li> </ol> <p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>	比較結果
<p><b>指針41. 制御室</b> 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とともに、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。</p> <p><b>指針42. 制御室外からの原子炉停止機能</b> 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、かつ、次の機能を有する設計であること。</p> <p>(1) 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。 (2) 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。</p> <p><b>指針43. 制御室の居住性に関する設計上の考慮</b> 制御室は、火災に対する防護設計がなされ、さらに、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できるように、適切な設計がなされ、かつ、火災又は事故によって放出することがあり得る有害ガス及び気体放射能物質に、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。</p> <p><b>指針44. 原子力発電所緊急時対策</b> 原子炉施設は、事故時に必要ないかなる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。</p> <p><b>指針45. 通信連絡設備に関する設計上の考慮</b> 原子炉施設は、適切な警報系及び通信連絡設備を備え、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与えられること、かつ、原子力発電所と所外必要箇所との通信連絡設備は、多重性及び多様性を備えた設計であること。</p> <p><b>指針46. 避難通路に関する設計上の考慮</b> 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、明確かつ継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。</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>	比較結果
<p>GDC には記載なし (10 CFR Appendix E to Part 50 に、緊急時対応のための施設及び設備に関する要件が記載されている。)</p>	<p>GDC には安全審査指針の指針 44、~46 に該当する記載がないが、日本の要求内容と米国の要求内容は同等</p>	比較結果

表 3.4: 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較 (4/11)

米国	日本	比較結果
<p>111 保護系および反応度制御系</p>	<p>発電用軽水炉型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日 一部改訂)</p>	
<p>クライテリオン 20 保護系の機能 保護系は次のように設計されなければならない。 (1) 予想される運転上の事象の結果として設計書に示された燃料許容設計限界を超えないように、反応度制御系を含む適切な系の作動を自動的に開始すること。 (2) 事故状態を検知し、安全上重要な系ならびに機器の作動を開始すること。</p>	<p>指針 34. 安全保護系の多重性 安全保護系は、その系統を構成する機器若しくはチャンネルに単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、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。</p>	
<p>クライテリオン 21 保護系の信頼性及び試験可能性 保護系は、多重化された安全機能に依り、機能の信頼性を高く、かつ、使用中の試験が可能であるように設計しなければならない。保護系の設計に盛り込まれている多重性および独立性は、次のことを十分に保証するものでなくてはならない。 (1) いかなる単一故障も保護機能の喪失の起因とならないこと。 (2) 保護系の承認できる運転信頼性が他の方法で実証されない限り、いかなる機器あるいはチャンネルの使用状態からの取り外しも最小限に必要な多重性の喪失を生じないこと。 保護系は、起きた可能性のある故障及び多重性の喪失 (保護系内の) を判断するために各チャンネルを独立に試験する能力を含め、原子炉の運転中にその機能を定期的に試験できるように設計しなければならない。</p>	<p>指針 35. 安全保護系の独立性 安全保護系は、通常運転時、保修時、試験時及び異常状態において、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実用上可能な限り考慮した設計であること。</p> <p>指針 36. 安全保護系の過渡時の機能 安全保護系は、運転時の異常な過渡状態時に、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。</p> <p>指針 37. 安全保護系の事故時の機能 安全保護系は、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の作動を自動的に開始させる設計であること。</p>	
<p>クライテリオン 22 保護系の独立性 保護系は、多重化したチャンネルに対する自然現象、通常運転、保守、試験及び想定事故状況の影響が保護機能喪失の起因とならないように設計しなければならない。若しくは他の明確な根拠に基づいて容認できるものであることが実証されなければならない。機能の多様性、あるいは機器設計及び運転原理の多様性のような設計上のテクニクを保護機能の喪失を防ぐために実際に役立つ範囲で利用しなければならない。</p>	<p>指針 38. 安全保護系の故障時の機能 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。</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>
<p>クライテリオン 23 保護系の故障モード 保護系は、系の分離、動力源の喪失 (例えば電力、計器用空気)、あるいは想定される不利な状況 (例えば過熱、過冷、火災、圧力、蒸気、水、および放射線) が生じた場合においても、安全状態あるいは他の明確な根拠に基づいて許容し得る状態に落ち着くように設計されなければならない。</p>	<p>指針 39. 安全保護系と計測制御系との分離 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。</p>	
<p>クライテリオン 24 保護系および制御系の分離 保護系は、いかなる単一の制御系機器あるいはチャンネルの故障、あるいは、制御系及び保護系に共通のいかなる単一の保護系機器あるいはチャンネルの故障、またはそれらの使用状態からの取り外しによっても、保護系に必要とされる信頼性、多重性および独立性のすべてを満たした状態に保てる程度まで、制御系から分離しなければならない。保護系と制御系の相互接続は、安全性が著しく損なわれない程度に限定されなければならない。</p>	<p>指針 40. 安全保護系の試験可能性 安全保護系は、原則として原子炉の運転中に、定期的に試験できるとともに、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。</p>	
<p>クライテリオン 25 反応度制御系の駆動作に対する保護系の要件 保護系は、偶発的な制御棒の引き抜き (飛び出しあるいは落下ではない) のような反応度制御系のいかなる単一の誤動作に対しても、設計書に示された燃料許容設計限界を超えないように設計しなければならない。</p>		

表 3.4: 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較 (5/11)

米国	日本	比較結果
<p>111 保護系および反応度制御系</p> <p>一般設計指針 (GDCの版訳)</p> <p>* 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants</p> <p><b>クライテリオン26 反応度制御系の多重性と能力</b> 異なる設計原理による2つの独立した反応度制御系を設けなくてはならない。本系統の1つは制御棒を使用し、望ましくは制御棒挿入のための積極的手段を含んでおり、かつ予想される運転上の事象を含む通常運転状態において、制御棒回着のような誤動作に対して適切な余裕を持つ。設計書に示された燃料計容設計限界を超えないように、反応度変化を信頼性をもって制御する能力を有するものとす。第2の反応度制御系は、燃料計容設計限界を超えないことを保証するように、計画的な通常の出力変化 (Δe 燃焼を含む) に起因する反応度変化率を信頼性をもって制御する能力を有するものとす。これらの系のうち1つは、冷態状態において原子炉炉心を未臨界に維持できること。</p> <p><b>クライテリオン27 反応度制御系の適合能力</b> 反応度制御系は、想定事故状況下で、制御棒回着に対して適切な余裕を持つ。炉心冷却能力が維持でき、るように、緊急炉心冷却系による毒物添加と相まって、反応度変化を信頼性をもって制御できる複合能力を有するように設計しなくてはならない。</p> <p><b>クライテリオン28 反応度限界</b> 反応度制御系により次のような事象が起り得ないように、潜在的な反応度増加の量及び率に、適切な限界をもって設計しなくてはならない。 (1) 炉心、炉心支持構造物、あるいは他の原子炉炉心容器内部構造物を損傷させ、炉心冷却能力を著しく損なわれる。 これらの想定反応度事故は、制御棒の飛び出し (積極的手段によって防止されない限り)、制御棒落下、蒸気管破断、原子炉冷却材圧力バウナダリに対して高炉心温度及び圧力の変化、および冷水注入を考慮に入れるものとする。</p> <p><b>クライテリオン29 予想される運転上の事象に対する防護</b> 保護系及び反応度制御系は、万一予想される運転上の事象が発生した場合でも、極めて高い確率でその安全機能を果たすことができるように設計しなくてはならない。</p>	<p>111 保護系および反応度制御系</p> <p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂)</p> <p><b>指針 14. 反応度制御系</b> 1. 反応度制御系は、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計であること。 2. 制御棒の最大反応度追加率は、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ナダリを破壊せず、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炉心容器内部構造物の破壊を生じない設計であること。</p> <p><b>指針 15. 原子炉停止系の独立性及び試験可能性</b> 原子炉停止系は、高温待機状態又は高温運転状態から、炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる少なくとも二つの独立した系を有するとともに、試験可能性を備えた設計であること。</p> <p><b>指針 16. 制御棒による原子炉の停止余裕</b> 原子炉停止系のうち制御棒による系は、高温状態及び低温状態において、反応度値の最も大きい制御棒1本が完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できないときでも、炉心を臨界未満にできる設計であること。</p> <p><b>指針 17. 原子炉停止系の停止能力</b> 1. 原子炉停止系に含まれる独立した系のうち少なくとも一つは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の試験設計限界を超えることなく、高温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる設計であること。 2. 原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。</p> <p><b>指針 18. 原子炉停止系の事故時の能力</b> 事故時において、原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、炉心を臨界未満にでき、また、原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、炉心を臨界未満に維持できる設計であること。</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>
<p>IV 冷却系</p> <p><b>クライテリオン30 原子炉冷却材圧力バウナダリの品質</b> 原子炉冷却材圧力バウナダリを構成する機器は、実用上最高の品質基準に従い、設計、製造、据付、試験を実施しなくてはならない。原子炉冷却材の漏洩を検知し、実用的な程度までその原子炉冷却材漏洩源の位置を特定する手段を設けなくてはならない。</p> <p><b>クライテリオン31 原子炉冷却材圧力バウナダリ破壊の防止</b> 原子炉冷却材圧力バウナダリは、運転状態、保守状態、試験状態、および想定事故における応力に対して、次のことを保証するよう十分な余裕をもって設計しなければならない。 (1) ハウナダリが非脆性挙動を示すこと。 (2) 急速な伝播型破壊の確率を最小限にすること。 設計では、運転状態、保守状態、試験状態、及び想定事故におけるバウナダリ材料の使用温度とその他の条件、および次の事項を決定する際の不確実性を考慮に入れなくてはならない。 (1) 材料特性 (2) 材料特性への照射の影響 (3) 残留、定常および過渡応力 (4) きずの大きさ</p>	<p><b>指針 21. 原子炉冷却材圧力バウナダリの漏えい検出</b> 原子炉冷却材圧力バウナ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。</p> <p><b>指針 20. 原子炉冷却材圧力バウナダリの破壊防止</b> 原子炉冷却材圧力バウナダリは、通常運転時、保守時、試験時及び異常状態において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破壊を生じない設計であること。</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>

表 3.4: 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較 (6/11)

米国	日本	比較結果
<p>10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants</p> <p>IV 冷却系</p> <p>一般設計指針 (GDCの仮訳)</p> <p>クライテリオン32 原子炉冷却材圧力バウンダリの検査                      原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、次のことが行えるように設計しなくてはならない。                      (1) 構造的及び耐漏洩性の健全性を評価するための重要な部分ならびに機能の定期的検査及び試験                      (2) 原子炉圧力容器のための適切な材料監視計画</p>	<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針                      (原子力安全委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂)</p> <p>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                      原子炉冷却材圧力バウンダリは、その健全性を確認するために、原子炉の供用期間中に試験及び検査がべき設計であること。</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>
<p>クライテリオン33 原子炉冷却材の補給                      原子炉冷却材圧力バウンダリにおける小破断に対する防護のため原子炉冷却材補給系を設けなくてはならない。本システムの安全機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏洩およびバウンダリを構成する小配管あるいはその他の小機器の破断による冷却材喪失によっても、設計書に示された燃料貯蔵容量を超えないことを保証するものでなくてはならない。この系は、所内電力運転 (外部電源は利用できないと仮定)、および外部電源運転 (所内電源は利用できない仮定) により、通常運転時の冷却材インベントリの維持に使用される配管、ポンプ、弁によりシステムの安全機能が果たされることが保証されることが設計しなくてはならない。</p>	<p>指針 23. 原子炉冷却材補給系                      原子炉冷却材補給系は、原子炉冷却材の小規模の漏えい等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。</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>
<p>クライテリオン34 残留熱除去                      残留熱を除去するシステムを設けること。本システムの安全機能は、炉心の核分裂生成物前導管及び他の残留熱を燃料貯蔵設計限界及び冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えないような割合で輸送することである。所内電源運転 (外部電源喪失を仮定) 及び外部電源喪失を仮定) において本システムの安全機能が単一故障を運送しても果たされることが保証されることが保証されるように、機器及び機能の適切な冗長性、適切な相互接続、漏洩検知、及び隔離能力を有すること。</p>	<p>指針 24. 残留熱を除去する系統                      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前導管及びその他の残留熱を除去できる機能を有すること。                      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ように、多重性又は多様性及び独立性を適切に備え、かつ、試験可能性を備えた設計であること。</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>
<p>クライテリオン35 緊急降圧冷却                      緊急時に十分な炉心冷却が行えるシステムを設けること。本システムの安全機能は、冷却材喪失事故後に次のような割合で炉心の熱を輸送することである。(1) 有効な炉心冷却の継続に支障を来さず燃料及び機器の損傷を防止し、(2) 被覆管金属-水反応が無碍で進行する程度に抑制される。所内電源運転 (外部電源喪失を仮定) 及び外部電源運転 (所内電源喪失を仮定) において、本システムの安全機能が単一故障を運送しても果たされることが保証されるように機器及び機能の適切な冗長性、適切な相互接続、漏洩検知、隔離及び格納の能力を有すること。</p>	<p>指針 25. 非常用炉心冷却系                      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、燃料格納の金属と水との反応を十分に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ように、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること。                      3. 非常用炉心冷却系は、定期的引試験及び検査ができることにも、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること。</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>
<p>クライテリオン36 緊急時炉心冷却系統の検査                      緊急時炉心冷却系統は、システムの健全性および能力を保証するために、圧力容器内のスプレイ・リング、注水ノズルおよび配管のように重要な機器の適切な定期的検査ができるよう設計しなければならない。</p>		<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>
<p>クライテリオン37 緊急時炉心冷却系統の試験                      緊急時炉心冷却系統は、次のことを保証するために、適切な定期的な圧力及び機能試験ができるように設計しなければならない。                      (1) 機器の構造および耐漏洩性の健全性                      (2) 系統の動的機器の運転可能性および性能                      (3) 系統全体としての運転可能性、また実用上設計に近い条件下で、保護系の関連部分の運転、通常および非常用電源間の切替、および関連冷却水系の運転を含む運転状態に系統をもつていく運転シーケンス全体の性能</p>		<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>

表 3.4: 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較 (7/11)

米国 一般設計指針 (GDCの版訳) * 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants IV 冷却系	日本 発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂)	比較結果
<p><b>クライテリオン 38 格納容器内の熱除去</b>                      原子炉格納容器から熱を除去するシステムを設計すること。本システムの安全機能は、他の関連システムの機能と調和して、いかなる冷却材喪失事故後の格納容器圧力および温度も急速に低下させ、かつそれらを容認できる低いレベルに維持することである。所内電源運転(外部電源運転(所内電源喪失を仮定)において本システムの安全機能が単一故障を仮定しても果たされることが保証されるように、機器および機能の適切な多重性、適切な相互接続、漏洩検知、隔離、及び格納能力を設けること。</p>	<p><b>指針 32. 原子炉格納容器熱除去系</b>                      1. 原子炉格納容器熱除去系は、原子炉格納容器設計用の特定事象に対し、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。                      2. 原子炉格納容器熱除去系は、そのシステム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、そのシステムの安全機能が達成できるように、多重性又は多様性及び独立性を備え、かつ、試験可能性を備えた設計であること。</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>
<p><b>クライテリオン 39 格納容器熱除去システムの検査</b>                      格納容器熱除去システムは、システムの健全性および能力を確認するために、トーラス、サンプ、スプレイ・ノズルおよび配管のようにより重要な機器の適切な定期検査ができるよう設計しなければならない。</p>		
<p><b>クライテリオン 40 格納容器熱除去システムの試験</b>                      格納容器熱除去システムは、次のことが保証されるように、適切な定期的圧力及び機能試験ができるように設計しなければならない。                      (1) 機器の構造および耐漏洩性の健全性                      (2) システムの動的機器の運転可能性および性能                      (3) システム全体の運転可能性、また実用上設計に近い条件下で、保護系の適切な部分の運転、通常および非通常電源間の切替、及び関連冷却水系の運転を含む運転状態にシステムをもつていく運転シーケンス全体の性能</p>		
<p><b>クライテリオン 41 格納容器熱除去システムの健全性</b>                      格納容器の健全性が維持されることを保証するために、他の関連システムの機能と調和して想定事故後環境に放出される核分裂生成物の濃度と品質を減少させ、また想定事故後格納容器雰囲気中に放出される水素、酸素および他の物質の濃度を抑制する上で必要な場合、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物、水素、酸素および他の物質を抑制するためのシステムを設けること。                      各々のシステムは、所内電源運転(外部電源喪失を仮定)及び外部電源運転(所内電源喪失を仮定)において本システムの安全機能が単一故障を仮定しても果たされ得るよう、機器および機能の適切な多重性、適切な相互接続、漏洩検知、隔離、及び格納能力を有すること。</p>	<p><b>指針 33. 格納容器熱除去系を制御する系統</b>                      1. 格納容器熱除去系は、原子炉格納容器設計用の特定事象に対し、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。                      2. 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酸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。                      3. 格納容器熱除去系を制御する系統は、そのシステム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、そのシステムの安全機能が達成できるように、多重性又は多様性及び独立性を備え、かつ、試験可能性を備えた設計であること。</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>
<p><b>クライテリオン 42 格納容器熱除去システムの検査</b>                      格納容器熱除去システムは、システムの健全性および能力を保証するため、フィルタ枠、ダクト、および配管のようにより重要な機器について適切な定期的検査ができるよう設計しなければならない。</p>		
<p><b>クライテリオン 43 格納容器熱除去システムの試験</b>                      格納容器熱除去システムは、次のことを保証するために、適切な定期的圧力及び機能試験ができるよう設計しなければならない。                      (1) 機器の構造および耐漏洩性の健全性                      (2) ファン、フィルタ、タンク、ポンプおよび弁のよるシステムの動的機器の運転可能性および性能                      (3) システム全体の運転可能性、また実用上設計に近い条件下で、保護系の関連部分の運転、通常および非通常電源間の切替、および関連系の運転を含む運転状態にシステムをもつていく運転シーケンス全体の性能</p>		

表 3.4: 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較 (8/11)

米国		日本	
10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants	一般設計指針 (GDCの仮訳)	発電用軽水炉原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日 一部改訂)	比較結果
IV 冷却系			
クライトリオン 44 冷却水	安全上重要な構造物、系統および機器から最終的な熱の逃し場へ熱を輸送する系統を設けること。本系統の安全機能は、通常運転および事故時に、これらの構造物、系統及び機器について重ね合わせられた熱負荷を輸送することであること。 所内電源運転(外部電源喪失を仮定)及び外部電源運転(所内電源喪失を仮定)において本系統の安全機能が単一故障を仮定しても果たされ得るように、機器および機能の適切な多重性、適切な相互連絡、漏洩検知、及び隔離能力を有するものであること。	指針 26 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統 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造物、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ように、多重性又は多様性及び独立性を適切に備え、かつ、試験可能性を備えた設計であること。	日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等
クライトリオン 45 冷却水の検査	冷却水系は、系の健全性および能力を確認するため、熱交換器や配管のような重要な機器の適切な定期的検査ができるよう設計されなければならない。		
クライトリオン 46 冷却水の試験	冷却水系は、次のことを保証するため、適切な定期圧力及び機能試験ができるよう設計しなければならない。 (1) 機器の構造的及び耐漏洩性の健全性 (2) 系統の動的機器の運転可能性および性能 (3) 系統全体の運転可能性、また実用上設計に近い条件下で、原子炉停止時及び冷却材喪失事故時に、保護系の関連部分の運転、通常および非常用電源間の切替を含む運転状態に系統をもっていく運転シナキス全体の性能 (GDC には全交流電源喪失に関する記載はないが、10 CFR Part 50.63 (全交流電源の喪失) に要求が規定されている。)	指針 27 電源喪失に対する設計上の考慮 原子炉施設は、短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、停止後の冷却を確保できる設計であること。	GDC には記載はないが、日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等
V 原子炉格納容器			
クライトリオン 50 格納容器の設計基準	出入口、貫通部および格納容器熱除去系を含む原子炉格納容器構造物は、格納容器構造物とその内部隔壁が、いかなる冷却材喪失事故においても計算された圧力および温度の条件に設計漏洩率を超えることなく、かつ十分な余裕をもって、対処し得るよう設計しなければならない。この余裕には次の事項を考慮すること。 (1) § 50.44 で定められた、緊急炉心冷却機能全体の故障ではなく劣化に起因する金属-水反応およびその他の化学的エネルギー及び蒸気発生器内のエネルギー等、ピーク状態の決定に含まれていないかつ潜在的エネルギーの影響。 (2) 事故現象および格納容器の応答を確定するのに利用できる経験および実験データが限られていること (3) 計算モデル及び入力パラメータの保守性	指針 28 原子炉格納容器の機能 1. 原子炉格納容器は、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率を超えることがない設計であること。	日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等
クライトリオン 51 格納容器圧力バウダリの破壊防止	原子炉格納容器圧力バウダリは、運転、保守、試験および想定事故状態下で次の事項を保証するために、十分な余裕をもって設計しなければならない。 (1) フライット系材料が非脆性挙動を示すこと。 (2) 急速な伝播型破壊の可能性を最小限にすること。 設計においては、運転、保守、試験および想定事故状態における格納容器バウダリ材料の使用温度及びその他の条件、および次のことを決定する際の不確実性を考慮に入れなければならない。 (1) 材料特性 (2) 残留、定常、および過度応力 (3) きずの大きさ	指針 29 原子炉格納容器バウダリの破壊防止 原子炉格納容器バウダリは、通常運転時、保守時、試験時及び異常状態において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破壊を生じない設計であること。	日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等
クライトリオン 52 格納容器漏洩率試験の可能性	原子炉格納容器および格納容器試験条件に於てはならない他の装置は、定期的な全体の漏洩率試験が格納容器設計圧力で実施され得るよう設計しなければならない。		
クライトリオン 53 格納容器の試験および検査	原子炉格納容器は、次の事項が可能となるように設計されなければならない。 (1) 貫通部のように重要な部分すべての適切な定期的検査 (2) 適切な監視計画 (3) 弾力性のあるセンサーや伸縮ペロニーを持つ貫通部の耐漏洩性に関する格納容器設計圧力での定期的試験	指針 28 原子炉格納容器の機能 2. 原子炉格納容器は、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。 指針 28 原子炉格納容器の機能 3. 原子炉格納容器は、電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計であること。	日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等

表 3.4: 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較 (9/11)

米国	日本	比較結果
<p><b>* 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants</b></p> <p><b>V 原子炉格納容器</b></p> <p><b>クライオリオン 54 格納容器を貫通する配管系</b></p> <p>原子炉一次格納施設を貫通する配管系は、これらの配管系を隔離するという安全上の重要性を反映した多重性、信頼性ならびに実施能力を有する漏洩検知、隔離能力、及び格納能力を備えるものであること。これらの配管系は、隔離弁及びその関連装置の運転可能性を定期的に試験し、かつ弁の漏洩が許容限内にあるかどうかを判断できる能力を有するよう設計しなければならない。</p>	<p><b>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日 一部改訂)</b></p> <p><b>指針 30. 原子炉格納容器の隔離機能</b></p> <p>1. 原子炉格納容器を貫通する配管系は、原則として、原子炉格納容器隔離弁を設けた設計であること。 2. 主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、事故時に隔離機能の確保が必要となる事態に際して、原則として、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。</p> <p><b>指針 31. 原子炉格納容器隔離弁</b></p> <p>1. 原子炉格納容器隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に接近して設けた設計であること。 2. 原子炉格納容器隔離弁の設置は、次の設計であること。 (1) 原子炉格納容器の内側において閉鎖しているか又は原子炉冷却材圧力バウンスに接続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、原則として原子炉格納容器の内側に 1 個及び外側に 1 個とすること。 (2) 前号 1 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、原則として原子炉格納容器の外側に 1 個とすること。 (3) 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。 (4) 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。”</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>
<p><b>クライオリオン 55 格納容器を貫通する原子炉冷却材圧力バウンス</b></p> <p>原子炉冷却材圧力バウンスを構成し、かつ原子炉一次格納容器を貫通する各配管は、他の何らかの確定した根拠に基づいて計装配管等の特定の配管クラスに対する格納容器隔離設備が容認できることが実証されなければならない。次のような格納容器隔離弁を備えること。 (1) 格納容器の内側に閉ロック隔離弁 1 つ、および外側に閉ロック隔離弁 1 つ。 (2) 格納容器の内側に自動隔離弁 1 つ、および外側に閉ロック隔離弁 1 つ。 (3) 格納容器の内側に閉ロック隔離弁 1 つ、および外側に自動隔離弁 1 つ。簡単な逆止弁は、格納容器外側の自動隔離弁として使用してはならない。 (4) 格納容器の内側に自動隔離弁 1 つ、および外側に自動隔離弁 1 つ。簡単な逆止弁は、格納容器外側の自動隔離弁として使用してはならない。 格納容器外側の隔離弁は、実用上可能な限り格納容器に接近して設置しなければならない。また作動源喪失の場合、自動隔離弁は、より大きな安全性を与える状態になるように設計すること。 これらの配管又はそれに連結した配管の偶発的破断の可能性あるいは影響を最小にするための他の適切な要件を、十分な安全性を確保するために必要に応じて規定すること。例えば、設計、製造、および試験により高い品質を適用、使用期間中検査、より苛酷な自然現象に対する防護、隔離弁及び格納施設の追加等のこれらの要件の妥当性を判断する際には、サイト周辺の人口密度、利用特性、および物理的特性を考慮に入れなければならない。</p>	<p><b>指針 30. 原子炉格納容器の隔離機能</b></p> <p>1. 原子炉格納容器を貫通する配管系は、原則として、原子炉格納容器隔離弁を設けた設計であること。 2. 主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、事故時に隔離機能の確保が必要となる事態に際して、原則として、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。</p> <p><b>指針 31. 原子炉格納容器隔離弁</b></p> <p>1. 原子炉格納容器隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に接近して設けた設計であること。 2. 原子炉格納容器隔離弁の設置は、次の設計であること。 (1) 原子炉格納容器の内側において閉鎖しているか又は原子炉冷却材圧力バウンスに接続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、原則として原子炉格納容器の内側に 1 個及び外側に 1 個とすること。 (2) 前号 1 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、原則として原子炉格納容器の外側に 1 個とすること。 (3) 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。 (4) 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。”</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>
<p><b>クライオリオン 56 一次格納容器の隔離</b></p> <p>格納容器雰囲気と直接に連結し、一次格納容器を貫通している各配管は、計装配管等の特定の配管クラスに対する格納容器隔離設備が他の何らかの確定した根拠に基づき容認できることが実証されない限り、次のように格納容器隔離弁を備えなければならない。 (1) 格納容器の内側に閉ロック隔離弁 1 つ、および外側に閉ロック隔離弁 1 つ。 (2) 格納容器の内側に自動隔離弁 1 つ、および外側に閉ロック隔離弁 1 つ。 (3) 格納容器の内側に閉ロック隔離弁 1 つ、および外側に自動隔離弁 1 つ。簡単な逆止弁は格納容器の外側の自動隔離弁として使用してはならない。 (4) 格納容器の内側に自動隔離弁 1 つ、および外側に自動隔離弁 1 つ。簡単な逆止弁は、格納容器外側の自動隔離弁として使用してはならない。 格納容器外側の隔離弁は、実用上可能な限り格納容器に接近して設置しなければならない。また作動源喪失の場合、自動隔離弁は、より大きな安全性を与える状態になるように設計すること。</p>	<p><b>指針 30. 原子炉格納容器の隔離機能</b></p> <p>1. 原子炉格納容器を貫通する配管系は、原則として、原子炉格納容器隔離弁を設けた設計であること。 2. 主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、事故時に隔離機能の確保が必要となる事態に際して、原則として、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。</p> <p><b>指針 31. 原子炉格納容器隔離弁</b></p> <p>1. 原子炉格納容器隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に接近して設けた設計であること。 2. 原子炉格納容器隔離弁の設置は、次の設計であること。 (1) 原子炉格納容器の内側において閉鎖しているか又は原子炉冷却材圧力バウンスに接続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、原則として原子炉格納容器の内側に 1 個及び外側に 1 個とすること。 (2) 前号 1 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、原則として原子炉格納容器の外側に 1 個とすること。 (3) 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。 (4) 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。”</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>
<p><b>クライオリオン 57 閉鎖系の隔離弁</b></p> <p>一次格納容器を貫通しているが、原子炉冷却材圧力バウンスを構成するものではなく、かつ格納容器雰囲気と直接に連結するものでもない各々の配管は、自動、あるいは閉ロックの、あるいは遠隔手動操作可能な、少なくとも 1 つの隔離弁を備えなければならない。この弁は、格納容器の外側にあって実用上可能な限り格納容器に接近して設置しなければならない。簡単な逆止弁は、自動隔離弁として使用してはならない。</p>	<p><b>指針 30. 原子炉格納容器の隔離機能</b></p> <p>1. 原子炉格納容器を貫通する配管系は、原則として、原子炉格納容器隔離弁を設けた設計であること。 2. 主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、事故時に隔離機能の確保が必要となる事態に際して、原則として、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。</p> <p><b>指針 31. 原子炉格納容器隔離弁</b></p> <p>1. 原子炉格納容器隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に接近して設けた設計であること。 2. 原子炉格納容器隔離弁の設置は、次の設計であること。 (1) 原子炉格納容器の内側において閉鎖しているか又は原子炉冷却材圧力バウンスに接続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、原則として原子炉格納容器の内側に 1 個及び外側に 1 個とすること。 (2) 前号 1 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、原則として原子炉格納容器の外側に 1 個とすること。 (3) 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。 (4) 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。”</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>

表 3.4: 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較 (10/11)

米国	日本	比較結果
<p>一般設計指針 (GDCの版訳) * 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants</p> <p>VI 燃料および放射能の管理</p> <p>クライテリオン 60 放射性物質の環境放出の管理 原子炉発電施設の設計には、予想される運転上の事象を含め原子炉の通常運転時に生じる気体状、液体状放出物に含まれる放射性物質の放出を適切に管理し、かつ放射性固体廃棄物を取扱う手段を含まなければならない。特に、好ましくない敷地環境条件によって周囲への放射性物質を含む気体状および液体状放出物の放出に対し通常にはない運転制限が設けられると予想される場合には、これらの放出物を貯留するために十分なボールドアップ容量を備えなくてはならない。</p>	<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日 一部改訂)</p> <p>指針 52. 放射性気体廃棄物の処理施設 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性気体廃棄物の処理施設は、適切な過、貯留、減容、管理等により、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。</p> <p>指針 53. 放射性液体廃棄物の処理施設 3. 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性液体廃棄物の処理施設は、適切な過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減容、管理等により、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。 4. 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。</p> <p>指針 54. 放射性固体廃棄物の処理施設 原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の処理施設は、廃棄物の破砕、圧縮、焼却、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計であること。</p> <p>指針 55. 固体廃棄物貯蔵施設 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。</p>	<p>比較結果</p> <p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>
<p>クライテリオン 61 燃料の貯蔵と取扱いおよび放射能管理 燃料貯蔵及び取扱、放射性廃棄物、およびその他の放射能を含む系統は、通常および想定事故状態下で適切な安全性を確保できるように設計しなければならない。これらの系統は、次のように設計しなければならない。 (1) 安全上重要な機器の適切な定期的検査及び試験を可能とする能力を有する。 (2) 放射線防護のための適切な遮蔽を有する。 (3) 適切な格納、閉じ込め、およびフィルタ系統を有すること。 (4) 崩壊熱および他の残留熱の除去に関する安全上の重要度に応じた信頼性及び試験可能性をもった残留熱除去能力を有する。 (5) 事故状態下で燃料貯蔵系冷却材保有量の著しい減少を防ぐ。</p>	<p>指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備 1. 新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。 (1) 安全機能を有する構造物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができること。 (2) 貯蔵設備は、適切な格納系及び空気浄化系を有すること。 (3) 貯蔵設備は、適切な貯蔵能力を有すること。 (4) 取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること 2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。 (1) 放射線防護のための適切な遮へいを有すること。 (2) 貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃げ場へ輸送できる系統及びその浄化系を有すること。 (3) 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。 (4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱いや中に想定される落下時に際しても、その安全機能が損なわれないこと。</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>
<p>クライテリオン 62 燃料の貯蔵および取扱における境界の防止 燃料の貯蔵および取扱系における臨界は、望ましくは幾何学的安全配置又は物理的な系統あるいはプロセスによって防止すること。</p>	<p>指針 50. 燃料の境界防止 燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、幾何学的な安全配置又はその他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止できる設計であること。</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>
<p>クライテリオン 63 燃料および廃棄物貯蔵系のモニタリング 燃料貯蔵および放射性廃棄物系並びに関連の取扱区域では、次の目的のために適切な系統を設けなければならない。 (1) 残留熱除去能力の喪失および過剰放射線レベルの起因となる状態の検知 (2) 適切な安全動作の開始</p>	<p>指針 51. 燃料取扱場所のモニタリング 燃料取扱場所は、崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態及び過度の放射線レベルを検出できるとともに、これを適切に従事者に伝えるか、又はこれに対して自動的に対処できる設計であること。</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>

表 3.4: 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較 (11/11)

米国	日本	比較結果
<p>一般設計指針 (GDCの仮取)</p> <p>* 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants</p> <p>VI 燃料および放射能の管理</p> <p>クライテリオン 64 放射能放出のモニタリング</p> <p>予測される運転上の事象を含む通常運転時および仮想事故時に放出されるおそれのある放射能に関し、原子炉格納容器雰囲気、冷却材喪失事故時の冷却水再循環用機器を格納する空間、放出物の放出パス、および発電所周辺のモニタリングを行うための手段を設けなければならない。</p>	<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日 一部改訂)</p> <p>指針 59. 放射線監視</p> <p>原子炉施設は、通常運転時及び異常状態において、少なくとも原子炉格納容器内雰囲気、原子炉施設の周辺監視区域周辺及び放射性物質の放出経路を適切にモニタリングできるとともに、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計であること。</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>
<p>GDC には記載なし</p> <p>(SRP の 12.5 OPERATIONAL RADIATION PROTECTION PROGRAM に放射線防護に関する要件が記載されている。)</p>	<p>指針 56. 周辺の放射線防護</p> <p>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ビスカインガンマ線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。</p> <p>指針 57. 放射線業務従事者の放射線防護</p> <p>1. 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。</p> <p>2. 原子炉施設は、異常状態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。</p> <p>指針 58. 放射線業務従事者の放射線管理</p> <p>原子炉施設は、放射線業務従事者を放射線から防護するために、放射線被ばくを十分に監視及び管理するための放射線管理施設を設けた設計であること。また、放射線管理施設は、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計であること。</p>	<p>GDC には指針 56、58 に該当する記載がないが、日本の要求内容と米国の要求内容は同等</p>

表 3.5: 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較 (1/8)

日本			米国				比較結果
発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂)	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針 (「もんじゅ」原子炉設置許可申請書 添付書類八 平成18年10月、平成19年5月一部補正)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成8年度とりまとめ)	一般安全設計指針* * 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants	CRBRP に関するクライテリア* (NRC スタッフが認めた分類) * SER of the CRBRP (NUREG-0968)	PRISM に関するクライテリア* (NRC スタッフによる提案) * PSER for the PRISM (NUREG-1368)	ABTR に関するクライテリア* (ANL による既存指針のレビュー) * PSE of the ABTR (ANL-AFCI-172)	
<b>原子炉施設全般</b>							
指針 1. 標準規格及び基準	方針 1. 標準規格及び基準	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一のため)	GDC 1 品質基準および記録	GDC 1 を適用 (Principal Design Criteria(PDC) 1)	GDC 1 を適用	GDC 1 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	日米の要求内容は同等
指針 2. 自然現象に対する設計上の考慮	方針 2. 自然現象に対する設計上の考慮	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一のため)	GDC 2 自然現象に対する防護のための設計基準	GDC 2 を適用 (PDC 2)	GDC 2 を適用	GDC 2 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	日米の要求内容は同等
指針 3. 外部人為事象に対する設計上の考慮	方針 3. 人為事象に対する設計上の考慮	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一のため)	GDC 4 環境条件及び飛来物に対する設計基準	GDC 4 を適用 (PDC 5)	GDC 4 を適用	GDC 4 を適用可能	日米の要求内容は同等
指針 4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮	方針 6. 飛来物等に対する設計上の考慮	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一のため)	GDC 4 環境条件及び飛来物に対する設計基準	GDC 4 を適用 (PDC 5)	GDC 4 を修正 ・最後の文(配管破断の可能性が極めて小さいことを実証できれば、配管破断に伴う動的影響は設計基準から排除してもよい。)を削除。(NRC スタッフは、最後の文の意図は LWR に対して LBB (破断前漏洩の検知) を認めることであり、これを削除することは、より保守的な想定をすること、つまりギロチン破断を想定であると解釈している。)	GDC 4 の修正が必要 ・低圧系であることから、パイプホップ(破断した配管の反動)による影響を削除。 (LBB に関する記述はそのまま残している。)	日米の要求内容は同等
指針 5. 火災に対する設計上の考慮	方針 7. 火災に対する設計上の考慮	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一のため)	GDC 3 火災に対する防護	GDC 3 を適用 (PDC 3)	GDC 3 を適用	GDC 3 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	日米の要求内容は同等
指針 6. 環境条件に対する設計上の考慮	方針 4. 環境条件に対する設計上の考慮	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一のため)	GDC 4 環境条件及び飛来物に対する設計基準	GDC 4 を修正 (PDC 5) ・環境条件の影響から「冷却材喪失事故」を削除し、「ナトリウムと NaK、そのエアロゾル、燃焼生成物の効果」を追加。	GDC 4 を修正 ・環境条件の影響から「冷却材喪失事故」を削除し、「ナトリウムとそのエアロゾル、燃焼生成物の効果」を追加。	GDC 4 の修正が必要 ・ナトリウムのエアロゾルや燃焼生成物を、想定される環境条件の影響に含める。 ・設計基準事象 (Generic design basis events)、すなわち「異常な過渡変化」(Anticipated operational occurrences) を環境条件の影響に含める。	日米の要求内容は同等
指針 7. 共用に関する設計上の考慮	方針 8. 共用の禁止	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一のため)	GDC 5 構築物、系統および機器の共用	GDC 5 を適用 (PDC 6)	GDC 5 を適用	GDC 5 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	日米の要求内容は同等
指針 8. 運転員操作に対する設計上の考慮	方針 60. 運転員操作に対する設計上の考慮	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一のため)	(10 CFR Part 50.34 でヒューマンファクタに関する要求が規定されている。)	記載なし	記載なし	・DOE-5480.30 (研究炉に対する DOE 要求) では、陽に記載。	日米の要求内容は同等
指針 9. 信頼性に関する設計上の考慮	方針 9. 系統の単一故障 方針 59. 信頼性に関する設計上の考慮	信頼性に関する設計上の考慮	GDC 1 品質基準および記録	GDC 1 を適用 (PDC 1)	GDC 1 を適用	GDC 1 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致。)	日米の要求内容は同等
指針 10. 試験可能性に関する設計上の考慮	方針 11. 試験可能性に関する設計上の考慮	試験可能性に関する設計上の考慮	GDC 1 品質基準および記録	GDC 1 を適用 (PDC 1)	GDC 1 を適用	GDC 1 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致。)	日米の要求内容は同等
	方針 5. ナトリウムに対する設計上の考慮	ナトリウムに対する設計上の考慮	記載なし	PDC 4 ナトリウム (及び NaK) 反応に対する防護 を追加。 ・ナトリウム及び NaK の漏えいを考慮 (漏えいによって生じる火災、化学反応及び反応生成物) して、プラントが設計・建設されることを意図して追加された。  PDC 7 ナトリウム予熱系 を追加。 ・ナトリウムの凍結を防止し、ナトリウムエアロゾルによる管路閉塞を防止するために、追加された。	可能性のある新指針: ナトリウム反応の防護 ・この指針は、系統・構造・機器をナトリウム漏えいにより生じる影響が制限できるように設計することに関連する。ANSI/ANS-54.8-1988 (LMR プラントにおける液体金属火災の防護) を参照する。(NUREG-0968 の指針 4 と ANSI/ANS-54.1-1989 の指針 3.1.4 と同様。)  可能性のある新指針: ナトリウム予熱系 ・この指針は、冷却材を液体に保ち、安全上重要な管路のエアロゾルの凝縮による閉塞を防止することに関連する。(NUREG-0968 の指針 7 と ANSI/ANS-54.1-1989 の指針 3.1.7 と同様。)	ANSI/ANS-54.1-1989 の指針 3.1.4 (ナトリウムや NaK の反応に対する防護) を参照する。	日米の要求内容は同等
		「付加的限界事象」に対する設計上の考慮 ・「付加的限界事象」時の影響を緩和するために原子炉施設は、適切な頑健性(裕度)を有した設計であること。	記載なし	記載なし	記載なし	記載なし	米国が、将来的に「Bounding Event」の影響の緩和を設計上の考慮に入れるかどうかは不明。
						非安全系の構造・機器系統 (Non-Safety Class Structures, Systems and Components)  保障措置関連 (Safetyguards and Security)  安全系の付帯設備 (Support Systems)  ・DOE-5480.30 (研究炉に対する DOE 要求) では、陽に記載。	日本の指針類には、左記に関する記載はない。

表 3.5: 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較 (2/8)

日本			米国				比較結果
発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂)	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針 (「もんじゅ」原子炉設置許可申請書 添付書類八 平成18年10月、平成19年5月一部補正)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成8年度とりまとめ)	一般安全設計指針* * 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants	CRBRP に関するクライテリア* (NRC スタッフが認めた分類) * SER of the CRBRP (NUREG-0968)	PRISM に関するクライテリア* (NRC スタッフによる提案) * PSER for the PRISM (NUREG-1368)	ABTR に関するクライテリア* (ANL による既存指針のレビュー) * PSE of the ABTR (ANL-AFCI-172)	
<b>原子炉及び原子炉停止系</b>							
指針 11. 炉心設計	方針 14. 炉心設計	炉心設計	GDC 10 原子炉設計	GDC 10 を適用 (PDC 8)	GDC 10 を適用	GDC 10 を適用可能 (GDC, ANSI/ANS-54.1-1989, DOE-5480.30 の趣旨は一致)	日米の要求内容は同等
指針 12. 燃料設計	方針 15. 燃料設計	燃料設計 1. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。 2. 燃料集合体は、輸送および取扱い中に過度の変形を生じない設計であること。 3. 燃料集合体は、炉心支持構造物等の設計と相まって、異なる炉心領域に誤って装荷されることを未然に防止し得る設計であること。	記載なし	1. に対しては記載無し  2. 及び 3. に対しては、 <u>GDC 61 を修正 (PDC 53)</u> ・ 燃料取扱エラーの可能性を最小化するを追加	1. に対しては記載無し  2. 及び 3. に対しては、 <u>GDC 61 を修正</u> ・ 「燃料取扱設備とこれに接続するシステムは、燃料損傷限界を超えるような燃料取扱エラーの可能性を最小化するように設計する。」を追加。(NUREG-0968 と ANSI/ANS-54.1-1989 でも同様だが、NRC スタッフは、これは LMR に限った事項ではなく、LWR にも適用される事項としている。)	記載なし	1. に対しては、SRP の 4.2 FUEL SYSTEM DESIGN では、GDC10 から読むと記載されている。日米の要求は同等。  2. と 3. に対しては、日本では、燃料設計に追加しているが、米国では、GDC61 (燃料取扱系) を修正している。日米の要求は同等。
		燃料設計 4. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中を通じ、炉心支持構造物等の設計と相まって、集合体での冷却材流路の閉塞を防止し得る設計であること。  炉心支持構造物 2. 炉心構造物は、燃料集合体への冷却材流路が異物により閉塞することを防止し得る設計であること。	記載なし	<u>PDC 60 流路閉塞の追加。</u> ・ Fermi 炉で発生した流路閉塞事象を設計で考慮すべきとした。	GDC として考慮すべき事項：流路閉塞の防護 ・ CRBRP では、ラッパ管付燃料集合体を採用しているため、Fermi-1 のような事故を防止する観点から要求とした。PRISM においても GDC として考慮すべきとしている。	記載なし	日米の要求内容は同等
				<u>PDC 59 燃料ビン破損伝播の防護の追加。</u> ・ LMFBR の燃料破損の経験が少ないこと、及び破損燃料棒の照射され続ける場合を考慮して、破損伝播の防止を考慮すべきとした。	新指針にする必要はないと思われる事項：燃料ビン破損伝播の防護 ・ 液体金属炉と軽水炉の燃料の違いはあるが、GDC10、27 及び 35 でも議論されていることから、新しい GDC とはしないとした。	記載なし	燃料ビン破損伝播要求については、燃料設計要求で読むことができることから、日米の要求は同等。
指針 13. 原子炉の特性 (出力振動の抑制は、指針 13 に記載されている)	方針 16. 原子炉の特性 方針 17. 出力振動の抑制	原子炉の特性 (出力振動の抑制は、記載されていない)	GDC 11 原子炉に固有の防護 GDC 12 原子炉出力振動の抑制	GDC 11 を適用 (PDC 9) GDC 12 を適用 (PDC 10)	GDC 11 を適用 GDC 12 を適用	GDC 11 の修正が必要 ・ 冷却材ボイド反応度の位置付けを明確にすべきとしている。  GDC 12 を適用可能 (GDC, ANSI/ANS-54.1-1989, DOE-5480.30 の趣旨は一致)	出力振動の抑制の要求が、「高速増殖炉の安全設計方針」にのみ記載されていない。
指針 14. 反応度制御系	方針 26. 制御棒の最大反応度価値 方針 27. 反応度制御系の安全機能	記載なし (準規格および基準など軽水炉と同一のため)	GDC 26 反応度制御系の多重性と能力 GDC 27 反応度制御系の複合能力 GDC 28 反応度限界 GDC 29 予想される運転上の事象に対する防護	<u>GDC26 を修正 (PDC 24)</u> ・ 独立 2 系統の停止系を要求。 ・ 「(ゼノン燃焼を含む)」を削除。 ・ 「低温状態」を「通常運転時よりも冷却材温度が低い状態」に変更。  <u>GDC27 を修正 (PDC 25)</u> ・ 「緊急炉心冷却系による毒物添加とともに」を削除。 ・ 2 系統が独立であることを追加。  <u>GDC28 を修正 (PDC 57)</u> ・ 「制御棒の飛び出し」と「冷水注入」をそれぞれ「偶発的な制御棒の引抜き」と「低温ナトリウムの注入」に置き換える。 ・ 「制御棒落下」を削除。  GDC 29 を適用 (PDC 58)	<u>GDC26 を修正</u> ・ 制御棒に関する NRC の政策判断を取り込む。 (SECY-93-092 において、制御棒のない新型炉を否定しないとしている。ただし、隣にそのような記述を加えるということではない模様。) ・ 「(ゼノン燃焼を含む)」を削除。(ANSI/ANS-54.1-1989 でも同様) ・ 「低温状態」を「通常運転時よりも冷却材温度が低い状態」に変更。  <u>GDC27 を修正</u> ・ 「緊急炉心冷却系による毒物添加とともに」を削除。(NRC スタッフは、NUREG-0968 (SER of CRBR) の要求事項 (単独で機能が果たせ、さらに、複数系統を組み合わせても能力を有すること?) を加えるべきとしている。ANSI/ANS-54.1-1989 では、複数の系統間の独立性を要求しているが、それは GDC 26 に含まれるべきとしている。)  <u>GDC28 を修正</u> ・ 想定反応度事故から、「制御棒落下」と「蒸気管破断」を削除。 ・ 「制御棒の飛び出し」と「冷水注入」をそれぞれ「偶発的な制御棒の引抜き」と「低温ナトリウムの注入」に置き換える。  GDC 29 を適用	GDC26 の修正が必要 ・ GDC で規定された独立した 2 系統の反応度制御系の要求に対し、Xe、低温停止、ECCS ボロン注入、制御棒落下、冷水注入は LWR 特有の反応度メカニズムであるから、LMR の特性に合わせて本項目の要求内容を修正すべきとの見解。  GDC27 の修正が必要 ・ 毒物添加による反応度制御が要求されているが、LMR の特性に合わせて要求内容を修正すべきとの見解。  GDC28 の修正が必要 ・ LMR の特性に合わせて要求内容を修正すべきとの見解。  GDC 29 を適用可能 (GDC, ANSI/ANS-54.1-1989, DOE-5480.30 の趣旨は一致)	GDC 26 では、異なった設計原理による 2 つの独立した反応度制御系を要求。  (ANSI/ANS-54.1-1989 と NUREG-0968 では、少なくとも 2 系統の反応度制御系を設けることとし、その機能要求が記述されており、NRC スタッフは、このような要求を取り入れるとしているが、具体的に独立 2 系統の制御棒系で良いのかどうか不明。制御である必要はないとの NRC の政策判断を裏返せば、2 系統の制御棒系でも良いということか?)  JSFR の受動的炉停止機構 (SASS) の取扱いが論点。  (NRC スタッフは、ATWS を想定しても炉停止可能な PRISM の固有の反応度フィードバック設計は、独立かつ多様な反応度制御系として認められるとしている。ただし、設計承認の前にプロトタイプ試験での実証が必要としている。)
指針 15. 原子炉停止系の独立性及び試験可能性	方針 22. 原子炉停止系の独立性	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	方針 25. 原子炉停止系の反応度停止余裕	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	方針 23. 原子炉停止系の停止能力	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	方針 24. 原子炉停止系の事故時の能力						

表 3.5: 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較 (3/8)

日本			米国				比較結果
発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂)	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針 (「もんじゅ」原子炉設置許可申請書 添付書類八 平成18年10月、平成19年5月一部補正)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成8年度とりまとめ)	一般安全設計指針* * 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants	CRBRP に関するクライテリア* (NRC スタッフが認めた分類) * SER of the CRBRP (NUREG-0968)	PRISM に関するクライテリア* (NRC スタッフによる提案) * PSER for the PRISM (NUREG-1368)	ABTR に関するクライテリア* (ANL による既存指針のレビュー) * PSE of the ABTR (ANL-AFCI-172)	
<b>原子炉冷却系</b>							
指針 19. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性	方針 35. 原子炉冷却材バウンダリの機能 方針 36. 原子炉冷却材バウンダリの健全性	原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性	GDC 14 原子炉冷却材圧力バウンダリ GDC 15 原子炉冷却系の設計	GDC 14 を適用 (PDC 12) GDC 15 を修正 (PDC 13) ・「ナトリウム予熱系」を原子炉冷却系に関連した系統として追加。	GDC 14 を適用 GDC 15 を修正 ・「ナトリウム予熱系」を原子炉冷却系に関連した系統として追加。	GDC 14 を適用可能 (GDC, ANSI/ANS-54.1-1989, DOE-5480.30 の趣旨は一致) GDC 15 の修正が必要 ・「ナトリウム予熱系」を原子炉冷却系に関連した系統として追加。	日米の要求内容は同等
指針 20. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊防止	方針 38. 原子炉冷却材バウンダリの破壊防止	原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊防止	GDC 14 原子炉冷却材圧力バウンダリ GDC 15 原子炉冷却系の設計 GDC 31 原子炉冷却材圧力バウンダリ破壊の防止	GDC 14 を適用 GDC 15 を修正 GDC 31 を修正 (PDC 29) ・「冷却材の化学特性の影響」と「材料の劣化、クリープ、疲労、圧力破損」を追加。	GDC 14 を適用 GDC 15 を修正 GDC 31 を修正 ・「冷却材の化学的特性の効果」を「材料特性への照射の影響」に追加。 ・設計で考慮すべき項目として、「供用期間中の材料劣化、クリープ、脆化、応力破壊」を「供用温度」と「境界材料の他の条件」の間に追加。 (ANSI/ANS-54.1-1989 では LBB の適用に関する記述があるが、NRC スタッフは、PRISM では LBB は考慮しないと解釈しており、PRISM に対してはこれを採用する必要はないとしている。)	GDC 14 を適用可能 (GDC, ANSI/ANS-54.1-1989, DOE-5480.30 の趣旨は一致) GDC 15 の修正は必要 GDC 31 を修正 ・左記 (NUREG-1368) の記述を参照。	日米の要求内容は同等
指針 21. 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい検出	方針 37. 原子炉冷却材バウンダリの漏洩検出	原子炉冷却材バウンダリの漏洩対策	GDC 30 原子炉冷却材圧力バウンダリの品質	GDC 30 を適用 (PDC 28)	GDC 30 を適用	GDC 30 を適用可能 (GDC, ANSI/ANS-54.1-1989, DOE-5480.30 の趣旨は一致)	日米の要求内容は同等
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	記載なし	原子炉冷却材バウンダリの試験および検査	GDC 32 原子炉冷却材圧力バウンダリの検査	GDC 32 を適用 (PDC 30)	GDC 32 を適用	GDC 32 を適用可能 (GDC, ANSI/ANS-54.1-1989, DOE-5480.30 の趣旨は一致)	日米の要求内容は同等
指針 23. 原子炉冷却材補給系	記載なし	記載なし	GDC 33 原子炉冷却材の補給	PDC 27 として、適切な冷却材インベントリの確保を追加 GDC 33 は適用除外	GDC 33 を NUREG-0968 の指針 27 と ANSI/ANS-54.1-1989 の指針 3.4.1 (適切な冷却材インベントリの確保) で置き換える。	原子炉冷却材の補給 ・ GDC 33 は、加圧バウンダリの小規模破損時に原子炉冷却材を確保すべく設けられる冷却材注入系に対するものであるから、LMR には適用できないとの見解。 ANSI/ANS-54.1-1989 の指針 3.4.1 を参照している。	日本では、「原子炉冷却材の確保」という要求に修正し、かつ、非常用の要求となることから、指針 25 を修正する。修正する対象は違うが、要求内容は同じであり、日米の要求は同等。
		1 次主冷却系	記載なし	PDC 26 として、熱輸送系設計を追加。 ・通常時及び事故時に、熱輸送ルートが確保されることを要求。	記載なし	記載なし	「高速増殖炉の安全設計方針」では、炉心冷却のための冷却材流量の確保と炉心へのガスの流入防止を隣に記載。
	方針 40. 原子炉カバーガス等のバウンダリ	原子炉カバーガスバウンダリの健全性 原子炉カバーガスバウンダリの漏洩検出	記載なし	記載なし	GDC 55 に「原子炉カバーガスバウンダリ」に関する設計基準を追加。	GDC 55 を適用可能	日米の要求内容は同等
	方針 41. 中間冷却系	記載なし	記載なし	PDC 31 として、中間冷却系を追加。 ・中間冷却系の機能要求から個本項目を追加。 中間冷却系に隔離弁が無いことから、中間冷却系を格納容器の一部とみなしている。 PDC 32 として、中間冷却系の破壊の防止を追加。 PDC 33 として、中間冷却系の試験および検査を追加。	安全要求はあるが、新指針にする必要はない事項：中間冷却系の設置 ・冷却水系に関する指針、あるいは、PWR の SG と同等であることから、新指針は不要としている。PWR の SG には、GDC 14 (原子炉冷却材バウンダリ)、GDC 15 (原子炉冷却系の設計)、GDC 31 (原子炉冷却材バウンダリの破壊防止)、GDC 32 (原子炉冷却材バウンダリの検査) が適用される。	ANSI/ANS-54.1-1989 の指針 3.4.5 (中間冷却システム) を参照する。 ANSI/ANS-54.1-1989 の指針 3.4.6 (中間冷却材境界の検査とサーベイランス) を参照。	2 次冷却系に関して、標準となる要求内容は整備されていない。
				PDC 34 として、原子炉及び中間冷却系の冷却材とカバーガスの純度管理 ・ナトリウムの純度管理は、管路閉塞と機器腐食の面から必要 ・カバーガスの純度管理は、燃料からの FP ガス漏洩検知の面から必要	申請者が追加指針の開発にあたるべき事項：原子炉及び中間冷却系の冷却材とカバーガスの純度管理 ・軽水炉で相当する施設は、BWR の原子炉冷却材浄化系であるが、これに関する事項は、SRP に記載されている。LMR でも、同様の要求がなされるべきであるとの解釈。	ANSI/ANS-54.1-1989 の指針 3.4.4 (原子炉冷却材および中間冷却材とカバーガスの純度管理) を参照。	日本の指針類には、冷却材とそのカバーガスの純度管理に関する要求は記載されていない。

表 3.5: 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較 (4/8)

日本			米国				比較結果
発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂)	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針 (「もんじゅ」原子炉設置許可申請書 添付書類八 平成18年10月、平成19年5月一部補正)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成8年度とりまとめ)	一般安全設計指針* * 10 CFR appendix A to Part 50 -Genral Design Criteria for Nuclear Power Plants	CRBRP に関するクライテリア* (NRC スタッフが認めた分類) * SER of the CRBRP (NUREG-0968)	PRISM に関するクライテリア* (NRC スタッフによる提案) * PSER for the PRISM (NUREG-1368)	ABTR に関するクライテリア* (ANL による既存指針のレビュー) * PSE of the ABTR (ANL-AFCI-172)	
<b>原子炉冷却系</b>							
指針 24. 残留熱を除去する系統	方針 42. 崩壊熱および他の残留熱の除去	残留熱を除去する系統の機能  残留熱を除去する系統の信頼性および試験可能性	GDC 34 残留熱除去	PDC 35 として、崩壊熱抽出系を追加。 ・「システムの独立性と多様性」を追加。 ・「崩壊熱除去のために、少なくとも2つの流路パスが使用可能であること」を追加。	GDC 34 を修正 ・ 単一の受動安全系に関する NRC の政策判断 (SECY-93-092) を取り込む。(GDC 34 では、冗長性を要求しているが、RVACS はその要求を満足するとの判断。ANSI/ANS-54.1-1989 と NUREG-0968 は系統間の独立性と多様性に言及しているが、そこまで要求する必要はないとしている。ANSI/ANS-54.1-1989 では、ATWS と全電源喪失に対する対策を陽に記載しているが、NRC スタッフはこれらの事象は異常な過渡変化の例であり、あえて陽に記載しなくても当然対策するものとの判断。ただし、ATWS については、軽水炉では許認可上評価を行うことになっているが、設計基準ではないとしている。) ・ 「異常な過渡変化を含む通常運転時及び想定事故に続く全てのプラント停止状態において」を追加。 ・ 「残留熱除去系の作動流体と原子炉冷却材は、通常は静的な境界で分離されること」及び「一枚の静的境界で原子炉冷却材と遮られる残留熱除去系の作動流体は原子炉冷却材と化学的に反応しないこと」を追加。 ・ 残留熱除去系の作動流体の圧力は原子炉冷却材のそれより高く設定することを追加。	GDC 34 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	日米の要求内容は同等
指針 25. 非常用炉心冷却系	方針 39. 原子炉冷却材の確保	原子炉冷却材の確保	GDC 35 緊急時炉心冷却  GDC 36 緊急時炉心冷却系統の検査  GDC 37 緊急時炉心冷却系統の試験	PDC 37 崩壊熱抽出系の試験を追加。 ・ PDC35 の崩壊熱除去系が ECCS の機能を果たすため。  GDC 35 は適用除外。 ・ PDC35 の崩壊熱除去系が ECCS の機能を果たすため。PDC27 適切な冷却材インベントリの確保は、非常時の液位確保であり、GDC35 を置き換える方が相応しいが、CRBRP では崩壊熱除去系が ECCS 機能を果たすとして、GDC35 を置き換えるとしていない。 GDC 36 は適用除外。 ・ ECCS 系が無いため、必要無し GDC 37 は適用除外。 ・ ECCS 系が無いため、必要無し	GDC 35 は適用外 ・ この指針は LMR/PRISM には適用されない。 ・ 想定事故に対応するよう設計される残留熱除去系に関する記述を加えるよう改訂を提案。(NRC スタッフは、GDC 34 に上述のごとく「異常な過渡変化を含む通常運転時及び想定事故に続く全てのプラント停止状態において」を追加することにより良いとしている。) PRISM では、GDC35 を適用外とし、GDC33 を修正して液位の確保を要求としているが、実際には、非常時の液位確保であり、GDC35 を修正するのが相応しいと言える。  GDC 36 を修正 ・ 「緊急炉心冷却」に関する記述とタイトルを「残留熱除去系」に対するもので置き換える。 ・ 重要機器の記述を見直す。(ANSI/ANS-54.1-1989、NUREG-0968 とともに重要機器として熱交換器と配管を挙げており、NRC スタッフもこれを認めている。)  GDC 37 を修正 ・ 「緊急炉心冷却」に関する記述とタイトルを「残留熱除去系」に対するもので置き換える。 (ANSI/ANS-54.1-1989 の残留熱除去系の検査で良いということと理解される。ただし、受動システムの性能実証は陽に書かなくて良いとの見解。) ・ 「関連する冷却水系の運転」を削除。	GDC 35 は適用外 ・ この指針は LOCA 時の緊急炉心冷却に関するものであるから、LMR には適用されない。冷却材インベントリ、炉心冷却材確保 (core covering)、残留熱除去は、GDC 33 と GDC 34 で保証されるとの見解。  GDC 36 修正が必要 ・ 左記 (NUREG-1368) の記述を参照。  GDC 37 の修正が必要 ・ 左記 (NUREG-1368) の記述を参照。	米国では、「原子炉冷却材の確保」に関する要求を GDC33 を修正することで対等しているが、非常時の液位確保に関する要求であることから、日本では、GDC35 に相当する指針 25 を修正することで対応している。要求内容は同じであり、日米の要求内容は同等。
指針 26. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	方針 43. 冷却水系	最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	GDC 44 冷却水  GDC 45 冷却水系の検査  GDC 46 冷却水系の試験	GDC 44 を修正 (PDC 38) ・ タイトルを「構造と機器の冷却」に変更。 ・ 適用範囲を広げるため、タイトルを「追加の冷却系」に変更。  GDC 45 を修正 (PDC 39) ・ タイトルを「追加の冷却系の検査」に変更。  GDC 46 を修正 (PDC 40) ・ タイトルを「追加の冷却系の試験」に変更。	GDC 44 を修正 ・ タイトルを「構造と機器の冷却」に変更。 ・ 「必要に応じ」を追加 (NUREG-0968 と ANSI/ANS-54.1-1989 の「構造と機器の冷却」に相当。申請者 (GE) は、PRISM ではこれに該当する安全設備はないと主張。)  GDC 45 を修正 ・ タイトルを「構造と機器の冷却の検査」に変更。 ・ 「冷却水系」から「水」を削除。 (申請者の主張は「GDC44 冷却水系」と同様)  GDC 46 を修正 ・ タイトルを「構造と機器の冷却の試験」に変更。 ・ 「冷却水系」から「水」を削除。 ・ 「原子炉停止と LOCA に対して」を削除。 (申請者の主張は「GDC44 冷却水系」と同様)	GDC 44 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致。)  GDC 45 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致。)  GDC 46 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致。)	日米の要求内容は同等
指針 27. 電源喪失に対する設計上の考慮	方針 10. 電源喪失に対する設計上の考慮	電源喪失に対する設計上の考慮	(10 CFR Part 50.63 (全交流電源の喪失) に要求が規定されている。)	記載なし	ANSI/ANS-54.1-1989 では、全電源喪失に関する条項を付け加えているが、NRC スタッフは、これは GDC-17 にすでに陰に含まれている事項としている。	記載なし	GDC には「全電源喪失対策」は記載されていないが、日米の要求内容は同等。

表 3.5: 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較 (5/8)

日本			米国				比較結果
発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂)	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針 (「もんじゅ」原子炉設置許可申請書 添付書類八 平成18年10月、平成19年5月一部補正)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成8年度とりまとめ)	一般安全設計指針* * 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants	CRBRP に関するクライテリア* (NRC スタッフが認めた分類) * SER of the CRBRP (NUREG-0968)	PRISM に関するクライテリア* (NRC スタッフによる提案) * PSER for the PRISM (NUREG-1368)	ABTR に関するクライテリア* (ANL による既存指針のレビュー) * PSE of the ABTR (ANL-AFCI-172)	
<b>原子炉格納容器</b>							
指針 28. 原子炉格納容器の機能	方針 44. 格納容器の機能	原子炉格納容器の機能	GDC 16 格納容器の設計 GDC 50 格納容器の設計基準 GDC 52 格納容器漏洩率試験の可能性 GDC 53 格納容器の試験および検査	GDC 16 を適用 (PDC 14) GDC 50 を適用 (PDC 41) GDC 52 を適用 (PDC 43) GDC 53 を適用 (PDC 44)	GDC 16 を適用 ただし、格納容器の漏えい率に関する NRC の政策判断 (SECY-93-092) を取り込む。 (文言は変更しないが、ANSI/ANS-54.1-1989 が採用している「essentially leaktight」から「effective barrier」への変更に関する内容を認める。 (ANSI/ANS-54.1-1989 では、GDC にはない「Confinement」を導入しているが、NRC スタッフは Containment と Confinement を区別しない故、Confinement という用語は用いないとしている。) ただし、その後 PBMR の議論において見直す可能性も出てきている (SECY-02-0139)。  <u>GDC 50 を修正</u> ・ 10 CFR 50.44 に関する記述 (金属・水反応に関する事項) を削除。 ・ 「LOCA」を「想定事故」に置き換える ・ 「ECCS の機能不全による金属-水反応と他の化学反応」を「FP、スプレイとエアロゾル生成、発熱化学反応」に置き換える。 (NUREG-0968 と ANSI/ANS-54.1-1989 を参考として設定、ANSI/ANS-54.1-1989 では、CONTAINMENT と CONFINEMENT を区別して記述しているが、NRC スタッフはその必要はないとしている。また、ANSI/ANS-54.1-1989 では「単一の動的機器の故障の想定」を加えているが、その必要はないとしている。)  GDC 52 を適用 GDC 53 を適用	GDC 16 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致) (DOE-5480.30 (いわゆる研究炉に対する DOE 要求) では、格納容器内の換気設備や空調 (Heating, Ventilation, and Air Conditioning (HVAC) Systems) に対し「Confinement」を導入しているが、GDC 16 の「Containment」の方を用いるとの見解。)  <u>GDC 50 の修正が必要</u> ・ 左記 (NUREG-1368) の記述を参照。  GDC 52 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)  GDC 53 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	日米の要求内容は同等
指針 29. 原子炉格納容器バウンダリの破壊防止	方針 46. 格納容器バウンダリの破壊防止	原子炉格納容器バウンダリの破壊防止	GDC 51 格納容器圧力バウンダリの破壊防止	<u>GDC 51 を修正 (PDC 42)</u> ・ 「フェライト材」を「金属材」に置き換える。	<u>GDC 51 を修正</u> ・ 「フェライト材」を「金属材」に置き換える。 (NUREG-0968 と ANSI/ANS-54.1-1989 でも同様。より一般的な材料に対して適用可能にするという主旨。)	GDC 51 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	日米の要求内容は同等
指針 30. 原子炉格納容器の隔離機能	方針 47. 格納容器を貫通する配管系	原子炉格納容器の隔離機能	GDC 54 格納容器を貫通する配管系 GDC 55 格納容器を貫通する原子炉冷却材圧力バウンダリ	GDC 54 を適用 (PDC 45)  <u>GDC 55 を修正 (PDC 46)</u> ・ 「直接接続される系統」を追加。	GDC 54 を適用  <u>GDC 55 を修正</u> ・ 「原子炉カバーガスバウンダリ」を追加。 (NUREG-0968 と ANSI/ANS-54.1-1989 でも同様。申請者 (GE) は炉停止時に使用する 1 次補助冷却材系には隔離弁は不要と主張。)	GDC 54 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	
指針 31. 原子炉格納容器隔離弁	方針 48. 格納容器を貫通する系及び閉じた系の隔離弁	原子炉格納容器隔離弁	GDC 56 一次格納容器の隔離 GDC 57 閉鎖系の隔離弁	GDC 56 を適用 (PDC 47)  <u>GDC 57 を修正 (PDC 48)</u> ・ 「直接接続される系統」を追加。	GDC 56 を適用  <u>GDC 57 を修正</u> ・ 「カバーガスバウンダリ」を「原子炉冷却材圧力バウンダリの一部でもなく、これに直接接続されているものでもない」に追加。 (NUREG-0968 と ANSI/ANS-54.1-1989 でも同様。申請者 (GE) はこれに該当する配管はないと主張。NRC スタッフは、IHX と SG を接続する 2 次主配管は原子炉冷却材圧力境界を形成しており、GDC 55 を適用すべきとしている。つまり、原則的には格納境界の内と外に一つずつ隔離弁を設けるべきであり、例外規定の適用性が焦点。PRISM では PWR からのアナロジーで 1 つの隔離弁でよいと主張しているが、IHX の運転経験不足の解消、検査性確保、事故時挙動把握が必要としている。)	GDC 55 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致) ・ 本指針は原子炉カバーガスバウンダリ系配管に適用されるとの見解。  GDC 56 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)  GDC 57 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	GDC 57 では、格納容器を貫通しているが、原子炉冷却材バウンダリを構成するものではなく、かつ格納容器雰囲気と直接に連結するものでもない各々の配管に対し、隔離弁を設置するよう要求。日本の指針類では、原子炉格納容器壁を貫通する配管に対し、「原則として」、隔離弁の設置を要求。  1 次系と 2 次系は IHX で隔離されており、2 次系主配管への隔離弁の設置の合理性が論点になる。

表 3.5: 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較 (6/8)

日本			米国				比較結果
発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂)	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針 (「もんじゅ」原子炉設置許可申請書 添付書類八 平成18年10月、平成19年5月一部補正)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成8年度とりまとめ)	一般安全設計指針* * 10 CFR appendix A to Part 50 -Genral Design Criteria for Nuclear Power Plants	CRBRP に関するクライテリア* (NRC スタッフが認めた分類) * SER of the CRBRP (NUREG-0968)	PRISM に関するクライテリア* (NRC スタッフによる提案) * PSER for the PRISM (NUREG-1368)	ABTR に関するクライテリア* (ANL による既存指針のレビュー) * PSE of the ABTR (ANL-AFCI-172)	
<b>原子炉格納容器</b>							
指針 32. 原子炉格納容器熱除去系	記載なし	記載なし	GDC 38 格納容器内の熱除去 GDC 39 格納容器熱除去系の検査 GDC 40 格納容器熱除去系の試験	<u>GDC 39 は適用除外。</u> ・格納容器熱除去系は、設計要求に無いため。 <u>GDC 40 は適用除外。</u> ・格納容器熱除去系は、設計要求に無いため。	GDC 38 を修正 ・ LOCA に関する記述を想定事故に関するものに置き換える。(NUREG-0968 と ANS/ANS-54.1-1989 では格納容器冷却系に関する記述はない。前者では想定事故では格納容器の昇温・昇圧がないので冷却系が不用であったが、RVACS を採用する PRISM では格納容器となるガードベッセルを冷却することになるので事情が異なる。ANS/ANS-54.1-1989 の構造と機器の冷却系がこれに該当するとの見解。)  GDC 39 を修正 ・ 重要機器例からトラスとサンブを削除し、ポンプを追加。(「GDC 38 格納容器の除熱」と同様)  GDC 40 を修正 ・ 「冷却水系」から「水」を削除。(「GDC 38 格納容器の除熱」と同様。申請者 (GE) は、RVACS は常に可動状態にあるので試験は不要と主張。)	GDC 38 の修正が必要 ・ LOCA に関する記述を LMR の想定事故に関するものに書き換えるべきとの見解。  GDC 39 の修正が必要 ・ ナトリウム冷却系に関するものに書き換えるべきとの見解。  GDC 40 を修正 ・ ナトリウム冷却系に関するものに書き換えるべきとの見解。	日本の高速炉に関する設計方針には、格納容器内の除熱系統に関する項目はない。(PRISM では RVACS (Reactor Vessel Auxiliary Cooling System) がこれに相当する。)
指針 33. 格納施設雰囲気制御する系統	方針 45. アンユラス浄化系	非常用ガス処理系	GDC 41 格納容器雰囲気浄化 GDC 42 格納容器雰囲気浄化系の検査 GDC 43 格納容器雰囲気浄化系の試験	<u>GDC 41 を修正 (PDC 49)</u> ・ 「ナトリウムエアロゾル」と「燃焼生成物」を追加。 ・ ナトリウムの影響を追加。  GDC 42 を適用 (PDC 50) GDC 43 を適用 (PDC 51)	GDC 41 を修正 ・ 「ナトリウムエアロゾル」と「燃焼生成物」を追加。 ・ 格納容器の雰囲気制御上考慮すべき事項として、「ナトリウム漏えいと酸素との反応の可能性、漏えいナトリウムがコンクリートと接触して水素を生成する可能性」を追加。 (以上は NUREG-0968 と ANS/ANS-54.1-1989 と同じ。ただし、ANS/ANS-54.1-1989 では CONFINEMENT と CONFINEMENT を区別して記述しているが、NRC スタッフは両者を区別しないと。申請者 (GE) は PRISM では格納容器の容積が小さいため、とりたてて雰囲気制御系は必要ないと主張。)	GDC 41 の修正が必要 ・ 左記の ANS/ANS-54.1-1989 の記述を参照。  GDC 42 の修正が必要 ・ ナトリウム冷却系に関するものに書き換えるべきとの見解。  GDC 43 の修正が必要 ・ ナトリウム冷却系に関するものに書き換えるべきとの見解。	日米の要求内容は同等
<b>安全保護系</b>							
指針 34. 安全保護系の多重性	方針 30. 安全保護系の多重性	安全保護系の多重性	GDC 20 保護系の機能	GDC 20 を適用 (PDC 18)	GDC 20 を適用	GDC 20 を適用可能 (GDC、ANS/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	日米の要求内容は同等
指針 35. 安全保護系の独立性	方針 31. 安全保護系の独立性	安全保護系の独立性	GDC 21 保護系の信頼性及び試験可能性 GDC 22 保護系の独立性	GDC 21 を適用 (PDC 19) GDC 22 を適用 (PDC 20)	GDC 21 を適用 GDC 22 を適用	GDC 21 を適用可能 (GDC、ANS/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	
指針 36. 安全保護系の過渡時の機能	方針 28. 安全保護系の過渡時の機能	安全保護系の故障時の機能	GDC 23 保護系の故障モード GDC 24 保護系および制御系の分離	<u>GDC 23 を修正 (PDC 21)</u> ・ 「ナトリウムとナトリウム反応生成物」を想定環境条件に追加。  GDC 24 を適用 (PDC 22)	<u>GDC 23 を修正</u> ・ 「ナトリウムとナトリウム反応生成物」を想定環境条件に追加。(ANS/ANS-54.1-1989 でも同様)	GDC 22 を適用可能 (GDC、ANS/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	
指針 37. 安全保護系の事故時の機能	方針 29. 安全保護系の事故時の機能	安全保護系の「事故」および「稀有事故」時の機能	GDC 25 反応度制御系の誤動作に対する保護系の要件	GDC 25 を適用 (PDC 23) <u>・ 「(制御棒の飛び出しあるいは落下)」を削除。</u>	GDC 24 を適用  <u>GDC 25 を修正</u> ・ 「(制御棒の飛び出しあるいは落下)」を削除。(ANS/ANS-54.1-1989 でも同様)	GDC 23 を適用可能 (GDC、ANS/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	
指針 38. 安全保護系の故障時の機能	方針 32. 安全保護系の故障時の機能	安全保護系の故障時の機能				GDC 24 を適用可能 (GDC、ANS/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	
指針 39. 安全保護系と計測制御系との分離	方針 33. 安全保護系と計測制御系との分離	安全保護系と計測制御系の分離				GDC 25 を適用可能 (GDC、ANS/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	
指針 40. 安全保護系の試験可能性	方針 34. 安全保護系の試験可能性	安全保護系の試験可能性					

表 3.5: 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較 (7/8)

日本			米国				比較結果
発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂)	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針 (「もんじゅ」原子炉設置許可申請書 添付書類八 平成18年10月、平成19年5月一部補正)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成8年度とりまとめ)	一般安全設計指針* * 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants	CRBRP に関するクライテリア* (NRC スタッフが認めた分類) * SER of the CRBRP (NUREG-0968)	PRISM に関するクライテリア* (NRC スタッフによる提案) * PSER for the PRISM (NUREG-1368)	ABTR に関するクライテリア* (ANL による既存指針のレビュー) * PSE of the ABTR (ANL-AFCI-172)	
<b>制御室及び緊急時施設</b>							
指針 41. 制御室	方針 20. 制御室	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一のため)	GDC 19 制御室	<u>GDC 19 を修正 (PDC 17)</u> ・ 最初の文から「冷却材喪失事故を含む」を削除し、ナトリウムと NaK 反応を追加。 ・ 低温停止 (cold shutdown) の言葉の見直し。	<u>GDC 19 を修正</u> ・ 最初の文から「冷却材喪失事故を含む」を削除し、「ナトリウム反応により生じる状態を含む」を追加。 ・ 「適切な放射線防護を備えるべき」から「適切な」を削除。 ・ (2)の低温停止 (cold shutdown) の言及の見直し。 (ANSI/ANS-54.1-1989でも低温停止という言葉は、用いていない。NRC スタッフの解釈では、低温停止は軽水炉のそれと同じ常温に近い温度での停止状態を指し、200°C以下とはしない LMR では LWR と同等の温度状態はないとの判断から妥当としている。)	GDC 19 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30の趣旨は一致) (DOE-5480.30 (いわゆる研究炉に対する DOE 要求)では、「遠隔の原子炉停止機能」が陽に記載されているが、これは GDC 19 に包含されるとの見解。)	日米の要求内容は同等
指針 42. 制御室外からの原子炉停止機能	方針 21. 制御室外からの停止機能	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一のため)					
指針 43. 制御室の居住性に関する設計上の考慮	方針 20. 制御室	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一のため)					
指針 44. 原子力発電所緊急時対策所	記載なし	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一のため)	GDC には記載なし (10 CFR Appendix E to Part 50 に、緊急時対応のための施設及び設備に関する要件が記載されている。)	記載なし	記載なし	記載なし	日米の要求内容は同等 (ただし、SRP の 9.5.3 LIGHTING SYSTEMS には、照明に関する要件 (general design criteria or other requirements) は無いと記載されている。また、SRP でも、避難用の照明は要求されていない。)
指針 45. 通信連絡設備に関する設計上の考慮	方針 13. 通信連絡設備に対する設計上の考慮	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一のため)		記載なし	記載なし	記載なし	
指針 46. 避難通路に関する設計上の考慮	方針 12. 避難通路に対する設計上の考慮	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一のため)		記載なし	記載なし	記載なし	
<b>計測制御系及び電気系統</b>							
指針 47. 計測制御系	方針 18. 計測制御系	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一)	GDC 13 計装および制御	GDC 13 を適用 (PDC 11)	GDC 13 を適用	GDC 13 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30の趣旨は一致)	日米の要求内容は同等
指針 48. 電気系統	方針 19. 電気系統	電気系統	GDC 17 電源系統 GDC 18 電気系統の検査および試験	GDC 17 を適用 (PDC 15) GDC 18 を適用 (PDC 16)	<u>GDC 17 を修正</u> ・ (1)の「異常な過渡変化」を「異常な過渡変化を含む通常運転時」とする。(ANSI/ANS-54.1-1989では、全電源喪失に関する条項を付け加えているが、NRC スタッフは、これは GDC 17 にすでに陰に含まれている事項としている。)  GDC 18 を適用	GDC 17 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30の趣旨は一致) GDC 18 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30の趣旨は一致)	日米の要求内容は同等
<b>燃料取扱系</b>							
指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備	方針 49. 核燃料の貯蔵および取扱い	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一のため)	GDC 61 燃料の貯蔵と取扱いおよび放射能管理 GDC 62 燃料の貯蔵および取扱いにおける臨界の防止	<u>GDC 61 を修正 (PDC 53)</u> ・ 燃料取扱いエラーの可能性を最小化するを追加  GDC 62 を適用 (PDC 54) GDC 63 を適用 (PDC 55)	<u>GDC 61 を修正</u> ・ 「燃料取扱い設備とこれに接続するシステムは、燃料損傷限界を超えるような燃料取扱いエラーの可能性を最小化するように設計する。」を追加。(NUREG-0968 と ANSI/ANS-54.1-1989 でも同様だが、NRC スタッフは、これは LMR に限った事項ではなく、LWR にも適用される事項としている。)  GDC 62 を適用 GDC 63 を適用	GDC 61 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30の趣旨は一致) GDC 62 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30の趣旨は一致) GDC 63 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30の趣旨は一致)	日本では、日米の要求内容は同等
指針 50. 燃料の臨界防止	方針 50. 核燃料の臨界防止	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一のため)	GDC 63 燃料および廃棄物貯蔵系のモニタリング				
指針 51. 燃料取扱場所のモニタリング	方針 51. 核燃料取扱場所のモニタリング	記載なし (標準規格および基準など軽水炉と同一のため)					

表 3.5: 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較 (8/8)

日本			米国				比較結果
発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂)	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針 (「もんじゅ」原子炉設置許可申請書 添付書類八 平成18年10月、平成19年5月一部補正)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成8年度とりまとめ)	一般安全設計指針* * 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants	CRBRP に関するクライテリア* (NRC スタッフが認めた分類) * SER of the CRBRP (NUREG-0968)	PRISM に関するクライテリア* (NRC スタッフによる提案) * PSER for the PRISM (NUREG-1368)	ABTR に関するクライテリア* (ANL による既存指針のレビュー) * PSE of the ABTR (ANL-AFCI-172)	
<b>放射性廃棄物処理施設</b>							
指針 52. 放射性気体廃棄物の処理施設	方針 52. 放射性気体廃棄物の処理	記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)	GDC 60 放射性物質の環境放出の管理	GDC 60 を適用 (PDC 52)	GDC 60 を適用	GDC 60 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	日米の要求内容は同等
指針 53. 放射性液体廃棄物の処理施設	方針 53. 放射性液体廃棄物の処理	記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)					
指針 54. 放射性固体廃棄物の処理施設	方針 54. 放射性固体廃棄物の処理	記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)					
指針 55. 固体廃棄物貯蔵施設	方針 55. 固体廃棄物貯蔵設備						
						廃止措置関連 (Reactor Decontamination and Decommissioning) ・ DOE-5480.30 (研究炉に対する DOE 要求) では、陽に記載。	ABTR では、廃止措置関連に言及。
<b>放射線管理</b>							
指針 56. 周辺の放射線防護	記載なし	記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)	GDC には記載なし (SRP の 12.5 OPERATIONAL RADIATION PROTECTION PROGRAM に放射線防護に関する要件が記載されている。)	記載なし	記載なし	記載なし	日米の要求内容は同等
指針 57. 放射線業務従事者の放射線防護	方針 56. 放射線防護	記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)		記載なし	記載なし	記載なし	
指針 58. 放射線業務従事者の放射線管理	方針 57. 放射線管理設備	記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)		記載なし	記載なし	記載なし	
指針 59. 放射線監視	方針 58. 放射線監視	記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)	GDC 64 放射能放出のモニタリング	<a href="#">GDC 64 を修正 (PDC 56)</a> ・「LOCA 時の流体再循環のための機器を収納する空間」を削除。	<a href="#">GDC 64 を修正</a> ・「LOCA 時の流体再循環のための機器を収納する空間」を削除。(NUREG-0968 と ANSI/ANS-54.1-1989 でも同様。)	GDC 64 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	日米の要求内容は同等

表 3.6: 日本の高速炉に関する安全基準の比較 (1/10)

日本の高速炉に関する安全設計要求との関係	
<p>第1編 一般規定</p> <p>I. 一般設計指針</p> <p>ナトリウム冷却ブール型高速炉の設計及び設備分類指針は、最も重大な被害の総合的な確率が最小となり、しかも全ての事象について、その被害がより重大であるほど一定の低い総合発生確率以下にならなければならない。(この原則によって許容範囲の定義が導かれる)</p> <p>本指針は特に下記を目的としている。;</p> <p>a. 通常運転中に施設要員および公衆が受ける被曝線量はできる限り少なくし、全ての場合に規制上の限度以下に維持する。</p> <p>b. 一般的には、所定のサイトにプラントが建設されたことにより、許容できないリスクがもたらされることのないようにする。</p>	<p>左記は、リスク論的な表現となっているが、具体的には、下記のごとく発生頻度考慮面において事象区分を設定し、決定論的な評価を行うことを想定しているものと考えられる。</p>
<p>【運転状態の分類】</p> <p>1) この目的が達成されたかどうかは、実際には、(十分な安全性の余裕をみた適正な調査研究に基づき) いくつかの標準的な運転状態での被害を詳細に検討することによって証明される。これらの標準的な運転状態の推定発生頻度の大きさに毎に分類され、各頻度分類毎に上記の被害が、同一分類中のその他の運転状態の被害を包絡していることを示さなければならない。</p> <p>この運転状態のリストには、施設の外的原因による事象およびサイト特有の事象を補足して加えなければならない。</p> <p>また、もし、ある単一事象または事象の組合せによって導かれるある運転状態が、同じ頻度分類に属する他の運転状態の被害を著しく超える結果を招く可能性がある場合、これもリストに補足されなければならない。この場合、このような運転状態の発生確率を可能な限り低減するように考慮して、これらの事象の被害と、それの係わる頻度分類の運転状態の被害とが関連づけられるように、適切な対策がとられなければならない。</p> <p>このようにして補足された運転状態は、本決定書のあとの部分において、「起こり得る全ての運転状態」と称される。</p>	<p>左記に従い、EdFは4区分の事象区分(第1分類:通常運転状態、第2分類:中程度の頻度で、被害が極めて限定される事象、第3分類:極めて頻度が低く、被害が限定された事象、第4分類:仮想的な事象)とどまり、その被害が許容範囲にある事象を提案しており、SCSINは、原則的に許容されるものとしている。</p> <p>上記は、「高速増殖炉の安全評価方針」で提案している「運転時の異常な過渡変化」、「事故」、「稀有事故」に対応するものと考えられるが、詳細を把握するためには事象選定のための検討内容の情報が必要。</p> <p>外部事象については、わが国では、安全評価指針では扱われていない。</p>
<p>【軽水炉との関連】</p> <p>一般に、全ての運転状態において、放射線被害は本決定書の時点で評価される加圧水型の原子力発電所のために定義された同等頻度の運転状態分類における被害を上回らないように、適正な対策がとられなければならない。加圧水型の施設についての現行規則は下記の目的のために、必要な修正を加えて適用される;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 施設の設計、建設、運転の品質を保证する。</li> <li>○ 例えば単一故障基準を適用し、供用期間中監視と定期検査に(必要な場合には適当な運転規則を作つて)十分な考慮をした上で詳細設計なシステム設計を行う。</li> <li>○ 安全性上の役割に従って機器を分類し、それによって、設計、施工、供用期間中監視に関する規則を決定する。</li> </ul>	<p>品質保証については、「準規規格及び基準」が関連し、設置許可申請書 添付八の「15. 品質保証活動」に関連する記載がある。</p> <p>検査については、「試験可能性に関する設計上の考慮」が対応する。</p> <p>機器分類については、「信頼性に関する設計上の考慮」、及び、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針が対応する。</p>
<p>【共通モード故障、火災、誤操作、廃炉】</p> <p>共通モード故障 (common mode failure) のリスクを低減するため、安全上重要なシステムには各種の構成機器、トレインまたはコネクションが、重複して適切な構成で施設内部に設けられ、要求事項と技術的可能性の程度にもよるが、それらの設計と施工には多様化が計られるべきである。これらの設計配置では、また破壊行為の被害も低減できるようにする必要がある。</p> <p>特にナトリウム火災のリスクと被害とを低減し、その検知を可能にし、その拡大の抑止と消化を確実にし、同時にシステム間相互干渉のリスクを抑えるため、かつまた安全上重要なシステムについては、(構造物の形状や、場合によっては多重性により動的な外乱及びミサイルから十分に保護するため適切な工夫がなされなければならない。</p> <p>また運転を容易にし、誤操作によるリスクをなるべく少なくする処置を取らなければならない。</p> <p>さらに施設の設計段階から、各施設の将来における解体を容易にするための適切な処置が取らなければならない。</p>	<p>「信頼性に関する設計上の考慮」、「外部人為事象に対する設計上の考慮」に対応する。</p> <p>「ナトリウムに対する設計上の考慮」、「外部人為事象に対する設計上の考慮」、「内部発生飛来物に対する設計上の考慮」に対応する。</p> <p>「運転員操作に対する設計上の考慮」に対応する。</p> <p>解体に対する配慮は求めていない。</p>
<p>A. 2) 【多重システム完全故障】</p> <p>恒常的運転下で使用されたり、頻繁に使用される多重システムの完全な故障に伴うリスクについても解析が必要である。</p> <p>この完全な故障に対応する運転状態の発生確率を低減する必要があるいは被害をその確率に均衡する水準まで引き下げ、前記の許容範囲に止どめるため必要ならば適当な工夫がなされなければならない。</p>	<p>安全設計審査指針では、原則として単一故障及び外部電源喪失の適用を求めておらず、多重システムの完全な機能喪失までは求めていない。</p>

表 3.6: 日本の高速炉に関する安全設計要求とスーパーフュニックス2に関する安全基準の比較 (2/10)

日本の高速炉に関する安全設計要求との関係	
<p>A. 3) [仮想的運転状態 (立地、緊急/特殊作業用)]</p> <p>上記の要求を満たすことにより十分な安全性レベルが確保される筈だが、同時に先に定義した運転状態の中で最も仮想的なものの頻度よりも更に推定頻度が低いが、それでもサイトの選択と緊急及び特殊作業時手順の策定のために考慮しなければならぬ最大リスクと考えられる単一事故あるいは複合事故の被害を十分な程度に低減するよう、工夫がなされなければならない。</p> <p>A.2)及び3)の両項に定める運転状態については、現実的な仮定に基づき、また緊急時手順に含まれる何か処置があればそれも考慮して解析することができる。</p>	<p>立地については、立地審査指針に基づき「重大事故」及び「仮想事故」を想定することとしている。</p> <p>防災計画については、「原研力施設等の防災対策について」において、原子力災害対策特別措置法の通規及び緊急事態宣言発令に対応するプラント状態が炉型ごとに規定されている。</p> <p>「付加的限界事象」は必ずしもこのような目的で評価される事象カテゴリーとはなっていない。</p>
<p>1. 標準設計と外的要因による災害</p> <p>外的要因による災害を I.1 に定める規則に応じて適当なプラント運転状態と組合せ考慮に入れて対応を決定しなければならぬ。</p> <p>これらの外的要因としては、特に下記のことを考慮しなければならない；</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○余震を含む地震および必要な範囲での津波、地面の変動</li> <li>○極端な気象条件</li> <li>○洪水、河川の雑炊とそれによる水道施設に対する被害</li> <li>○航空機の墜落</li> <li>○工業施設、港湾施設および通信施設に関連する人的活動による爆発、ガス雲、火災隣またはミサイルなど</li> <li>○タービンの破損によって生じるミサイル</li> <li>○隣接施設に被害を及ぼす各種のナトリウム火災、ナトリウム水・空気反応</li> </ul>	<p>左記に従い、EaF はサイトを特定しない確率的なサイト条件として地震、航空機落下及び外気圧条件を提案しており、SCSIN は、原則的に許容されるものとしている。</p> <p>「自然現象に対する設計上の考慮」、「外部人為事象に対する設計上の考慮」、「内部発生飛来物に対する設計上の考慮」に対応する。</p>
<p>3. 使用期間中の監視と特殊作業のための準備</p> <p>使用期間中の監視と特殊作業のための準備は特に下記を目標としている；</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. プラントの安全機能を果たす機器の運転状態が、発電所の耐用期間を通じて、建設計画の条件に合致していることを確認する。</li> <li>b. この監視および特殊作業を容易にするための構造上の対応策を設計段階から採用する。</li> </ul>	<p>「試験可能性に関する設計上の考慮」が関連する。</p> <p>ただし、補修については要求事項とはしていない。</p>
第 II 編 技術規定	
II. 1. 配置計画	
<ul style="list-style-type: none"> <li>a. あるプラント事故が、他のプラントに影響することを回避する。この観点から、安全にかかわる機器は、同一のサイトの複数プラントに同時に共用してはならない。ただし、起こり得ると見られる全運転状態の範囲でこのような対応策が安全性の観点から十分であるとの明確な立証が行われる場合はこの限りではない。</li> <li>各原子炉建物内には緊急システムまたは当該原子炉を安全に停止するシステム並びに制御および保護システムを設置すること。</li> <li>b. あるプラントが運転中で、他が建設または作業中であるとき、その期間、プラントへのアクセスポイントの有効な監視ができること。</li> <li>c. 発生の可能性のある事故の性質・位置・規模を確定するための中核となる施設を設け、要員が余儀なく作業場所および外部への通路に止まる場合はこれを保護し、再編成し、また必要とあれば最良の条件で退避することが可能であること。</li> </ul>	<p>「共用に関する設計上の考慮」が対応する。</p> <p>より、細かい記述は指針レベルでは行わない。</p>

表 3.6: 日本の高速炉に関する安全設計要求とスーパーフュニックス2に関する安全基準の比較 (3/10)

SFR2 安全基準の記述		日本の高速炉に関する安全設計要求との関係
<p>II. 2. 燃料集合体</p> <p>a. 健全性と気密性が要求される通常状態および過渡状態のすべての場合において技術的境界に対して十分な余裕を保ち、燃料ピンの健全性と気密性を確保すること。また、起こり得ると見なされる故障による被害はIIに定めるレベルを超えないようにすること。</p> <p>b. 局所流量減少または閉塞の危険を防止するよう、燃料集合体へのナトリウムの供給および燃料ピンの間隔保持の設計をすること。</p> <p>c. 起こり得ると見なされる全運転状態において、燃料集合体の破損状態を代表するパラメータを少なくとも一つ測定して炉心燃料集合体の状態を監視すること。</p> <p>d. プラントの寿命を通じて満足できるレベルで、1次系をできるだけ清浄に保つために被覆管が破損した燃料集合体を移動する手段を確保すること、また被覆管の破損およびその集合体の位置を検知する手段の感度を維持すること。</p>	<p>「燃料設計」等が対応する。</p> <p>より、細かい記述は指針レベルでは行わない。</p> <p>全燃料集合体の状態監視は審査要求とはしていない。</p> <p>破損燃料検出設備の感度維持の要求があるとすれば、保安規定の内部で記述する事項と考えられる。</p>	
<p>II. 3. 主容器内部の設備</p> <p>a. 全ての運転状態にわたって、炉心燃料ピンと炉心周辺に貯蔵される集合体燃料ピンの冷却ができること。</p> <p>このためには主容器の中の全ての内部設備は、(十分な安全余裕をもって)通常時および過渡時の全運転状態にわたって、それらに加えられる外力に抗し得ること、また考慮される全ての事故条件下でこれらの内部設備の損傷や露呈が十分に限定されたままで原子炉の停止と停止状態の維持及び崩壊熱の除去が可能であることが前提となる。起こると見なされる全運転状態下で発生する恐れのある各種破損モード(特に振動が原因となつて)に関しては、安全保護システムの作動、これらの運転状態における設備の使用・環境条件(特に温度変化による寸法の変化)及び照射材料の特性に生じ得る不確定性を考慮した上で、十分な余裕を有するようにする必要がある。</p> <p>b. ナトリウム循環を十分に確保し、燃料の冷却を困難にする恐れのある振動およびガス巻き込み現象を低減すること。このためには、適用される対策が計算又は代表的な試験によって確認されていることが前提となる。</p> <p>c. 偶発的な全ての流路閉塞現象を回避するため、ナトリウム純化を十分に効果的に確保し、制御すること。</p> <p>d. 上記の各種想定運転状態において主容器の健全性と気密性を阻害してはならない。このためには、起こる全ての運転状態にわたって、主容器内で到達する温度ならびに、主容器を損傷する恐れのある内部設備の変形の危険性を制限するための対策がすでに用意されていることが前提となる。</p> <p>e. 必要に応じて装置の使用期間中監視ができること。</p> <p>f. 運転中、特に保守作業、使用中監視および修理作業中の作業員が受ける放射線量を、各種設備の適正な設計によって許容可能なレベルに制限すること。原子炉冷却材が循環した時、放射線源となる腐蝕または浸蝕生成物を生じることができない材料はできないようにすること。</p> <p>g. 1次系ナトリウムの自然循環によって、炉心および周辺に貯蔵される燃料集合体からの崩壊熱除去を可能にすること。</p>	<p>「炉心支持構造物」等が対応する。</p> <p>ただし、より細かい記述は指針レベルでは行わない。</p> <p>「1次主冷却系」が関連する。</p> <p>ナトリウム純化及び炉心内部構造物の変形等の主容器への影響防止については、下位の設計方針レベルで検討すべき事項と考えられる。</p> <p>「試験可能性に関する設計上の考慮」が対応する。</p> <p>「放射線業務従事者の放射線防護」が対応する。</p> <p>自然循環による崩壊熱除去については、「電源喪失に対する設計上の考慮」が対応する。</p>	

表 3.6: 日本の高速炉に関する安全基準の比較 (4/10)

日本の高速炉に関する安全設計要求との関係	SFR2 安全基準の記述	
<p>「燃料の貯蔵設備及び取扱設備」、「燃料の臨界防止」等が対応する。ただし、より細かい記述は指針レベルでは行わない。</p>	<p>II. 4. 燃料集合体の貯蔵と取扱い</p> <p>a. 新燃料および使用済燃料集合体の貯蔵条件は、起こり得る全ての運転状態で十分な安全余裕をもって未臨界に保つこと。</p> <p>b. (起こると見なされる全運転状態で) 使用済燃料集合体の崩壊熱の除去を十分な安全余裕と信頼度をもって確保すること。特に使用済燃料集合体の貯蔵装置は、集合体の間を通過する冷却材流量が著しく低下するような全ての事態を避けるように設計、施工、維持されなければならない。このためには、特にこの液体の十分な純度を確保する対策がすでに用意されていることが前提となる。</p> <p>c. 起こると見なされる全運転状態で、放射性物質の許容値を超える放出を回避するために、これを十分に格納すること。</p> <p>上記の a, b, c 各項目については、特に外的要因による災害(地震、航空機墜落、隕石など)、ミサイルの衝撃の危険、使用済燃料集合体の輸送用キヤスクの落下の危険、燃料集合体の取扱いに付随する危険などを考慮すべきである。原子炉炉心内への燃料集合体移送システムは、集合体の臨界、冷却の不足、機能的劣化に関して、取扱い中の燃料集合体と炉心との間の危険な相互作用を、回避するように設計されていること。</p> <p>d. 取扱われる集合体の種類について明確な判断情報を提供する燃料取扱いシステムを設計すること。</p> <p>e. 燃料集合体の状態、その冷却性、あるいは放射性生成物の格納の異常および炉心内の負の反応度余裕の異常な減少の検出を可能にすること。負の反応度余裕の異常減少検出の場合にはさらに信号および警報を出し、この余裕が十分になつた場合には燃料集合体の取扱いを禁止すること。</p> <p>f. 検査および保守作業の際、または被覆に破損を生じた燃料集合体の取扱い作業の際には作業員の被曝、又は汚染に対する危険性を最小にすること。</p> <p>g. 放射性物質の最終的な貯蔵所はサイト内に置かないようにすること。</p>	<p>「原子炉冷却材バウンダリの健全性」、「原子炉冷却材バウンダリの破断防止」、「原子炉冷却材バウンダリの漏えい対策」、「原子炉冷却材バウンダリの試験及び検査」、「炉心支持構造物」等が対応する。</p>
	<p>II. 5. 原子炉主要器</p> <p>a. 主容器のひび割れおよび破損の危険を防止すること。このためには設計、材料の選択および製造に関する規定と同時に、起こると見なされる全運転状態で主容器に影響する熱勾配を考慮した場合最も苛酷となる部分について使用期間中監視ができるよう、適切な工夫がなされることが前提となる。</p> <p>起こり得る全ての運転状態で、容器に発生する可能性のある各種破損モードについて、十分な余裕が存在しなければならぬ。その場合、安全保護系の作動、これらの運転状態における主容器の使用環境条件、材料特性に存在し得る不確定性とその条件下での変化、および材料欠陥などを考慮しなければならぬ。その他、この装置の使用期間中監視を容易にするための適正な処置が設計段階から取られなければならない。</p> <p>主容器の冷却材漏洩があれればこれを検出し、可能な範囲でその位置を決める対策を設けなければならない。</p> <p>b. 起こると見なされる全運転状態で、炉心および内部構造物の支持と配置を原子炉の安全性と適合する形で確保しなければならない。</p> <p>c. 運転作業中、特に保守・運転中の監視、修理などの作業の際には作業員が受ける被曝線量は、設備の適切な設計によって許容水準以下に制限しなければならない。</p>	

表 3.6: 日本の高速炉に関する安全設計要求とスーパーフュニックス2に関する安全基準の比較 (5/10)

日本の高速炉に関する安全設計要求との関係	SFR2 安全基準の記述
<p>「原子炉カバーガスバスの健全性」が対応する。 ただし、より細かい記述は指針レベルでは行わない。</p>	<p>II. 6. 1 次系カバーガス系</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 1 次系ナトリウムを酸化を回避するための不活性ガスの使用。</li> <li>b. 起こると見なされる全運転状態で、燃料中に形成される気体核分裂生成物が漏洩した場合 1 次系の放射性気体物質を閉じ込め、できればトラップする。</li> <li>c. 原子炉主容器内ナトリウムとその上部密閉部との間に空気が侵入することを防止する。すなわち原子炉主容器内ナトリウムと上部密閉部との間の自由空間に原子炉建物内圧力より若干高い圧力を維持してこれを実現する。</li> <li>d. 起こる全ての運転状態で、主容器内に生じる可能性のある過圧力と減圧力を考慮して、主容器と原子炉の上部密閉部（クロージャ）を防護する。</li> <li>e. 適切なステップによって、安全上重要な配管系の閉塞、特にナトリウム凍結による閉塞を避ける。</li> <li>f. (起こり得ると見なされる全運転状態で、前記の d. を妨げることなく) 万一必要となれば隔離の手段を講ずることを想定する。</li> </ul>
<p>「原子炉カバーガスバスの健全性」、「原子炉カバーガスバスの漏洩検出」等が対応する。 ただし、より細かい記述は指針レベルでは行わない。</p>	<p>II. 7. 原子炉クロージャーヘッド</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 起こり得ると考えられる全運転状態で、主容器、容器内の燃料集合体取扱い装置、熱出力除去に使用される機械装置、原子炉保護系の機器および破損すれば原子炉の密閉に影響する恐れのあるような各種の構成要素の支持を確保し、位置を維持する。</li> <li>b. 主容器と安全容器的監視機器を装着させる。</li> <li>c. 特に原子炉から原子炉建物に流出するガスまたはエアゾルの漏洩、および空気の逆方向の流入に対して気密性を確保し、その監視を可能にする。</li> <li>d. 原子炉建物内での運転作業中に作業員が受ける被曝量を制限する。特に原子炉上部での放射線遮蔽を確保する。</li> <li>e. 起こり得ると考えられる全運転状態で、1 次ナトリウムからの放熱を吸収する。</li> <li>f. 密閉部の冷却のために十分信頼性が高い方法を用いる。また機器に対する適切な監視を確保する。</li> <li>g. 主容器的安全上重要な装置は起こり得ると考えられる災害からの保護、特に原子炉上部密閉部に対する物体の落下およびナトリウム火災に関連する災害から保護する。またこれらの災害に対する密閉部事象の強度を確保する。</li> </ul>

表 3.6: 日本の高速炉に関する安全基準の比較 (6/10)

日本の高速炉に関する安全設計要求との関係	
<p>II. 8. 放射線防護と換気</p> <p>a. 一般的に、起こり得る全ての運転状態で、公衆および環境に対し施設の運転から生じる放射能の影響をできるだけ低減すること。同様に燃料集合体の取扱作業を含む施設の運転、保守作業中に作業員の受ける被曝線量をできる限り低減すること。</p> <p>このためには、起こると考えられる全運転状態で、施設内部に現存または潜在する放射線源を徹底的に点検し、さらにそれを監視し、技術的に可能な範囲で適切な防護壁や遮蔽体によりその影響を最小にすることが前提となる。</p> <p>全ての防護壁および遮蔽体は、それらも損傷した場合は重大さに応じた品質の設計及び組立をなしかつ適切に監視されることより、あらかじめ定められた効果を維持しなければならない。同様な条件において、設計、施工、監査される手段自体も、可能な限りこの効果低下と言うリスクに対処できるように考慮されなければならない。</p> <p>b. 特に、1次系冷却材の放射能レベルを限定し、これら流体の放射化および核分裂生成物の含有量を制限すること。このためには使用する材料の選択 (II.3.A 参照) および燃料ビン被覆の健全性と気密性の維持に関する設計手段、および適切な監視手段がとられ、汚染される恐れのある諸系統、容器、部品を適切に監視し、また放射能の恒常的測定を定期的なサンプリングにより補足し、1次冷却材および照射済燃料の冷却材中の不純物と特定の放射性核種の含有量を知ることが前提となる。</p> <p>c. 1次系冷却材 (II.2.A 参照) の放射能を監視すること。</p> <p>d. 汚染物質が発生した場合にはその経路拡大を制御し、ろ過やトラップを確保に行うこと。このためには、特に汚染された流体を含有する恐れのある系統または容器を保護するための建物の換気は、最も汚染度が少ない部屋から最も汚染度が高い部屋へと空気が向かうように実施されることが前提となる。最も汚染度が高い部屋の換気経路に更に適切なフィルタを備えなければならない。ナトリウム・アロンソルで目詰まりを起こす危険のあるフィルタは、適切なプレフィルタで保護する。</p> <p>e. 液体、気体の廃棄物は廃棄前に適切な方法で容積を最小にし、制御しなければならない。固体、液体、気体の放射性廃棄物の最終的な貯蔵所をサイト内に設けてはならない。</p>	<p>「周回の放射線防護」、「放射線業務従事者の放射線防護」、「放射線業務従事者の放射線管理」、「放射性気体廃棄物の処理施設」、「放射性液体廃棄物の処理施設」、「放射性固体廃棄物の処理施設」、「固体廃棄物貯蔵施設」等に対応する。</p>
<p>II. 9. 安全容器</p> <p>a. 主容器の気密性が失われた場合も含み全運転状態の下で、1次ナトリウムの回収を可能にすること。この際、発生し得る温度勾配を特に考慮し、燃料の完全な搬出に至るまで、ひび割れや破損の危険がないようにすること。</p> <p>この装置の設計と製作、ならびにその使用期間中監視のため適切なスタップが採られることを想定している。起こり得る全ての運転状態で、潜在する崩壊モードに対して安全保護系の作動、主要器の使用・環境条件、将来材料特性に影響するかも知れない確定できない事象とその速度並びに何らかの破損を充分考慮して、十分な余裕が確保されなければならない。さらに設計段階から運転中監視をできる限り可能にし容易にするための適切な手段がとられなければならない。</p> <p>また、主容器と安全容器の間の自由空間がナトリウムと反応しないある種の流体で充填されることを想定している。</p> <p>b. 主容器で起こり得る漏洩によって炉心冷却が阻害されることを回避すること。1次ナトリウムが、主容器から漏洩して安全容器内に保持されている場合、燃料集合体および崩壊熱除去に必要な機器が炉心の冷却に必要なレベルをこえて露呈されないこと。</p> <p>c. 主容器の I S I が外表面からできるようにすること。</p>	<p>「原子炉冷却材の確保」に対応する。</p> <p>ただし、より細かい記述は指針レベルでは行わない。</p>
<p>II. 10. 原子炉建物とその内部構造</p> <p>a. 起こり得ると考えられる全運転状態で、原子炉建物は十分な強度と格納性、および内部防護構造側壁の十分な強度を確保し、維持すること。</p> <p>b. 施設の耐用年数を通じて、原子炉建物は強度と気密性の監視を (特に監視が必要な場所) 可能にすること。</p> <p>c. 起こると考えられる外的要因による災害に対し、原子炉建物内の安全上重要な設備の防護を確保すること。</p> <p>d. 起こり得る全ての運転状態で、原子炉建物内に含まれる放射性物質に対し、要員の放射線防護を確保すること。</p> <p>e. 原子炉建物内におかれる配管の適切な支持と保護構造を確保し、それらの一つが故障しても原子炉建物および施設の健全性に許容できない結果を招かないようにすること。</p>	<p>「原子炉格納容器の機能」、「原子炉格納容器バウンダリの破損防止」に関連する。</p> <p>原子炉建物に格納機能の一部を担わせる設計方針と考えられる。</p> <p>我が国では、外部事象に対する原子炉建物内の重要設備の防護を賜に求めてはいない。</p>

表 3.6: 日本の高速炉に関する安全設計要求とスーパーフュニックス 2 に関する安全基準の比較 (7/10)

<p>日本の高速炉に関する安全設計要求との関係</p>	<p>日本の高速炉に関する安全設計要求との関係</p>
<p>II. 11. 機械設備の設置と原子炉建物の通路</p> <p>SPX2 安全基準の記述</p> <p>a. 起こり得る外的事象に対して、必要な範囲で安全上重要な設備を防護する。</p> <p>b. 安全上重要なシステムは地理的又は物理的に分離し、共通要因による災害で多重化設備が同時に故障しないようにすること。</p> <p>c. 起こると考えられる状態において、環境中へ放出された放射性物質と放射性物質の量を低減させる為、必要な範囲で原子炉建物内に効率的で信頼性のある浄化機能を確保すること。その機能のためにプラントの設備（この機能に関連する電源、システム構成要素等）の障害の可能性、および定期的な試験、検査の必要性を考慮して、設備の十分な信頼性を確保するべきである。</p> <p>d. 必要ならば、放射化ナトリウムを含む系統や容器を不活性ガス雰囲気気密室に収納すること。ただし例えば定期的な運転していない装置、または小容量の室のように、不必要と判する場合を除く。</p> <p>e. 起こる全ての運転状態で、ナトリウムおよび水系を適切に配慮し、これらの両物質を隔離し、それらの接触による破壊的影響の軽減を可能にすること。</p> <p>f. 建物内の状態を適切な手段で測定し、運転員が事故の進展を観察し、所定の防護装置の良好な機能の確保を可能にすること。</p> <p>g. 起こり得る事故状態から生じる環境条件で、その事故の間および事後に作動させる安全上重要な機械設備の性能を適切な方法で確保すること。</p>	<p>配置設計上の系統分離の配慮については、指針レベルでは記載しないが、下位の設計方針として考慮すべきと考ええる。</p> <p>放射性物質放出低減のための浄化機能については、「非常用ガス処理系」が関連するが、放射性物質以外の危険物質については指針レベルでの記述はない。</p>
<p>II. 12. 2 次ナトリウム系および付随する補助系統</p> <p>a. 1 次系と蒸気発生器間のエネルギーの移送を確保し、1 次系の放射化ナトリウムと蒸気発生器の水との反応を完全に回避すること。</p> <p>b. 一般的に、故障の危険とその被害を最小にする設計、施工、運転条件をこれらの系統に施行すること。特に温度変化と熱的疲労現象の危険には、特別の注意を払うべきであり、必要に応じて仕切りを設ける。断熱材とその外装とは、可能ならばナトリウムと同立できるものとし、漏洩の検出装置と火災の発生をできるだけ遅らせる機能を確保する。</p> <p>c. 2 次系ナトリウムを炉心の中性子束から保護し、それが放射化することを防止すること。</p> <p>d. 中間熱交換器の漏洩の際に、適当な圧力差を設けて 1 次系ナトリウムの原子炉容器外への流出を回避すること。</p> <p>e. これらの系統を偶発的過圧から防護するための設計を行うこと。</p> <p>f. 起こると考えられる全運転状態で、中間熱交換器に 1 次系ナトリウムが十分に供給されるように中間熱交換器を配置すること。</p> <p>g. 中間熱交換器におけるナトリウム中の不純物の含有量を十分低レベルに維持すること。</p> <p>h. これらの系統の各部分に十分な量のナトリウムが充填されることを確認し、監視すること。</p> <p>i. 起こり得ると考えられる全運転状態で、必要な場合にはナトリウムの急速ドレンを確保すること。</p> <p>j. ナトリウム漏洩の結果、安全上重要なシステムに被害を与え得る火災の拡大・進展の恐れがある場合、その種の漏洩について設計、監視及び防護の策を講ずること。</p> <p>k. これらの系統をできるだけ水系から分離すること。</p> <p>l. 蒸気発生器中の水漏洩を監視すること。必要ならばその漏洩の被害を軽減するための自動安全装置を設置する。</p> <p>m. 適切な手段によって、安全上重要な配管各部の偶発的な閉塞、特にナトリウムまたは含有アエロゾル含有アエロゾルの凍結による閉塞を回避すること。</p>	<p>「ナトリウムに対する設計上の考慮」、「2 次主冷却系」等に対応する。</p> <p>ただし、より細かい記述は指針レベルでは行わない。</p>

表 3.6: 日本の高速炉に関する安全基準の比較 (8/10)

日本の高速炉に関する安全設計要求との関係	SFR2 安全基準の記述	
<p>II. 13. 熱除去系</p> <p>a. 起こり得ると考えられる全運転状態下で、燃料の使用限界を順守しながら、原子炉炉心の熱除去を可能にすること。</p> <p>b. 特に機械設備の使用期間中監視により、熱除去の手段に十分な信頼性と利用可能性を確保すること。とりわけ崩壊熱除去系については、それが使用される総ての運転状態においてその運転状態の頻度とその運転状態が生じる障害の結果とに対して充分信頼できるものであること。</p> <p>c. さらに、熱除去を妨げ、または安全系の機器に損傷を与え得るような炉心熱除去系の炉心構造物や機器の閉塞や損傷から発生する危険は、特に低減すること。</p> <p>d. 特に1次ナトリウムと発電用の水・蒸気系間に II.11.2 に定める二次系を置くことにより、1次ナトリウムと水との反応の全ての危険を回避すること。</p> <p>e. 起こり得ると考えられる全運転状態下で、特に蒸気発生器内のナトリウム・水反応時に、中間熱交換器内での1次ナトリウム境界を保護すること。</p> <p>f. ナトリウム・水反応に関連する危険を予防し、必要な安全措置を取るよう中間熱交換器を設計・施工・監視すること。</p> <p>g. 多重の炉停止時冷却系を位置的に分離し、共通モードの危険を低減すること。</p> <p>h. 炉停止時冷却系を、原子炉容器内とその系統内の自然循環が必要ならすべての場合に確保されるように配置すること。</p>	<p>「ナトリウムに対する設計上の考慮」、「2次主冷却系」、「残留熱を除去する系統の機能」、「残留熱を除去する系統の信頼性および試験可能性」等に対応する。</p> <p>ただし、より細かい記述は指針レベルでは行わない。</p>	
<p>II. 14. 原子炉付属建物および特殊作業建物</p> <p>a. 起こり得ると考えられる災害を考慮して、安全上重要な多重機械設備の地理的または物理的な分離を確保すること。</p> <p>b. 作業員の放射線防護の見地から満足できる条件で、安全上の重要な機械設備の検査・試験・保守を可能にすること。</p> <p>c. 排出点での連続的検出手段及び装置により、廃棄物の気体廃棄物放射能の評価を可能にし、その情報を制御室で表示し、恒久的な記録に留めること。</p> <p>d. 適切な機械設備により、全ての液体廃棄物は廃棄前不可欠な分析を可能にしそのための設備の検査を定期的に行うこと。</p>	<p>メンテナンス設備に対する設計方針は、指針レベルでは扱わない。</p> <p>下位の方針で考慮する。</p> <p>廃棄物処理設備については、指針として記載するが、これらの設備に関する表示、記録、分析、検査等については、下位の方針で考慮する。</p>	
<p>II. 15. 安全上重要な補助施設への電力供給</p> <p>a. 一般的には、起こり得ると考えられる全運転状態下で、十分に信頼性のある電力の供給を確保すること。</p> <p>b. 電力供給源および配電系の十分な独立性と多重性を確保すること。及び起こり得ると考えられる危険に対して設備を効果的に保護すること。</p> <p>c. 使用中の系統の信頼性を許容できぬほどに低下させることなく、各種の設備(継電器、母線、ディーゼル発電機など)及び電力源交換手順の適当な定期的検査を可能とせねばならない。</p>	<p>「電気系統」に対応する。</p>	
<p>II. 16. 電力、制御室、緊急原子炉停止設備</p> <p>a. 安全上重要な多重トリレンと機器を、地理的および物理的に十分隔離し、これらのトリレンと機器が同時に障害を起こす危険性を低減すること。</p> <p>b. 安全上重要な電気設備に関しては、起こり得ると考えられ、また機能することが要求される全運転状態に対して、それが置かれる環境条件下での良好な作動を確保すること。</p> <p>c. 安全上重要な電気設備の適切な定期試験が可能であること。</p> <p>d. 起こる全ての運転状態に対して、原子炉の制御とその安全状態維持を制御室から可能にする。制御室は全ての災害、特に被爆、放射能汚染、有毒ガスまたはエアロゾルに対して運転員の潜在が可能ないように防護される。制御室内の火災時に原子炉を確実に停止し、維持し、監視するための緊急設備を設けること。</p> <p>e. 緊急原子炉停止設備を使用しなければならぬような、起こり得る全ての運転状態において、その十分な有効性と信頼性を確立すること。また、その存在自体が通常の運転の信頼性を阻害せず、防護機能の作動を阻害しないようにすること。</p> <p>これらの設備に対し、定期的な検査を行わなければならない。制御室から退避する場合に十分期間に亘って使用できる必要がある。</p>	<p>「計測制御系」、「電気系統」、「制御室」、「制御室外からの原子炉停止機能」、「制御室の居住性」に関する設計上の考慮」等に対応する。</p>	

表 3.6: 日本の高速炉に関する安全設計要求とスーパーフュニックス2に関する安全基準の比較 (9/10)

日本の高速炉に関する安全設計要求との関係	SFR2 安全基準の記述	II. 17. 出力と反応度の制御
<p>反応度特性については、「原子炉の特性」に関連する。 ただし、出力係数については負であることを求めているものの、冷却材温度係数が負であることを求めるものではない。</p> <p>ここでの反応度制御は原子炉停止を意味しており、「原子炉停止系の独立性および試験可能性」、「原子炉停止系の反応度停止余裕」、「原子炉停止系の停止能力」等が対応する。 ただし、より細かい記述は指針レベルでは行わない。</p>	<p>II. 17. 出力と反応度の制御</p> <p>a. 原子炉の正常運転の全ての範囲内で、反応度が増加し、または熱の発生・除去間に不均衡が生じた場合に、固有の負の反応度帰還効果を確保すること。この目的のために、反応度については、特に原子炉制御・保護系の効果を考慮することなしに、下記の事項が確保されなければならない；</p> <p>○原子炉挙動を決定する温度と出力の係数が負であり、</p> <p>○急速な過渡状態において炉心の動的挙動を決定する温度と出力の係数が負である。</p> <p>これらの負の反応度効果は、炉心の寿命中に予想される全ての燃料装荷サイクルにおいて維持されなければならない。</p> <p>b. 原子炉の反応度を制御するため、最低二つの独立した装置を、使用できるよる確保すること。(それらへの電源と回路は地理的に分離されている) この各装置は制御棒からなり、それらの装置はどちらか片方単独で、しかもその全制御棒の1本が欠けても起こり得る全ての運転状態下において、不確定性を考慮した上で、原子炉を未臨界にし、それを維持することができなければならない。</p> <p>1本の制御棒を除いて全ての他の制御棒が全挿入された(one rod stuck)場合炉心の偶発的なポイド化または誤操作の可能性、または中性子計算における不確定性幅などを考慮した上で、十分に負の反応度が維持されなければならない。</p> <p>これらの装置は異なった設計の二種類の制御棒と制御棒駆動機構をもたなければならないが、その一方は炉心の著しい変形の際にも落下できるものとす。この後者の制御棒の作動はプラント状態に可能な限り密接に関連しながら制御される。</p> <p>炉心の著しい変形に際しても落下できる全制御棒のうち一体が落下しなくても原子炉を未臨界に停止し、安全な停止状態になるまで維持することができなければならない。</p> <p>c. 起こり得る全ての運転状態下で、炉心の冷温停止のためにこれらの炉停止装置が作動し、それぞれの運転状態分類中で規定された制限条件を十分な安全余裕で確保しなければならない。例えば、この規定は、原子炉保護系の応答遅れを考慮した上で、燃料、主容器内部構造物、主容器および安全容器に適用される。</p> <p>炉心への制御棒の挿入は、重力による落下の速度がその目的に十分であればその方法によって良い。</p> <p>プラントで起こり得ると考えられる全運転状態下で、制御棒の落下が可能であるためには、制御棒の変形を設計に入れるか、または使用前に検査と試験を行い考えなければならない。通常運転下における変形には監視計画によって対応する。</p> <p>d. 適切な構造上の対応策によって、出力運転中の原子炉炉心から制御棒が偶発的に引抜することを防ぐこと。</p> <p>制御棒とその駆動機構とが離脱する様な運転状態に対しては、冷却材通路の閉塞事故を考慮して、制御棒の飛び出しを防止する対応策が採択されなければならない。</p> <p>e. 反応度を増大させる恐れのある流体が炉心内に偶発的に導入される危険を持つシステムは、そのような事故発生の危険を防止するように設計すること。ダイヤグリップッド内にガスが蓄積するのを防止する工夫も、設けなければならない。</p> <p>f. 中間ループから生ずる場合も含めて、炉心に対し偶発的の低温衝撃が生じ、反応度を増大させる効果を制限するための適切な対策を採ること。</p>	

表 3.6: 日本の高速炉に関する安全設計要求とスーパーフェニックス 2 に関する安全基準の比較 (10/10)

日本の高速炉に関する安全設計要求との関係	SFR2 安全基準の記述
<p>「運転員操作に対する設計上の考慮」、「安全保護系の多重性」、「安全保護系の独立性」、「安全保護系の故障時の機能」、「安全保護系と制御系との分離」、「安全保護系の試験可能性」、「安全保護系の過渡時の機能」、「安全保護系の「事故」および「稀有事故」時の機能」、「制御系」等に対応する。</p> <p>ただし、燃料集合体の状態監視は要求事項とはしていない。</p>	<p>II. 18. プラント保護系と制御系</p> <p>a. オペレータの監視操作時、または自動装置の故障時を含む、II.17 に定める条項を順守すること。特に起こり得る全運転状態で、プラントの運転状態を監視する多重で、信頼性の高い測定装置の確保、制御棒の移動速度に関する条項を順守する。特に中性子束測定においては、測定範囲を十分重複させて正常出力の測定が可能でなければならない。他方、燃料集合体の状態は被覆管の気密性の測定と、炉心燃料集合体および必要があれば一部のブランケット燃料集合体の出口ナトリウム温度の測定とによって監視されなければならない。</p> <p>b. プラント状態の代表的なパラメータを、予定されている各運転状態について特定された限度内に維持することを可能にし、それと関連して、これらのパラメータが事前に定められた教値に到達した場合、対策手段を実行することを可能にすること。</p> <p>c. 運転要員に監視操作の確率を最小にするように配置された適切な目盛の計測器による計測に基づいた明確で信頼性のあるプラント情報を提供し、それらの要員が、最良の条件下で十分な時間的余裕を持って事故時の運転状態を診断し、その進展を監視することができるようになること。</p> <p>d. プラントの状況、特に異常状態を監視、再構成、分析するために必要な情報を全て記録すること。</p> <p>e. 起こり得ると考えられる全運転状態で、燃料集合体および主容器内部構造物の健全性を保証するという観点から、プラント安全上重要な物理的パラメータを監視できる保護系を常に確保し、これらのパラメータの危険な変化を検知し、必要な場合には安全系を起動し、緊急停止装置を駆動すること。特にこの系に対して施設的安全性を損なうことなく、定期試験および適切な保守が行われなければならない。原子炉の安全保護系、およびそれらの機能維持に必要な補助系の構成部分は、起こり得ると考えられる事故状態で健全でなければならないと同時に、その運転状態で必要な安全措置を停滞させてはならない。さらに明白で正当化される例外を除き、この系に生じる故障が必要な安全系の機能を阻害しないような段階もとらねばならない。</p> <p>f. 明白で正当化される例外を除き、保護系と制御系との間の安全な独立性を確保すること。特に、(明白で正当化される例外を除き)保護系内で特定の安全動作の開始のために使用されるコンピュータは、別機能には使用してはならない。</p>

表 3.7: 日本の高速炉に関する安全設計要求と EFR ガイドの比較 (1/5)

LMFR 安全基準とガイドの記述	日本の高速炉に関する安全設計要求との関係
<p>1. 炉心反応度に関わる事故</p> <p>トリップ・停止系は、考慮される事故に対して適切な信頼度を有し、多重性と多様性が確保されなければならない。</p>	<p>「原子炉停止系の独立性および試験可能性」、「原子炉停止系の反応度停止余裕」、「原子炉停止系の停止能力」等が対応する。</p> <p>ただし、多様性は要求されていない。</p>
<p>1.1 吸収体の戻った引抜き</p> <p>吸収体の引抜きにより生じるトリップ・停止系の能力を超えるような反応度変化は、その事故の潜在的影響に適切する適切な信頼度で防止されなければならない。</p>	<p>「反応度制御系」が対応する。</p>
<p>1.2 吸収体の飛出し</p> <p>a) 通常運転状態及び設計基準事故において、吸収体が駆動機構に連結されている時には、吸収体の飛出しは防止されなければならない。</p> <p>b) 燃料交換中、又は、その後において吸収体が駆動機構に噛合うことに失敗した結果、駆動機構に連結していない時に吸収材が飛出すことは、その事故の潜在的影響に適切した信頼度で防止されなければならない。</p>	<p>同上</p>
<p>1.3 炉心への取外し</p> <p>炉心構成要素の取外し中に、停止余裕の異常な減少をもたらす炉心への装荷の誤りは、その誤りによる潜在的影響に適切に反応した信頼度を有する設計、又は、管理上の手順により防止されなければならない。</p>	<p>制御体集合体を含めた誤取扱い防止を求めているものと理解される。</p> <p>指針レベルでの記載はないが、下位の方針としては承服できる。</p>
<p>1.4 炉心への冷たいナトリウムの侵入</p> <p>対策を必要とする程の多量の冷たいナトリウムが炉心に侵入することによる反応度変化は、トリップ・停止系の能力以内に取めなければならない。</p>	<p>「反応度制御系」、「原子炉停止系の能力」等が対応する。</p>
<p>1.5 減速材の追加</p> <p>一次系への減速物質の付込みは、その結果生じる反応度変化がトリップ・停止系の能力内に取まらなければならない。</p>	<p>ポンプ潤滑油の進入を想定しているものと理解される。</p> <p>指針レベルでの記載はないが、下位の方針としては承服できる。</p>
<p>1.6 ガスによるボイド形成</p> <p>ガスによる冷却材排除で生じるトリップ・停止系の能力を超える反応度挿入は、高い信頼度レベルで防止されなければならない。</p>	<p>「一次冷却系」が対応する。</p>
<p>1.7 炉心配置の変化</p> <p>a) 通常運転及び設計基準事故状態において、炉心と炉心支持構造物との幾何学上考えられる反応度の変化は、その結果生じる反応度の増加がトリップ・停止系の能力内に取まる程度に制限されなければならない。</p> <p>b) 原子炉の安全停止を妨げる変形は、防止されなければならない。</p> <p>c) トリップ・停止系の能力を超えるような、幾何学上の変形となる原子炉内部構造物の構造上の破損は防止されなければならない。</p>	<p>「炉心設計」、「炉心支持構造物が対応する。」</p>
<p>2. 一般的な冷却の事故</p> <p>炉心冷却が不十分な場合には、考慮した事故に適切した信頼度で原子炉停止がなされること。</p>	<p>「原子炉停止系の停止能力」等が対応する。</p>
<p>2.1 一次系ポンプ故障又は電源供給の喪失</p> <p>a) ポンプの故障や主冷却回路の電源喪失による冷却流量の変化により、トリップ・停止系の能力を考慮して設定される許容基準が満足されなくなるとは避けなければならない。</p> <p>b) 特定の限度を超える冷却材流量の変化は、その故障による潜在的影響と起因現象の発生頻度に適切に反応した信頼度で、出力の低下、手動による原子炉停止、又は、原子炉トリップを開始しなければならない。</p>	<p>「原子炉停止系の停止能力」、「一次冷却系」、「電源喪失に対する設計上の考慮」等が対応する。</p>

表 3.7: 日本の高速炉に関する安全設計要求と EFR ガイドの比較 (2/5)

LMIBR 安全基準とガイドの記述	日本の高速炉に関する安全設計要求との関係
2.2. 一次冷却系回路の弁の操作失敗 手動又は制御系の作動又は弁の故障による、一次冷却系回路の弁の誤動作で生じる冷却材流量の変化率、及び又は、変化量は、これらにより、トリップ、原子炉停止系の能力を考慮して設定される許容基準を超えることは防止されなければならない。	1 次冷却系には弁を設けない設計としているため適用外
2.3. 一次系ナトリウムの変失 a) 一次冷却系回路のパウダリ破損を含む事故で、炉心冷却を許容限度以下に低下させることがあってはならない。 b) 一次冷却系回路のナトリウムの事故による潜在的な影響影に、その事故による潜在的な影響影に対応する信頼度で防止されなければならない。 c) ナトリウムをガスで置換えることは、熱輸送の観点から設定される限度を超えることがあってはならない。	「原子炉冷却材の確保」等が対応する。
2.4. IHX の漏洩 a) IHX の漏洩現象では、一次冷却系回路は炉心の熱を適切な熱の逃し場に移送し続けるようにしなければならない。 b) IHX を通過して二次系に影響が及び、十分な炉心冷却を妨げるようなナトリウム・水反応については、これによる悪影響が避けられるようにしなければならない。 c) 放射性の一次系ナトリウムから二次系への漏洩は規定限度以内に保たなければならない。 d) 通常運転及び、蒸気発生器の事故を含む設計基準事故の状態において、IHX の漏洩は、一次冷却材の許容できない喪失、又は格納施設の破損を引き起こすことがあってはならない。	「2 次主冷却系」等が対応する。 ただし、ナトリウム・水反応時の IHX パウダリの従属破損は防止する設計とする。 IHX パウダリ破損対策として 1 次系に対して 2 次系の圧力を高く設定する設計とするが、指針レベルでは記載しない。 IHX パウダリ自体を格納境界として設計する方針であるため、その妥当性についてのコンセンサスが必要。
2.5. 一次主循環系の熱輸送系故障 事故の潜在的な影響及び事象の発生頻度に対して適切な信頼度で、主熱除去系の故障を検出し、適切な回復又は防衛処置を行わなければならない。	「原子炉停止系の停止能力」等が対応する。
2.6. 炉心冷却材供給構造の破損 a) 事故の潜在的な健全性を保証する方策によって、炉心冷却材流量減少の要因となる炉心支持、炉心冷却材供給プレナム又は配管の破損を防止しなければならない。 b) 設計基準内の炉心冷却材供給構造の破損現象においては原子炉のトリップ及び停止と十分な崩壊熱除去により容認できない炉心損傷を防止しなければならない。	「原子炉停止系の停止能力」等が対応する。 原子炉容器内の流れを構成する構造の破損を防止すると共に、破損に対して炉心冷却確保できる設計とするが、指針レベルでは記載しない。
2.7. 崩壊熱除去の機能不全 a) 状況の頻度及び損傷の潜在的な影響に対して適切な信頼性で、通常運転及び事故条件における崩壊熱除去機能の喪失を防止しなければならない。 b) 崩壊熱除去の起動及び運転の信頼性は、主熱除去系の信頼性と同等でなければならない。	「残留熱を除去するシステムの機能」、「残留熱を除去するシステムの信頼性および試験可能性」、「電源喪失に対する設計上の考慮」等が対応する。
3. 集合体事故 a) 燃料ビン及び集合体の設計及び運転条件は、不適切な局所冷却に関連する集合体事故の可能性を制限するものでなければならない。基本的な目標は燃料ビンの健全性を保ち、ビン破損が生じたとしても、被覆管の破損伝播を最小限にすることである。 b) 集合体事故の発生、拡大又は伝播の要因になり得ると認められる全ての事象を評価しなければならない。それらは炉心構成要素の誤装荷、入口又は出口閉塞、集合体内の局所閉塞、ラップ管破損、集合体及び炉心のビン損傷及び破損伝播を含まなければならない。保護システムを含む設計設備及び原子炉運転は、安全性要求に応えられるように、この評価を考慮しなければならない。 c) 集合体の事故状態を検出する計測手段を設置しなければならない。計測手段の程度及び設計は潜在的な事故経過の特徴に関連している。	「燃料設計」、「炉心支持構造物」等が対応する。 ただし、評価の方法等については、指針レベルでは記載しない。
3.1. 集合体の誤装荷 a) 事故の潜在的な影響に対して適切な信頼性で、集合体の誤装荷、すなわち、定められた限界を越えることなく、発生した熱を除去するために必要な冷却材流量より少なくなること防止しなければならない。 b) 必要とするなら、事故の潜在的な影響及び事象の頻度を考慮して、集合体の誤装荷を検出しなければならない。	「燃料設計」等が対応する。

表 3.7: 日本の高速炉に関する安全設計要求と EFR ガイドの比較 (3/5)

LMFR 安全基準とガイドの記述	日本の高速炉に関する安全設計要求との関係
<p>3.2. 集合体の入口及び出口閉塞</p> <p>a) 冷却材流れの大幅な減少を防止するように、集合体の入口及び出口部を設計しなければならない。</p> <p>b) 一定限界又はその結果の影響を越える集合体出力と流量のミスマッチを信頼できる手段で検出し、適切な回復処置、出力セットバック、原子炉シャットダウン又はトリップを、事故の潜在的影響とその頻度に対して適切な信頼性をもって処置しなければならない。</p>	<p>「燃料設計」等が対応する。</p> <p>ただし、現状では集合体出入口閉塞そのものの検出は求めていない。(燃料破損を検出することとしている)</p>
<p>3.3. 集合体内の局所閉塞及び冷却異常</p> <p>a) 事故の潜在的影響に対して適切な信頼性をもって、一定の限界を越える燃料ピンの運転条件が生じることを防止しなければならない。</p> <p>b) 十分な設計、材料の選択、製作及び検査によって、集合体内流通チャネルの閉塞確率を最小にしなければならない。</p> <p>c) 事故の潜在的影響に対して適切な信頼性をもって、局所閉塞又は冷却異常を引き起こす可能性がある製作及び運転上のエラー(例えば、誤った濃縮度のピン、関連した詰めもの、閉塞又は捻られた集合体)を防止しなければならない。</p> <p>d) 冷却異常又はそれらの影響を検出し、事故の潜在的影響及びその評価頻度に対して適切な信頼性をもって、適切な回復処置、出力セットバック、原子炉シャットダウン又はトリップを開始しなければならない。</p>	<p>「燃料設計」等が対応する。</p> <p>ただし、現状では集合体内閉塞そのものの検出は求めていない。(燃料破損を検出することとしている)</p>
<p>3.4. 燃料ピン破損</p> <p>a) 運転中の燃料ピン破損率を最小にしなければならない。</p> <p>b) 燃料ピンの破損は事故について評価された頻度と潜在的影響に対して適切な信頼性をもって検出されなければならない。信号及び/又はその増大率が設定値を越えた場合は、適切な回復動作(例えば、出力セットバック、原子炉シャットダウン)又はトリップ及び破損集合体の取り除きを始めるなければならない。</p>	<p>「燃料設計」等が対応する。</p> <p>ただし、指針レベルでは記載しない。</p>
<p>3.5. ラップオーバー管破損</p> <p>a) ラップオーバー管は通常運転時及び設計基準事故時の荷重に耐え得るに、適するものでなければならない。</p> <p>b) ラップオーバー管破損の影響を評価しなければならない。必要とするなら、容認できない損傷が生じる前に、ラップオーバー管の破損による影響を検出する適切な手段を設置しなければならない。</p>	<p>同上</p>
<p>3.6. 集合体及び炉心内破損伝播</p> <p>基本的な目標は、局所事故の影響を事故集合体に限定することである。起こり得るものではないが、冷却能力を喪失して集合体内又は他のコンポーネントへの損傷の伝播が生じないことを、事故の潜在的影響とその評価頻度に対して適切な信頼性を考慮して実証しなければならない。</p>	<p>「原子炉停止系の停止能力」、「安全保護系の「事故」および「稀有事故」時の機能」等が対応する。</p> <p>ただし、指針レベルでは記載しない。</p>
<p>4. 炉心以外の事故</p> <p>4.1. 燃料取扱事故</p>	
<p>4.1.1. 燃料取扱時の除熱(不足又は喪失)事故</p> <p>燃料の取扱いや貯蔵時において、その許容限界温度を越えることがないよう、十分な冷却能力を備えなければならない。その信頼度については、事故の潜在的影響に対して適切であること。</p>	<p>「燃料の貯蔵設備及び取扱設備」等が対応する。</p>
<p>4.1.2. 燃料経路における臨界事象</p> <p>新燃料及び使用済み燃料の貯蔵時の配置については、減速材の侵入や運転員の誤装荷を含む事故状態においても、未臨界性を確保する十分な余裕を有しなければならない。</p>	<p>「燃料の臨界防止」等が対応する。</p>
<p>4.1.3. 燃料集合体の機械的損傷</p> <p>放射能影響を伴う燃料集合体損傷の起因となる燃料取扱設備の故障は、その事故が及びぼす運転員と公衆への潜在的放射能影響に対して適切な信頼性をもって防止されなければならない。</p> <p>4.1.4. 破損燃料の取扱</p> <p>破損燃料は、安全に貯蔵と取扱いがでなければならない。</p>	<p>「燃料の貯蔵設備及び取扱設備」等が対応する。</p> <p>「燃料の貯蔵設備及び取扱設備」等が対応する。</p> <p>ただし、指針レベルでは記載しない。</p>

表 3.7: 日本の高速炉に関する安全設計要求と EFR ガイドの比較 (4/5)

LMFR 安全基準とガイドの記述	日本の高速炉に関する安全設計要求との関係
<p>4.2. 蒸気発生器におけるナトリウム-水反応</p> <p>a) 蒸気発生器と関連する回路は、ナトリウム-水反応を引き続き発生させるために、合理的に可能な限り、水漏洩の確率及び量を小さくするように、設計、建造、運転、運転されなければならない。</p> <p>b) 大規模なナトリウム-水反応、例えば、何等かの共通原因、伝熱管板かヘッダの破損等により多本数の伝熱管が破損することによるリスクは、適切な設計により最小化されなければならない。</p> <p>c) ナトリウムへの少量の水漏洩の存在を、素早くかつ信頼度高く、初期の段階で検出する系統、及び、漏洩量と損傷規模の漸増を限定するために、ナトリウム-水反応を終了させる動作を開始する系統を備えなければならない。これらの系統の信頼度は、これら系統に機能要求があり、かつその動作を失敗した場合の潜在的影響と、その想定される失敗頻度に対して適切でなければならない。</p> <p>d) 損傷による漏洩の蒸気発生器内構造物への拡大、及び、特に一次系ナトリウムと攪拌を形成する二次系冷却材バウンダリの破損を防止するために、圧力波による荷重は制限されなければならない。</p> <p>e) 機器の誤動作により蒸気発生器外部で生ずるナトリウム-水反応のリスクも、同様に最小化するものとする。</p> <p>f) 漏洩の後で、二次系回路と水-蒸気系統内へ腐食性物質が拡散することを最小化しなければならない。</p> <p>g) ナトリウムと反応生成物の放出は、安全機能を有するプラントの部分危険にさらしてはならない。</p>	<p>「2次系冷却系」が対応する。</p> <p>ただし、指針レベルではより象徴的な表現にとどめる。</p>
<p>4.3. ナトリウム火災</p> <p>a) ナトリウム漏洩及びナトリウムと空気の反応は、その事故の潜在的影響に対して適切な信頼度をもって防止されなければならない。</p> <p>b) 一次系ナトリウムを大量に含む火災は、通常運転状態及び設計基準事故において、防止されなければならない。</p> <p>c) ナトリウムを内蔵する系統は、ナトリウム境界の内外で生ずる機器及び系統の設計基準事故の影響に対して、防護されなければならない。</p> <p>d) ナトリウム漏洩に引続く、安全な炉停止、崩壊熱除去及び危険物質の格納は、確保されなければならない。</p> <p>e) ナトリウムの漏洩と火災は、十分な信頼度で検知、位置決めされなければならない。又、安全機能を保証する構造物、系統及び機器に対する影響は、これらの事故の潜在的影響とその想定頻度に対して、適切な水準に制限されなければならない。</p> <p>f) ナトリウム火災とその燃焼生成物により影響を受け得る場所で開催されている人員のリスクを、許容水準まで減少させるために、十分な配置等がなされなければならない。</p> <p>g) ナトリウム火災による放射性物質の環境への放出の影響は、規定水準以下に保たれること、非放射性物質の放出は、適切な制限値内に収まること。</p>	<p>「ナトリウムに対する設計上の考慮」、「原子炉冷却材バウンダリの健全性」、「原子炉冷却材バウンダリの破壊防止」、「原子炉冷却材バウンダリの漏えい対策」、「原子炉冷却材の確保」等が対応する。</p> <p>ただし、ナトリウムの燃焼性生物に対する作業員及び環境影響については、指針レベルでは記載しない。</p>
<p>4.4. 一般火災</p> <p>火災を防止し、火災発生時には影響を制限するため、即ち、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>— 安全機能を維持するため</li> <li>— 人間の安全を確保するため</li> <li>— 十分に特別な備えをしなければならない。</li> </ul> <p>a) 安全系統は、火災及びそれに続く影響に対して、必要な範囲の安全機能を果たすべく、防護されなければならない。</p> <p>b) 多重又は多層に構成された安全系統においては、残っている方の系統によって必要な安全機能を満足できることを保証するため、火災による故障が分離又は他の手段によって限定されることが保証されなければならない。</p> <p>c) 内部事故又は外部事象による健全性喪失によって可燃性物質を放出し、又は点火する装置は、安全機能が十分に発揮されることを直接にも間接にも妨げないことを示さなければならない。さもなければ、安全機能を有する設備が当該事象に耐えるように設計されなければならない。</p> <p>d) 火災発生の可能性のある全ての場所を考慮して、緊急避難路を確保しなければならない。</p>	<p>「火災に対する設計上の考慮」が対応する。</p> <p>ただし、指針レベルではより象徴的な表現にとどめる。</p> <p>より詳細な指針として「発電用軽水型原子炉施設防火災防護に関する審査指針」がある。</p>
<p>4.5. 放射化した系統の放射性物質の放出</p> <p>a) 通常運転中に、又は事故によって放出される放射性物質による運転員と一般公衆の曝露は、許容値以下で、かつ、可能な限り低いレベルに抑制されなければならない。</p> <p>b) 放射化したナトリウム及び他の放射性物質の漏洩によって、安全機能を有する系統又は機器に受容できない損傷を与えてはならない。</p> <p>c) 廃棄物防護設備の配置と、その他放射性物質の排出を制御する設備によって、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>— 放出量が許容値以内に維持されていること</li> <li>— 放出経路が所定の経路に制限されていること</li> <li>— 不慮の放出が生じないことが保証されなければならない。</li> </ul> <p>d) 特定の放出箇所では、環境への放射性物質の放出は監視及び記録されること。</p>	<p>「原子炉格納容器の機能」、「原子炉格納容器バウンダリの破損防止」、「原子炉格納容器の隔離機能」、「原子炉格納容器隔離弁」、「非常用ガス処理系」、「放射性気体廃棄物の処理施設」、「放射性液体廃棄物の処理施設」、「放射性固体廃棄物の処理施設」、「固体廃棄物貯蔵施設」、「放射線業務従事者の放射線防護」、「放射線業務従事者の放射線管理」が対応する。</p> <p>左記では、格納容器と隔離機能に関する明確な記述がない。</p>
<p>4.6. その他の内部ハザード</p> <p>放射性物質の放出によるリスク可能性が容認される程度に低いことを示す際には、蒸気/水その他流体の流出、パイプホップ、内部発生飛来物、重量物の落下及び高圧部の破損によるハザードを考慮しなければならない。</p>	<p>「内部発生飛来物に対する設計上の考慮」に対応する。(火災、溢水、化学反応、電氣的損傷、配管の破損、機器の故障等も含む)</p>

表 3.7: 日本の高速炉に関する安全設計要求と EFR ガイドの比較 (5/5)

LMIBR 安全基準とガイドの記述	日本の高速炉に関する安全設計要求との関係
<p>5. 外部起因事象</p> <p>安全機能は、この章で述べられる外的起因事象発生時に適切に作動しなければならぬ。安全機能には以下のもが含まれる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>— 炉停止</li> <li>— 過渡時の反応度制御と長期間の未臨界の維持</li> <li>— 崩壊熱除去</li> <li>— 放射能の格納</li> </ul> <p>採用された手段の適切性及び信頼度は、事象の推定発生頻度と安全系の故障の潜在的影響の両方を考慮して評価しなければならない。</p> <p>b) 外部事象の隔離及び予想される発生頻度の必要十分な決定は、サイトの地理的特徴だけでなく、サイトとその周辺地域の地質学的歴史の記録に基づかなければならない。歴史的データの不確かさと眼見を補うために、十分な裕度を見込まなければならない。</p> <p>c) 外部事象に対処する手段として、計画に基づいた当該事象時に有効な運転員の操作を考慮しなければならない。</p> <p>d) 設計では、外部事象、従属する故障、及びプラントの内部状態の組み合わせを考慮しなければならない。これらの組み合わせは推定される事象の継続時間及び発生頻度を考慮して設定しなければならない。</p>	<p>「自然現象に対する設計上の考慮」、「外部人為事象に対する設計上の考慮」に対応する。</p>
<p>5.1. 自然に起こり得る事象</p>	
<p>5.1.1. 地震</p> <p>プラントは、安全炉停止可能地震(S.S.B)及び、その後起こり得る影響(1.7.参照：炉心幾何形状の変形)に対して一般安全基準 a) で述べた安全機能を維持できるように設計しなければならない。</p>	<p>「自然現象に対する設計上の考慮」に対応する。 より詳細な指針として「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」がある。</p>
<p>5.1.2. 洪水</p> <p>a) 当該サイトにおいて評価される洪水時の最大水位に対して、安全上の悪影響が防止できるように設計しなければならない。 b) 洪水時のうねり (surge) がプラントの安全に受け入れ難い影響を及ぼさないようにしなければならない。</p>	<p>「自然現象に対する設計上の考慮」に対応する。</p>
<p>5.1.3. 異常な風荷重</p> <p>プラントは異常な風荷重の影響を許容するよう設計しなければならない。(5章の一般基準 b) 参照。(設計に当たっては)、安全系及びこれと相互に影響し合うほかの機器、系統に及ぼされる可能性のある悪影響を考慮しなければならない。</p>	<p>同上</p>
<p>5.1.4. 地震変動</p> <p>a) 地盤の移動あるいは分岐(differential settlement)時にも、5章の一般基準 a) で述べた安全機能が維持されなければならない。 b) 適切なサイト選定と土木工学手法によって、斜面の不安定さを含む地盤変動による悪影響を防止しなければならない。</p>	<p>同上</p>
<p>5.1.5. 環境温度の異常</p> <p>環境温度の異常時にも安全機能は適切な信頼度で動作すること。</p>	<p>同上</p>
<p>5.1.6. 雪と落雪</p> <p>炉の設計では、積雪による空気を冷却系のプランケットイング及び落雪により、起こりうる事態を考慮しなければならない。</p>	<p>同上</p>
<p>5.2. 航空機の衝突とその他の飛来物の衝突</p> <p>航空機の衝突とその他の飛来物の衝突に起因する多量の放射性物質の放射の確率が許容できるほど低いことを実証しなければならない。</p>	<p>「外部人為事象に対する設計上の考慮」に対応する。</p>
<p>5.3. サイト外のガス放出による曝露及び危険な効果</p> <p>a) 安全系は、サイト外の輸送交通、パイプライン、あるいは工場施設の事故により生じるガス放出による曝露及び危険な効果の影響に対して適切に防護しなければならない。プラントは、そのような事故の最中及び事故後において、適切な確かさをもちて安全な状態に維持しなければならない。(設計に当たっては)、サイト周辺の産業の現状及びその将来の発展を考慮すること。 b) 曝露性かつあるいは危険性ガスの、安全系を内包する建物及び運転員が安全を判断するために留まる建物の侵入は、防止あるいは安全確保に必要な程度に低減しなければならない。</p>	<p>同上</p>
<p>5.4. サボタージュ</p> <p>サボタージュに対しては、関連する国家的権威の助言に合致した適切な対策を考慮すること。</p>	<p>同上</p>
<p>5.5. 電磁放射</p> <p>固定あるいは移動の電磁放射発生源からの通常の電磁放射が干渉する、ことにより、安全系の作動に悪影響を与えてはならない。</p>	<p>同上</p>

表 3.8: 日本の高速炉に関する安全設計要求と EISOFAF の比較

EISOFAF ロードマップの記述 (仮訳)	日本の高速炉に関する安全設計要求との関係
<p>将来のナトリウム冷却炉の設計と評価のための安全アプローチ</p> <p>EISOFAF 参加メンバーにより原則的に合意された安全アプローチは、主として深層防護に基づく。決定論的な深層防護のアプローチは、確率論的研究によって補われる。</p>	<p>基本的にEPRの設計アプローチを簡便している。EPR ガイドラインの表を参照。</p>
<p>安全目標と原則</p>	<p>同上</p>
<p>安全目標については、新世代の欧州 LWR(EPR)に適用されているものがすでに非常に高いレベルの公衆および環境の防護を保障するものであると認識される。このため、高速炉にも適用可能であれば、EPR と同様の定量的目標を採用することが提案される。</p>	<p>同上</p>
<p>EPR では、前世代の原子炉と比較して設計基準を拡張することで、目標とする安全レベルを達成した。特に、シビアアクシデントの緩和方策を設計段階で取り入れた。</p>	<p>同上</p>
<p>EPR の目標達成に貢献したほかの要因は、実効的排除 (practical elimination) の原則を取り入れたことである。</p>	<p>同上</p>
<p>ESFR への適用</p>	
<p>① ESFR の安全目標</p>	
<p>設計に応じて具体化する必要がある。特にシビアアクシデントの取扱いには設計への影響が大きいのので優先度が高い</p>	
<p>② 炉心が有意に損傷した状態の考慮</p>	
<p>ナトリウム冷却炉リスクとして、炉心コンパクションやナトリウムボイド化による反応度挿入、格納容器健全性を脅かす損傷炉心冷却失敗、炉心溶融時の格納容器の健全性喪失が考えられ、具体的な損傷の程度は、設計者が決めるべきである。</p>	<p>ナトリウム炉の特徴に応じた例示が示されているが、具体的な設計に基づいて検討する必要がある。「付加的限界事象」あるいは5項事象の事象想定との妥当性と事象評価に関連する。</p>
<p>第4レベルの深層防護として、炉心損傷の影響緩和を設計上考慮すべきであり、格納機能は、そうした状況において機能するように設計すべきである。</p>	
<p>③ 一般化された炉心溶融状況の防止</p>	
<p>EPR や EFR と同様の検討に加えて、実証のロバストさ (robustness of demonstration) を改良するための努力を行うべきである。発生頻度に関係なく包括的な状況を与え、必要ならば、炉心溶融を防止する方策を取り入れられるべきである。</p>	<p>特定の状況をア priori に想定するのではなく十分との指摘と理解される。具体的な設計に基づいて検討する必要がある。「付加的限界事象」あるいは5項事象の事象想定との妥当性と事象評価に関連する。</p>
<p>④ 炉心が有意に損傷した状況に対する影響緩和</p>	
<p>先行ナトリウム炉に対する主要な改良点は、炉心損傷の影響を緩和する手段のロバストな実証である。</p>	
<p>このために、炉心損傷に至りうるシーケンスを可能な限り網羅的に抽出し、これらのシーケンスからの炉心損傷の影響を制御できる方策を用意するべきである。このため、反応度挿入あるいはナトリウムと溶融燃料の熱的反応による機械的エネルギー放出を制限する。</p>	
<p>⑤ 炉心損傷状態からの放射性物質放出</p>	
<p>目標は、少なくとも EPR と同等、すなわち、想定される最大放出は、非密に限定された公衆の防護措置のみを要する範囲にとどめる。だが、より野心的な目標として GIF のそれ、すなわち、公衆防護のための技術的手段 (格納、遮蔽等) を必要としないようにすることを提案する。</p>	<p>基本的に EPR の設計アプローチを簡便している。EPR ガイドラインの表を参照。</p>
<p>⑥ 格納容器健全性喪失に至りうる状況の実効的排除 (Practical elimination)</p>	
<p>「実効的排除」は、対策の効果が合理的に見通しえない一部の状況に対する追加的手段として実証されるべきである。過去の経験から、炉心支持構造の破損、炉心の同時的ボイド効果、過剰な炉心コンパクションについて「実効的排除」を考慮するべきかもしれない。</p>	<p>ナトリウム炉の特徴に応じた例示が示されているが、具体的な設計に基づいて検討する必要がある。「付加的限界事象」あるいは5項事象の事象想定との妥当性と事象評価に関連する。</p>

表 3.9: 日本の高速炉に関する安全設計要求と EPR ガイドの比較 (1/8)

EPR ガイドラインの記述 (仮訳)		日本の高速炉に関する安全設計要求との関係
A. 安全原則		
A.1 一般安全アプローチ		
A.1.1 一般安全目標		
a) 通常運転および軽微な異常事象については、1つの目標は、労働者の個人と集団線量を低減することです。それはメンテナンスと供用中検査の活動に強くリンクされます。労働者の照射線量の低減は、運用上の経験から獲得したデータを考慮に入れた、最適化プロセスによって研究されなければなりません。さらに、対応する線量制限値内に放射性廃棄物を制限し放射性廃棄物量および放射能の低減を考慮することは望ましい。	「放射線業務従事者の放射線防護」、「放射線業務従事者の放射線管理」、「放射性気体廃棄物の処理施設」、「放射性液体廃棄物の処理施設」、「放射性固体廃棄物の処理施設」、「放射性固体廃棄物の貯蔵施設」、に対応する。	
b) 別の目標は、著しい事象の発生を低減することである。それは過渡現象と異常事象の発生頻度を低減し、そのような事象から発展する事故状況の可能性を制限する目的で通常運転の中で使用される設備とシステムにおける改良を研究することを意味します。	指針として明示的に示されていないが、基本的な考え方として取り入れられている。	
c) 炉心溶融の全面的な発生頻度の著しい低減は、次世代原子力プラントにおいて達成されなければならない。深層防護を改良することにより、炉心溶融発生頻度を、不確かさ、すべてのタイプの失敗および危険を考慮しても、リアクター年当たり 10 <sup>-5</sup> 未満とすべきである。	安全委員会の性能目標案では、炉心損傷頻度 10 <sup>-4</sup> /年程度としている。	
d) さらに、重要な目標は、炉心溶融事故を言及する事故状況に起因するかもしれない放射性物質放出の著しい低減を達成することです。	安全委員会の性能目標案では、格納容器機能喪失頻度 10 <sup>-5</sup> /年程度としている。	
炉心溶融事故については、被害を受けた発電所の近辺住民を保護する必要はあつてはなりません。(屋内遮蔽、避難の必要性なし)	国の指針類としては、これに該当するものはない。	
早期大規模放出に結びつく炉心溶融事故は「実効的に排除」されなければならない；	「実効的に排除」の定義が明確ではないが、「付加的限界事象」あるいは5項事象の事象想定 の妥当性と事象評価に関連する。	
それらを物理的に不可能なものと見なすことができないう場合、それらを除外するために設計対策を行わなければならない。この目標は、高圧炉心溶融事故に特に関係があります。	同上	
低圧炉心溶融シナケケンスについては、最大の考えられる放出が、範囲と継続時間の点から非常に限定されたサイト外防護手段のみを必要としないように扱われなければならない。すなわち、恒久的移住、サイトの極近を離れた緊急避難、食品消費の長期的制限を不要としなければならない。	同上 ただし、「付加的限界事象」の評価結果をサイト外緊急時計画と結びつけることはしないと思 われる。	

表 3.9: 日本の高速炉に関する安全設計要求と EPR ガイドの比較 (2/8)

EPR ガイドラインの記述 (仮訳)		日本の高速炉に関する安全設計要求との関係
A.1.2 深層防護原則		
「深層防護」原理は次世代原子力プラントの基本的な安全原理です。この原理は、環境への放射性物質放出に対する連続的廃棄を含むいくつかの防護レベルを備えることを含んでいます。3つの基礎的な安全機能(反応度コントロール、燃料を冷やすこと、および放射性物質の格納)が正確に実行されることを実証するためにこの原理を使用しなければなりません。目標は公衆と労働者に防護を供給することです。これは事故を防ぎそれらの影響を緩和することを含んでいます。	指針として明示的に示されていないが、基本的な考え方として取り入れられている。保安院の「原子力発電所の安全規制における「リスク情報」活用の基本ガイドライン(執行版)」(平成18年4月)では、深層防護の堅持が謳われている。	
次世代原子力プラントについては、セクションA.1.1に言及された一般的な安全目標が既存炉と比較して「深層防護」を強くすることを含んでいます；これらの目標は、多重故障の可能性のより広い考察、および3つの前述の基礎的な安全機能を遂行するための多様な方法を要求します；さらに、炉心溶融状況における様々な可能な失敗を特に考慮して、格納容器機能の本質的な改良を要求します。運用上の経験、および加圧水型原子炉のために行なわれた確率論的安全分析のような詳細な研究の結果、事故状況、特に炉心溶融事故の状況で予想される物理的な現象の理解の進展を考慮に入れなければなりません。	「[付加的限界事象] に対する設計上の考慮」及び「[付加的限界事象] における格納容器の機能」に対応する。	
起因となる事象の発生頻度の低減、および安全系の有効性を改善することにより、事故(炉心溶融事故を含む)の発生頻度を低減すべきことが強調される。	指針として明示的に示されていないが、基本的な考え方として取り入れられている。設計基準を超える事象については、「[付加的限界事象] に対する設計上の考慮」に対応する。	
設計段階において、運転停止状態、および運転停止期間に行なわれたアークシジョンによって要求される特定の運用上モードに、注意を払うべきである。	「通常運転状態」に炉停止状態は含まれる。	
さらに、設計、製造、建設および運転の品質は、第1レベルの深層防護として不可欠です。品質は、特に設計、製造、建設、及び運転の必要条件の適切なセット、および品質保証によって得られ、実証されなければならない。	指針として明示的に示されていないが、基本的な考え方として取り入れられている。「準規規格及び基準」が関連する。品質保証については、設備許可申請書添付書類Aの記載事項となっている。	
加えて、メンテナンスおよびテスト活動が運転期間全体にわたるプラントの安全性の維持にとって不可欠であることを考慮して、設計段階において、ある設備を交換する可能性と共に設備を検査しテストする可能性を適切に考慮することは望ましい。	試験・検査については「試験可能性に関する設計上の考慮」で触れられている。メンテナンス性については、国の指針としてはこれに該当するものはない。下位の設計方針に含めるべき事項と考えられる。	

表 3.9: 日本の高速炉に関する安全設計要求と EPR ガイドの比較 (3/8)

EPR ガイドラインの記述 (仮訳)		日本の高速炉に関する安全設計要求との関係
A.1.3 過酷事故に関する一般方針		
	セクション A.1.1 に言及された一般的な目標は、過酷事故に関して次の一般的な意味合いを持ちます。	現状、国の指針類としては、これに該当するものはない。 「付加的限界事象」に対する設計上の考慮」及び「付加的限界事象」における格納容器の機能」の下の設計方針について、その位置づけを含めて検討する必要がある。
a) 早期大規模放出につながる事故状況の「実効的な排除」	(蒸気発生器、あるいは、格納容器の外につながる主要な冷却系に接続された回路を経由した)格納容器パイパスを伴う事故シナリオは、(パイプ・システムのための適切な設計圧力のような)設計対策と、信頼できる隔離と故障の防止を提供するための運転操作によって、「実効的に排除」されなければならない。	「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」1999年4月(財)原子力安全研究協会にて、格納容器パイパスに 対する設計要件が記されている。 軽水炉特有の事象であり、FBR では必要性を含めて検討する必要がある。
	特別の注意は、格納容器が閉まっている運転停止状況に私われなければならない。	下位の設計方針として検討すべき事項と考えられる。
	冷水あるいは不通当にホウ素を混ざれた水の迅速な導入に起因する反応度事故は、設計対策により排除されなければならない。	軽水炉特有の事象であり、FBR で必要な事象と対策を検討する必要がある。
	設計および操作手順の対策により、1 次冷却系過圧、特に原子炉容器の破裂、が回避されなければならない。	同上
	高圧の炉心溶融状態は、2 次冷却系側の多様性および自動アクシジョンのような安全系、必要に応じ、反応度コントロールおよび 1 次系の開放と給水システムにより、回避しなければならない。高圧炉心溶融状態が排除できるように、高い信頼性で、高圧炉心溶融シークエンスへ移行できなければならない。減圧は、原子炉施設が、格納容器系閉気への溶融炉心の放出(格納容器の直接加熱)に起因する条件、および原子炉容器支持構造およびリアクターピットに加わる荷重に対処することができると見られる必要がある。	同上
	格納容器健全性を脅かす容器内外でのグローバリな水素爆発および水蒸気爆発は、実効的に排除されなければならない。	同上
b) 低圧炉心溶融状態の影響制限		
	格納容器漏れに関して、外部への格納容器からの直接の漏れはあつてはなりません。格納容器の外部へ放射性物質を輸送する可能性のある配管は、適切な格納機能を持っている周辺の建物に通じてはならない。格納容器漏れは、格納容器漏れは、炉心溶融シークエンスに起因する荷重に耐えなければならない。	同上
	過酷事故状況の格納容器の内部におけるスプレー・システムは、適切に考慮されなければならない。スプレーシステムは、格納容器の内部の圧力および放射性エアロゾル濃度を低減させる; しかしながら、スプレー・システムは蒸気によって覆らることを低減し、水素燃焼炎速度を増加させます。	同上
	残留熱は格納容器から取り除かれなければならない; この機能については、最終残留熱除去系がインストールされなければならない。	同上
	燃焼性のガス状混合物の生成可能性に関して、格納容器は、炉心溶融事故中に蓄積されるかもしれない最大量の水素のグローバリな爆発、及び代表的な局所的な早い爆発に対して耐えられるように設計されなければならない。さらに、局所的な爆発とエンクロージャとその内部構造を破損するかもしれない、爆発燃焼遷移(DDT)を伴うシークエンスの可能性について対策を検討しなければならない。内部構造のデザインおよび再接合器の使用によって可燃性ガス濃度を制限することは、得て考慮されなければならない。	同上
	この現象が、地下水面と地盤への著しい放出および長期汚染に帰着するかもしれないので、コリウムによる格納容器基礎の貫通を回避しなければなりません。さらに、基礎の中へのひび割れによって地下室の汚染されたガスおよび水漏れを防ぐために適切な対策を講じなければなりません。	同上

表 3.9: 日本の高速炉に関する安全設計要求と EPR ガイドの比較 (4/8)

EPR ガイドラインの記述 (仮訳)		日本の高速炉に関する安全設計要求との関係
A.1.4 安全の表証		
次世代原子力プラントの安全性のデモンストレーションは、決定論的な方法で実行され、確率論の方法および適切な研究開発で完成させなければならない。	決定論的な方法で実行され、確率論の方法および適切な研究開発で完成させなければならない。	許認可要件として決定論的評価に加えて確率論的評価を求めていると理解される。 現状では、我が国ではPSAは安全審査対象ではない。
このデモンストレーションでは、単一の起因事象は排除されるか、取り扱われなければならない。すなわち、それらの結果が決定論的な方法で検討されなければならない。その他の事故状況を「実効的に排除」することが可能であることが明白に実証できるほど、十分な設計および運転条件が与えられる場合、単一の起因事象は排除できるだろう；例えば、原子炉容器の破裂、および蒸気発生装置または加圧器の第2のセクションのような他の大きなコンポーネントの破裂は、このように検討されるかもしれない。	このデモンストレーションでは、単一の起因事象は排除されるか、取り扱われなければならない。すなわち、それらの結果が決定論的な方法で検討されなければならない。その他の事故状況を「実効的に排除」することが可能であることが明白に実証できるほど、十分な設計および運転条件が与えられる場合、単一の起因事象は排除できるだろう；例えば、原子炉容器の破裂、および蒸気発生装置または加圧器の第2のセクションのような他の大きなコンポーネントの破裂は、このように検討されるかもしれない。	設計基準外事象を含めた、決定論的安全評価における事象選定の妥当性を示すことを求めていると理解される。 一般論としては妥当と考えられるが、これまでの審査委績では、あらかじめ評価事象の具体例が明示されている。(詳細はD章に記載されていると思われる)
他の単一の起因事象は限られた数の参照過渡現象、事象および事故を定義するためにグループ化されるかもしれませんが、これらの参照過渡現象、事象および事故は、事象の対応するグループの推定された発生頻度によるカテゴリに分類されるかもしれません。様々な参照過渡現象、事象および事故については、結果を悪化させる失敗を含む保守的な仮定を伴う適切な技術的な基礎が尊重されなければならない。様々な著しい参照過渡現象、事象および事故については、対応する技術的な基礎に照らして、概ぼく評価の結果が許容されるものであること、事故状況において炉心溶融しないことを求めたセクションA.1.1に言及された一般的な安全目標と一致していることがチェックされなければならない。幾つかの厳しいひびく評価結果は、最も低い発生頻度のカテゴリとしては許容できるかもしれない。	他の単一の起因事象は限られた数の参照過渡現象、事象および事故を定義するためにグループ化されるかもしれませんが、これらの参照過渡現象、事象および事故は、事象の対応するグループの推定された発生頻度によるカテゴリに分類されるかもしれません。様々な参照過渡現象、事象および事故については、結果を悪化させる失敗を含む保守的な仮定を伴う適切な技術的な基礎が尊重されなければならない。様々な著しい参照過渡現象、事象および事故については、対応する技術的な基礎に照らして、概ぼく評価の結果が許容されるものであること、事故状況において炉心溶融しないことを求めたセクションA.1.1に言及された一般的な安全目標と一致していることがチェックされなければならない。幾つかの厳しいひびく評価結果は、最も低い発生頻度のカテゴリとしては許容できるかもしれない。	決定論的安全評価の方法に関する一般論が述べられていると理解される。 安全評価指針としては、事象区分や判断基準、単一故障の想定等、より具体論に踏み込んだものが求められる。(詳細はD章に記載されていると思われる)
単一の起因事象に加えて、安全性のデモンストレーションは、内部・外部障害と共に多重故障を想定した状況を分析しなければなりません。これらの状況と障害に関連する安全性のデモンストレーションは確率論の評価に支援されるかもしれませんが。	単一の起因事象に加えて、安全性のデモンストレーションは、内部・外部障害と共に多重故障を想定した状況を分析しなければなりません。これらの状況と障害に関連する安全性のデモンストレーションは確率論の評価に支援されるかもしれませんが。	内・外ハザードと内的事象の重ね合わせ、多重故障の想定として具体的なルールを示す必要があると考えられる。
内部と外部障害及び単一の起因事象の間の可能なリンクも考慮しなければなりません。	内部と外部障害及び単一の起因事象の間の可能なリンクも考慮しなければなりません。	同上
確率論的安全解析は、設計段階からスタートし、かつ、少なくとも内部事象を含めて行なわれなければならない。この確率論的安全解析は、様々なタイプの炉心溶融状態から起こりうる格納機能への影響の予備評価を与え、炉心溶融シークエンスの発生頻度を与えるでしょう。	確率論的安全解析は、設計段階からスタートし、かつ、少なくとも内部事象を含めて行なわれなければならない。この確率論的安全解析は、様々なタイプの炉心溶融状態から起こりうる格納機能への影響の予備評価を与え、炉心溶融シークエンスの発生頻度を与えるでしょう。	我が国では、現状はPSAは安全審査対象ではないが、詳細設計段階以降に実施することが求められている。
しかしながら、早期大規模放出に帰着するかもしれない事故状況の「実効的な排除」は、判断の問題です。また、各タイプのシークエンスは別々に検討されなければならない。それらの「実効的な排除」は、ある物理現象についての制限された知識に伴う不確かさを考慮して、決定論的及び/または確率論的な考察によって実証されるかもしれません。「実効的な排除」は、総合的な確率論の「裾切り」を尊重することによって、実証されないだろう。	しかしながら、早期大規模放出に帰着するかもしれない事故状況の「実効的な排除」は、判断の問題です。また、各タイプのシークエンスは別々に検討されなければならない。それらの「実効的な排除」は、ある物理現象についての制限された知識に伴う不確かさを考慮して、決定論的及び/または確率論的な考察によって実証されるかもしれません。「実効的な排除」は、総合的な確率論の「裾切り」を尊重することによって、実証されないだろう。	"現状、国の指針類としては、これに該当するものはない。 「付加的限界事象」に対する設計上の考慮」及び「付加的限界事象」における格納容器の機能」の低位の設計方針について、その位置づけを含めて検討する必要がある。
過酷事故状況において、大きな事故条件の範囲を与える低圧炉心溶融事故に関して、設計仕様に依存して正確に定義された様々な代表的なシークエンスに対する事故影響の計算により、セクションA.1.1に言及された一般的な安全目標への適合性を実証しなければなりません。評価に当たっては、CIPR[IPRC] の出版 63 によって提案された介入のレベル(避難と移住)、および欧州連合の制限値(食料のマーケティング)は、参照として使用されてもよい。	過酷事故状況において、大きな事故条件の範囲を与える低圧炉心溶融事故に関して、設計仕様に依存して正確に定義された様々な代表的なシークエンスに対する事故影響の計算により、セクションA.1.1に言及された一般的な安全目標への適合性を実証しなければなりません。評価に当たっては、CIPR[IPRC] の出版 63 によって提案された介入のレベル(避難と移住)、および欧州連合の制限値(食料のマーケティング)は、参照として使用されてもよい。	同上
一般に、炉心溶融状態を含む事故状況における放射性物質による事故影響の計算では、環境(空気、地表水、地下水)および人間(大気および土壌からの照射、経口摂取及び吸入による放射性核種の摂取)への放射性物質の様々な移送経路を考慮して、短期及び長期の影響を扱わなければならない。植物、土および他の表面への付着、及び大気中の拡散が決定されなければならない。クリティカルグループのひびく量の解析は、非評価者の習性、ひびく条件、ひびく時間、気象条件および放射性核種の環境への移送のために現実的な仮定およびパラメーターを考慮しなければなりません。	一般に、炉心溶融状態を含む事故状況における放射性物質による事故影響の計算では、環境(空気、地表水、地下水)および人間(大気および土壌からの照射、経口摂取及び吸入による放射性核種の摂取)への放射性物質の様々な移送経路を考慮して、短期及び長期の影響を扱わなければならない。植物、土および他の表面への付着、及び大気中の拡散が決定されなければならない。クリティカルグループのひびく量の解析は、非評価者の習性、ひびく条件、ひびく時間、気象条件および放射性核種の環境への移送のために現実的な仮定およびパラメーターを考慮しなければなりません。	ひびく評価については、以下の指針がある。 ・ 発電用陸水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針 ・ 発電用陸水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針 ・ 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針

表 3.9: 日本の高速炉に関する安全設計要求と EPR ガイドの比較 (5/8)

EPR ガイドラインの記述 (仮訳)		日本の高速炉に関する安全設計要求との関係
A.2 一般安全原則		
A.2.1 過渡運転状態における原子炉のふるまい		
	<p>一般に、原子炉プラントの設計は、原子炉固有の振る舞いが安定しているようになされなければならない。(例えば、負の減速材反応度係数)</p> <p>例えば、適切な自動制御、あるいは、1次・2次冷却系の内部及びメイヤップ系の十分に大きな冷却能力を活用することによって、オペレータ・エラーおよびオペレーティング・システムの故障に対するプラント応答が、それほど敏感でないよう改良されなければならない。運転員操作のために要求される適切な猶予期間が確保されなければならない。</p>	<p>「原子炉の特性」に固有の出力制御特性を有することか記載されている。</p> <p>運転員の誤操作を想定しても、通常運転範囲を逸脱しがたい設計を要求している」と理解される。</p> <p>国の指針類としては、これに該当するものはない。</p>
	より正確には、ヒューマン・エラーの防止とヒューマン・エラーに対する感度低減は、以下に述べる方向で追求されなければならない。	同上
	受動系あるいは受動的性質を高めた系の導入、設計の簡素化、系統間の相互干渉の制限により、設計基準における余裕を拡大させる。	同上
	一方で、安全系の自動化範囲拡大、マン・マシン・インターフェースの改良により機能の冗長性を持たせることの利点をそがないようにする。	同上
	小さな外乱あるいはオペレータ・エラーにより生じうる、測定の不確かさおよび異常なプラント応答を考慮して、安全制限値に関して十分なマージンが確保されなければならない。	同上
	安全系の不必要な起動が回避されなければならない。そのようなアクションを回避するために、制御システムが、設定された通常運転範囲内にプラント変数を維持することができない場合に作動する、適切なリミッティング機能の導入は適切かもしれませぬ。	同上
A.2.2 安全系の冗長性と多様性		
	<p>オペレーティング・システムによって、およびまたはリミッティング機能によってコントロールされない事象については、防護とバックアップ・システムの信頼性が、未飽和状態維持、炉心冷却、および放射性物質格納の観点から、安全な状態へのリアクターの復帰と維持のために必要です。これらのシステムの信頼性は、起因事象の推定された発生頻度、およびこれらシステムのための対応するアクション・タイムを考慮に入れて、事故の発生頻度を低減する一般的な目標と整合しなければならない。</p> <p>この信頼性は、冗長性と多様性の適切なコンビネーションによって得られなければならない。適切な注意は、コモン・モードの故障が同一仕様の系統を増やすことによる信頼性向上の可能性を制限するという事実には注視されなければならない(同一仕様を持つ複数の系統から構成される冗長システムの非信頼性が、その作動要求あたり 10<sup>-4</sup>未満であることを実証することは恐らくできない)。また、多様性を導入は、システムを複雑化すると共にメンテナンスを困難にする可能性があることから、設計の妥当性を評価する際には、サポート・システムについても考慮する必要がある。</p>	<p>「信頼性に関する設計上の考慮」に対応する。</p> <p>ただし、確率論との関連については触れられていない。</p> <p>「原子炉停止系の独立性および試験可能性」では、原子炉停止系が少なくとも2つの独立した系を有することを求めているが、多様性までは求められていない。</p> <p>「安全保護系の多様性」では、安全保護系の多様性を求めているが、多様性までは求められていない。</p> <p>「残留熱を除去する系統の信頼性および試験可能性」では、単一故障と外部電源喪失の想定を求めているが、多重故障までは求められていない。多重性または多様性および独立性を適切に備えることを求めている。</p>
	特別の注意は、共通原因故障の可能性の低減に払われなければならない。可能な限り、物理的分離と幾何形状的分離が実行されなければならない。サポート機能(エネルギー、コントロール、冷却など)はさらにできるだけ独立させなければならない。電源の冗長性および多様性は特に強調されなければならない。	<p>共通原因故障の可能性低減については、国の指針としては該当する記述はない。</p> <p>解説に記載することは考えられる。</p>
	更に、ソフトウェアの共通原因故障を制限するために、一般的な計装および制御構造レベルで(ハードウェアおよびソフトウェア多様性を含む)対策を実行しなければならない。	同上

表 3.9: 日本の高速炉に関する安全設計要求と EPR ガイドの比較 (6/8)

EPR ガイドラインの記述 (仮訳)		日本の高速炉に関する安全設計要求との関係
A.2.3	マン・マシン インターフェイス 運転経験を特に重視しつつ、通常運転及びテストとメンテナンスに関連する事項を考慮して、設計段階において、人的要因に注意を払わなければならない。ヒューマン・エラーの可能性を最小限にすると共に、ヒューマン・エラーに対するプラント応答感度を低減する一方でセクション A.2.1 を参照、ここで一般的な狙いは人間の能力をうまく活用することである。オペレーションを単純化し、安全機能の実行に必要な人間のアクションを最小限にし、メンテナンス性と検査性をよくし、安全系の有効性の監視手段の信頼性を高めるための対策を講じなければならない。	関連するものとして「運転員操作に対する設計上の考慮」がある。 ただし、操作の単純化、異常時の運転員操作の最小化については触れられていない。
	人的要因に関する完全なエンジニアリング計画が事項されなければならない。このプログラムは、人的要因に関係のある質問及び設計選択に対する一貫性およびトレードオフを提示するためにメンテナンスとテストの活動をカバーしなければならない。この人的要因エンジニアリング・プログラムは、人的要因エンジニアリング計画が事項されなければならない。このプログラムは、人的要因に関係のある質問及び設計選択に対する一貫性およびトレードオフを提示するためにメンテナンスとテストの活動をカバーしなければならない。この人的要因エンジニアリング・プログラムは、人的要因エンジニアリング計画の下で実行されるべきです。	運転安全に関連する事項と思われる。国の指針としては該当する記述はないが、設置許可申請書の添付書類には、運転保守に関する一般論が記載されている。
	適切なメンテナンス・インタフェースは、チームの構成を考慮に入れて、人間が技術装置と接触するすべてのエリアで開発されなければならない。制御室のオペレーションとは別に、これはテスト、修理およびメンテナンスを含んでいいます。	国の指針類としては、これに該当するものはない。 下位の設計方針に含めるべき事項と考えられる。
	オペレータ・エラーを低減し、プラントをこれらのエラーにそれほど敏感でなくすることは、適切なエルゴノミックスの設計法則を適用すると共に、運転員アクションに十分に長い応答時間を供給することにより実現されるかもしれません。要求される時刻は、分析される状況および講じられる処置の複雑さに依存します。	同上
	十分に適切な情報は、過酷事故条件を含むプラントの実際の状況についての明確な理解のため、および運転員操作の把握するために、運転員に提供されなければならない。	関連するものとして「運転員操作に対する設計上の考慮」がある。 ただし、過酷事故条件までは言及されていない。
A.2.4	内部障害に対する防護 内部障害は、セクション A.1.2 に言及された 3 つの基礎的な安全機能の完了のために必要になった設備に対立的な条件あるいは損害をもたらすかもしれない、その起源が、プラント内部にある事象として定義されるかもしれません。それらは、内部溢水、火災、爆発、飛来物および重物の落下に加えて、パイプ、容器、タンク、ポンプおよびバルブ破損を含んでいいます。 結果の予防、モニタリングおよび制限に対する対策の実行により、そのような危険の可能性および結果を制限するために内部障害からの保護に「深層防護」原理を適用しなければなりません。適用する対策は、内部事象のために用意されるものと整合していなければなりません。 3 つの基礎的な安全機能の定義に関連して、安全な運転停止状態に達し、維持するために必要なシステムを含んでいる建物だけでなく、放射性物質を含んでいるシステム内の建物の建物も考慮しなければなりません。 想定している状態が要求されるかもしれない安全系および設備の特定の配置を考慮に入れて、運転停止状態中の内部障害の発生がよく検出されなければならない。	「内部発生飛来物に対する設計上の考慮」に対応する。(火災、溢水、化学反応、電氣的損傷、配管の破損、機器の故障等も含む) 上記指針の下位の方針に含めるべき事項と考えられる。 同上 同上
	設計、および内部障害に関係のある安全のデモンストラーションをチェックするために、内部障害の可能な原因の評価に特別の注意を払わなければならない。例えば、アラインメントのエラーあるいは電磁気的干渉、他のユニットの内部および外部障害、3 つの基礎的な安全機能の 1 つ以上の深層防護レベルに影響するかもしれない事象が考えられる。	同上

表 3.9: 日本の高速炉に関する安全設計要求と EPR ガイドの比較 (7/8)

EPR ガイドラインの記述 (仮訳)		日本の高速炉に関する安全設計要求との関係
A.2.5	外部障害に対する防護 外部障害は、プラントの安全性に影響するかもしれないプラントの外部に起因する人間の活動によりもたらされる事象、あるいは自然現象として定義されるかもしれません。それらは特に地震、航空機墜落および爆発を含んでいます。 外部障害は、連続的、あるいは同時にプラントの防衛の様々な条件を課さないようにするために、サイト選定後に条件設定することが重要である。一般に、設計対象は、外部障害に対して、内部事象および内部障害に対するものと整合して行なわれなければならない； 次世代原子力プラントでは、外部障害がリスクの大部分を構成してはならない。 設計対策の一般的な目的は、プラントに安全な運転停止状態をもたらす、かつ放射性物質の放出を防ぎ、制限するために要求される。安全機能が外部障害によって許容できない程度に影響されないことを保証することです。しかしながら、外部障害がサイトに依存するため、標準化された設計の中でこれらの危険のすべてを考慮に入れる必要はありません； 外部洪水、干ばつ、凍結および腐食性あるいは燃焼性の有毒ガスのような外部障害は、サイトに依存して特別のプラントにおいてのみ扱われるかもしれません。 その機能が外部障害中に必要な設備は、設計条件として当該外部障害に耐えることが保証されなければならない。	「自然現象に対する設計上の考慮」、「外部人為事象に対する設計上の考慮」に対応する。 上記指針の下位の方針に含めるべき事項と考えられる。 我が国ではサイト決定を前提として安全審査が行われている。
A.2.6	確率論的安全評価の活用 セクション A.1.4 に既に示されるように、確率論的安全解析は設計段階で次の目的で行なわれなければならない； 安全系の冗長性および多様性を含む設計オプションの選択の確認、バランスのとれた安全概念を確認すること、安全の点から既存のプラントからの隔たりを評価すること、及び、安全のレベルにおける改良を評価すること。 確率論の定量的目標に関する結果の評価は、有用な指標を提供するかもしれない。しかし、一般に、確率論の定量的目的は要求と見なされてはなりません； それらは設計のチェックおよび評価に対する相対価値を提供するために主として使用されます。 一般的な方法に関して、確率論的安全解析は2つ以上の段階の中で行なわれるかもしれない； 概念設計段階の単純化された分析、および、設計についてのより正確な情報を利用可能な詳細設計段階でのより詳細な分析。 少なくとも内部事象を含む、単純化された分析は、炉心損傷発生頻度、および対応するシケケンスの予備的評価結果を提示しなければならない； さらに、デザイナーは、格納系の心管への影響にわたって、様々なタイプの炉心溶融シケケンスを識別しなければならない。 更に、設計段階では、様々な設計可能性が評価されなければならない。また、感度研究が行われなければならない。しかしながら、結果がコンポーネント、システム技術および操作手順の実際の選択に依存するので、初期の設計段階で確率論的安全解析を適用することは注意して実行されなければならない。 例えば、初期設計段階の評価であっても、デザイナーは、できるだけ完全な起因事象リストを考慮しなければならない。設計オプションを評価するためには、共通原因故障を考慮することが必要である。別の重要な点は、異常診断とメンテナンスを含む人間介入の影響を評価することである。さらに、裏づけのあるデータを使用することが必要です。 より完全な研究のフレームワーク内では、内部・外部障害は適切な評価方法を開発して考慮されるべきです； さらに、レベル2の確率論的安全解析の必要性と実現可能性が考慮されるかもしれません。	我が国では、現状は PSA は安全審査対象ではないが、詳細設計段階以降に実施することが求められている。 安全目標の導入にあたって、その位置づけや要求事項を明確にする必要がある。 同上 同上 同上 同上 同上 同上 同上

表 3.9: 日本の高速炉に関する安全設計要求と EPR ガイドの比較 (8/8)

EPR ガイドラインの記述 (仮訳)		日本の高速炉に関する安全設計要求との関係
A.2.7 従事者と公衆の放射線防護		
A.2.7.1 従事者の心ばく		
	セクション A.1.1 に示されるように、作業従事者の心ばく線量の低減は、特にフランスとドイツの運用経験により得られたデータを考慮した最適化プロセスにより研究されなければならない。	「放射線業務従事者の放射線防護」、「放射線業務従事者の放射線管理」に対応する。 何をもって「合理的に達成できる限り低減」したかの判断指標が下位に必要かもしれない。
	適切な放射線防護オプションの選定は、これらのオプションの有効性の比較評価で完成するに達しない ALARA アプローチの第1段階です。目標は、集団線量および個人線量の点から定義しなければならない。	同上
	運用上の経験は、設計対策(例えば腐食生成物を回避する適切な水化学)に関しての材料の選択、遮蔽の更張、よりよいコンポーネント信頼性、ロボットの導入および使いやすさ)によって、個人と集団線量の低減可能性があることを示している。デザイナーは、アクセス性、環境条件の改善、線量率と作業時間を低減するツール及びロボットの開発を検討しなければならない。	同上
	デザイナーは、修理と交換のような不定期の活動を合理的に実行するための方策を検討する必要がある。	
A.2.7.2 放射能の流出と廃棄物		
	最適化原理に従って、プラントは、大気、あるいは水へ放出される放射性物質に起因する公衆の心ばく量を制限するよう設計されなければならない。心ばく量は、最も不利な位置で、他の放射線源からの寄与も考慮して、参照人(クリティカルグループのメンバー)に対して決定される。	「周辺の放射線防護」、「放射性気体廃棄物の処理施設」、「放射性液体廃棄物の処理施設」、「放射性固体廃棄物の処理施設」、「固体廃棄物貯蔵施設」に対応する。 何をもって「合理的に達成できる限り低減」したかの判断指標が下位に必要かもしれない。
	認可手続きにおいて、1 プラントのために放出限度を決めるためには、特定のサイト条件が考慮されるであろう；当該プラント以外の人間活動に起因する心ばく量の増加の可能性に注意を払わなければならない。	同上
	廃棄物としてプラントから取り除かれる放射性物質の放射能とポリウムを低減するために設計対策を行わなければならない。低減効果は、低減努力により発生する廃棄物の量に見合ったものでなければならない。廃棄物による公衆心ばく量と従事者の心ばく量を最適化しなければならない。	同上

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (1/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成 8 年度とりまとめ)	備考
1. はじめに (略)			
2. 安全目的及び概念 (略)			
3. 安全の管理のための要件 (略)			
4. 主要な技術要件			
深層防護の要件			
4.1. 第 2 章に記載されているとおり、設計は深層防護の考え方に基づかなければならない。したがって、設計は：  (1) 放射性物質の環境への制御されない放出に対する多重的物理的障壁を用意しなければならない。	[燃料要素、燃料被覆管] 指針 12. 燃料設計  [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  [原子炉格納容器] 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	[燃料要素、燃料被覆管] 方針 IV-2. 燃料設計  [原子炉冷却材バウンダリ] 方針 VII-1. 原子炉冷却材バウンダリの健全性 方針 VII-2. 原子炉冷却材バウンダリの破壊防止 方針 VII-3. 原子炉冷却材バウンダリの漏洩対策 方針 VII-4. 原子炉冷却材バウンダリの試験および検査  [原子炉格納容器、非常用ガス処理系] 方針 XI-1. 原子炉格納容器の機能 方針 XI-2. 原子炉格納容器バウンダリの破壊防止 方針 XI-3. 原子炉格納容器の隔離機能 方針 XI-4. 原子炉格納容器隔離弁 方針 XI-5. 非常用ガス処理系	
(2) 保守的でなければならない。また、建設は高い品質でなされなければならない。これにより、発電所の故障や通常運転からの逸脱が最小限に抑えられ、事故の発生が防止できるという確信を与える。	指針 1. 準拠規格及び基準 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、設計、材料の選定、製作及び検査について、それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものであること。  指針 9. 信頼性に関する設計上の考慮 1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計であること。	方針 III-2. 信頼性に関する設計上の考慮 1. 安全機能を有する構築物、系統および機器は、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。	
(3) 固有の特性及び工学的設備により、想定起因事象発生時及びその後の発電所の状態を制御できるようにしなければならない。すなわち、制御できない過渡変化の発生を最小限に抑えるか、または、可能な限り設計で排除しなければならない。	[固有の特性] 指針 13. 原子炉の特性  [工学的設備]: 指針全般	[固有の特性] 方針 IV-3. 原子炉の特性  [工学的設備]: 指針全般	
(4) 運転員操作や、想定起因事象の初期段階において運転員操作を最小限にするために安全系を自動起動することにより、発電所を制御する補助的手段を用意しなければならない。	指針 8. 運転員操作に対する設計上の考慮 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	方針 VI-6. 安全保護系の過渡時の機能 方針 VI-7. 安全保護系の「事故」および「稀有事故」時の機能	
(5) 実行可能な限り事故の進展を制御し、影響を小さく抑えるための設備や手順を用意しなければならない。	指針 18. 原子炉停止系の事故時の能力 指針 25. 非常用炉心冷却系 指針 37. 安全保護系の事故時の機能	方針 V-3. 原子炉停止系の停止能力 方針 VI-7. 安全保護系の「事故」および「稀有事故」時の機能	
(6) 基本的な安全機能である反応度の制御、熱除去及び放射性物質の閉じ込めの機能が達成されるようにするために、多重の手段を用意しなければならない。それにより、障壁の有効性を確保し、いかなる想定起因事象の影響も緩和できる。	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 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 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	方針 V-3. 原子炉停止系の停止能力 方針 X-1. 残留熱を除去する系統の機能 方針 X-2. 残留熱を除去する系統の信頼性および試験可能性 方針 VIII-6. 原子炉冷却材の確保 方針 VI-6. 安全保護系の過渡時の機能 方針 VI-7. 安全保護系の「事故」および「稀有事故」時の機能	
4.2. 深層防護という全体的な安全の概念を維持するために、設計においては、以下の事項を実行可能な限り防止しなければならない。  (1) 物理的障壁の健全性への脅威  (2) 脅威を受けた時の物理障壁の損傷  (3) 他の障壁の損傷の影響による障壁の損傷	指針 4 内部発生飛来物に対する設計上の考慮 指針 11. 炉心設計 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 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	方針 IV-1. 炉心設計 方針 VIII-1. 原子炉冷却材バウンダリの健全性 方針 VIII-2. 原子炉冷却材バウンダリの破壊防止 方針 XI-1. 原子炉格納容器の機能 方針 XI-2. 原子炉格納容器バウンダリの破壊防止	
4.3. 最も起こり難いものを除く全ての想定起因事象に対し、第一または少なくとも第二の防護レベルまで、事故状態への拡大を防止	安全設計審査指針全般	安全設計方針全般	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (2/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成 8 年度とりまとめ)	備考
できるように設計しなければならない。			
4.4. 設計では、一つの防護レベルが喪失した状態では、他の複数の防護レベルが存在しても出力運転を継続するには十分ではないと考えなければならない。出力運転以外の種々の運転モードにおいては多少の緩和が許容されるが、いかなる時にも全ての防護レベルが利用可能でなければならない。			
<b>安全機能</b>			
4.5. 安全への取り組みの目的は、発電所を通常運転状態に維持する適切な方法を講じること、想定起因事象発生直後の短時間の対応を確保すること、並びにいかなる設計基準事故時及び事故後、及び設計基準事故を超える領域で選択された事故状態においても発電所の管理を容易にすることである。	安全設計審査指針全般	安全設計方針全般	
4.6. 安全を確保するためには、運転状態において、設計基準事故時及び事故後において、並びに設計基準を超える領域に選択された事故状態の発生に際して、以下の基本的な安全機能が遂行されなければならない。  (1) 反応度の制御  (2) 炉心からの熱除去  (3) 放射性物質の閉じ込め、運転中の排出の制御、及び事故時放出の制限  これら 3 つの基本安全機能の詳細な分類の例は添付資料に示されている。	(1) 反応度の制御 <b>指針 14. 反応度制御系</b> <b>指針 17. 原子炉停止系の停止能力</b>  (2) 炉心からの熱除去 <b>指針 24. 残留熱を除去する系統</b> <b>指針 25. 非常用炉心冷却系</b>  (3) 放射性物質の閉じ込め、運転中の排出の制御、及び事故時放出の制限 <b>指針 12. 燃料設計</b> <b>指針 19. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性</b> <b>指針 28. 原子炉格納容器の機能</b> <b>指針 29. 原子炉格納容器バウンダリの破壊防止</b> <b>指針 30. 原子炉格納容器の隔離機能</b> <b>指針 31. 原子炉格納容器隔離弁</b> <b>指針 32. 原子炉格納容器熱除去系</b> <b>指針 33. 格納施設雰囲気制御する系統</b> <b>方針 48. 格納容器を貫通する系及び閉じた系の隔離弁</b>	(1) 反応度の制御 <b>方針 V-3. 原子炉停止系の停止能力</b>  (2) 炉心からの熱除去 <b>方針 X-1. 残留熱を除去する系統の機能</b> <b>方針 X-2. 残留熱を除去する系統の信頼性および試験可能性</b> <b>方針 VIII-6. 原子炉冷却材の確保</b>  (3) 放射性物質の閉じ込め、運転中の排出の制御、及び事故時放出の制限 <b>方針 IV-2. 燃料設計</b> <b>方針 VII-1. 原子炉冷却材バウンダリの健全性</b> <b>方針 XI-1. 原子炉格納容器の機能</b> <b>方針 XI-2. 原子炉格納容器バウンダリの破壊防止</b> <b>方針 XI-3. 原子炉格納容器の隔離機能</b> <b>方針 XI-4. 原子炉格納容器隔離弁</b> <b>方針 XI-5. 非常用ガス処理系</b>	
4.7. 想定起因事象発生後の各時点において安全機能を果たすために必要な構築物、系統及び機器を向定するために、系統の方策をとらなければならない。			
<b>事故発生防止及び発電所の安全特性</b>			
4.8. 発電所は、想定起因事象に対する感度が最小になるように設計されなければならない。いかなる想定起因事象に対しても、予期される発電所の応答は、以下の事項が合理的に達成できるようなものでなければならない(重要順)。  (1) 想定起因事象は、固有の特性により、いかなる安全上重要な影響も及ぼさないか、あるいは発電所は安全な状態に向かうような変化しか与えない。  (2) 想定起因事象発生後、静的安全特性により、あるいは想定起因事象を制御する必要がある状態の間連続的に運転される安全系の作動により、発電所は安全な状態に導かれる。  (3) 想定起因事象発生後、それに応じて起動されることが必要な安全系の作動により、発電所は安全な状態に導かれる。  (4) 想定起因事象発生後、定められた手順により、発電所は安全な状態に導かれる。	安全設計審査指針全般	安全設計方針全般	
<b>放射線防護及び許容基準</b>			
4.9. 2.2~2.5項に記載されている原子炉等施設的设计における三つの安全目的を達成するために、全ての実際のまたは潜在的な放射線源が同定され、適切に考慮されなければならない。そして、線源は厳重な技術的、事務的管	安全設計審査指針全般	安全設計方針全般	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (3/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は IJNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水炉型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成 8 年度とりまとめ)	備考
<p>埋下に置かれなければならない。</p> <p>4. 10. 2. 4 及び 2. 5 項に記載されている放射線防護及び技術的安全の目的を達成すること、並びに保守及び廃止措置を含めた全ての運転状態において、一般公衆及び敷地にいる人に対する線量が定められた制限値を超えず、かつこれを合理的に達成できる限り低く抑えらるることを確実にするための対策が取られなければならない。</p> <p>4. 11. 設計は、その目的として、設計基準事故及び選択されたシビアアクシデントの結果生じる放射線被ばくを防止するとともに、それに失敗した場合でも、放射線被ばくを緩和しなければならない。設計対策により、一般公衆と敷地にいる人に対する潜在的放射線被ばくは許容限界値を超えることなく、かつ、これを合理的に達成できる限り低く抑えなければならない。</p> <p>4. 12. 高い放射線量または放射性物質の放出に至る可能性のある発電所状態の発生頻度は非常に低く抑えられなければならない。発生頻度が大きな発電所状態における潜在的放射線影響は小さくなければならない。原子力発電所の設計に対する放射線の許容基準は、これらの要件に基づいて規定されなければならない。</p> <p>4. 13. 通常、放射線許容基準の数は限られており、これらを運転状態の区分と関連付けることが慣行になっている。運転状態の区分には、一般に、通常運転状態、予期される運転時の事象、設計基準事故及びシビアアクシデントが含まれる。これらの区分に対する放射線許容基準は、最低限の安全レベルの条件として、規制当局の要件に適合しなければならない。</p>			
5. 発電所の設計に対する要件			
安全上の重要度分類			
<p>5. 1. 計測制御系 (I&amp;C) のソフトウェアを含め、安全上重要な全ての構築物、系統及び機器をまず同定し、次にこれらを安全上の機能と重要度に基づいて分類しなければならない。これらの構築物、系統及び機器は、その分類に応じた品質及び信頼性が確保できるように、設計、建設及び保守がなされなければならない。</p> <p>5. 2. 構築物、系統及び機器の安全上の重要度分類は、主として決定論的手法に基づいてなされ、必要に応じ確率論的手法や工学的判断で補完されなければならない。更に、以下の因子を考慮しなければならない。</p> <p>(1) 果たすべき安全機能</p> <p>(2) 機能喪失した場合の影響</p> <p>(3) 安全機能を果たすために起動が要求される頻度</p> <p>(4) 想定起因事象が発生してから起動が要求されるまでの時間または作動が要求され続ける時間</p>	<p><b>指針 1. 準拠規格及び基準</b> 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。</p> <p><b>指針 9. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 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。</p> <p>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。</p> <p>3. 前項の系統は、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。</p>	<p><b>方針 III-2. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 1. 安全機能を有する構築物、系統および機器は、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。</p> <p>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、多重性または多様性及び独立性を備えた設計であること。</p> <p>3. 前項の系統は、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。</p>	<p>重要度分類 指針</p>
<p>5. 3. 重要度の低い系統の損傷が、重要度の高い系統に伝播しないように、異なった重要度の構築物、系統及び機器の間には適切なインターフェイスを設計で用意しなければならない。</p>	<p><b>指針 19. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性</b> 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。</p> <p><b>指針 39. 安全保護系と計測制御系との分離</b> 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。</p>	<p><b>方針 VIII-1. 原子炉冷却材バウンダリの健全性</b> 2. 原子炉冷却材バウンダリ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。</p> <p><b>方針 VI-4. 安全保護系と計測制御系の分離</b> 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</p>	<p>重要度分類 指針</p>

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (4/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成13年3月29日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成8年度とりまとめ)	備考
		能的に分離された設計であること。	
<b>設計の基本的考え方</b>			
5.4. 設計基準は、定められた範囲の運転状態及び設計基準事故に対して、放射線防護要件の範囲内で対応するために必要とされる発電所の能力を規定しなければならない。設計基準は、通常運転状態、想定起因事象に起因する発電所状態、安全上の重要度分類、重要な仮定、及び、場合によっては、特定の解析手法に対する仕様を含まなければならない。	・安全設計審査指針	・安全設計方針	
5.5. 通常運転状態、予期される運転時の事象及び設計基準事故に対する設計基準では、炉心の大きな損傷は起きず、放射線被ばく線量は定められた制限値以内に抑えらるるとともに、合理的に達成できる限り低く抑えられるように、保守的な設計対策が取られ、かつ、健全な工学的手法が採用されなければならない。	・安全設計審査指針	・安全設計方針	
5.6. 設計基準に加えて、選択されたシビアアクシデントを含む、設計基準を超える特定の事故時における発電所の性能についても設計で考慮されなければならない。これらの評価で使用する仮定や手法は最適評価に基づいても良い。		<b>方針 XIII-1. 「付加的限界事象」に対する設計上の考慮</b> 「付加的限界事象」時の影響を緩和するために原子炉施設は、適切な頑健性（裕度）を有した設計であること。  <b>方針 XIII-2. 「付加的限界事象」における原子炉格納容器の機能</b> 原子炉格納容器は、原子炉格納容器境界設計用の想定事象に対し、その安全機能を喪失しない設計であること。	
<b>発電所状態の区分</b>			
5.7. 発電所の状態を同定し、発生頻度に応じていくつかの区分に分類しなければならない。その区分には、典型的には、通常運転状態、予期される運転時の事象、設計基準事故及びシビアアクシデントが含まれる。各区分に対して許容基準が設定されなければならない。設定に際しては、「発生頻度の高い想定起因事象では放射線影響が無いかまたは僅かであり、重大な影響の可能性のあるもの」の発生頻度は極めて低くなければならない」という要件が考慮されなければならない。	・安全設計審査指針	・安全設計方針	安全評価指針
<b>想定起因事象</b>			
5.8. 発電所の設計では、深層防護の全てのレベルに対して脅威が発生する可能性があることを認識するとともに、設計上の対策により、必要な安全機能を確保し、安全目的が満足されることを保証しなければならない。こうした脅威は、想定起因事象によるものである。想定起因事象は、決定論的手法、確率論的手法、または両者の組合せに基づき選定される。設計では、通常、発生頻度の低い複数の独立事象は同時には発生しないと想定する。			安全評価指針
<b>内部事象</b>			
5.9. 発電所の安全に影響を及ぼす可能性のある全ての内部事象を抽出するために、想定起因事象の分析（付属書1参照）がなされなければならない。これらの事象には、設備の故障または誤操作が含まれることがある。			安全評価指針
<b>火災及び爆発</b>			
5.10. 安全上重要な構築物、系統及び機器は、他の安全要件と整合させて、内部事象及び外部事象に起因する火災及び爆発の発生確率と影響を最小にするように設計・配置されなければならない。原子炉停止機能、残留熱除去機能、放射性物質の閉じ込め機能及び発電所状態の監視機能が確保されなければならない。これらの要件は、以下の目的が達成されるように、部品の多重化、系統の多様化、物	<b>指針 5. 火災に対する設計上の考慮</b> 原子炉施設は、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3方を適切に組み合わせて、火災により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。	記載なし (軽水炉と同一のため)	火災防護審査指針

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (5/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成13年3月29日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成8年度とりまとめ)	備考
<p>理的分離及びフェイルセーフの設計を適切に取り入れることによって満足されなければならない。</p> <p>(1) 火災の発生防止</p> <p>(2) 火災発生時の迅速な検知及び消火、これにより損傷を制限すること</p> <p>(3) 消火に失敗した際の延焼防止、これにより発電所の必須な機能に対する影響を最小限に抑えること</p> <p>5.11. 火災防護障壁に必要とされる重要度を定めるために、発電所の火災解析を実施するとともに、必要な性能の火災検出装置及び消火装置を備えなければならない。</p> <p>5.12. 消火装置は必要な場合に自動起動しなければならない。また、消火系は、その配管破損、誤作動及び誤起動により、安全上重要な構築物、系統及び機器の能力に重大な障害を与えることなく、更に、「単一故障」基準に適合するための対策を無効にするような、多重に設けられた複数の安全系グループに同時に影響を及ぼすようなことがないように、設計・配置されなければならない。</p> <p>5.13. 発電所全体、特に、格納容器内や制御室内では、可能な限り不燃性または難燃性及び耐熱性の物質を使わなければならない。</p>			
<b>他の内的危険事象</b>			
<p>5.14. 発電所の設計では、溢水、飛来物の発生、配管ホィップ、流体ジェットの影響、あるいは、損傷した系統や敷地内の他の施設からの流体の流出といった内的危険事象の可能性を考慮しなければならない。原子力安全が損なわれることがないように適切な発生防止及び影響緩和策を取らなければならない。外部事象には内部の火災や溢水を引き起こしたり、飛来物を発生したりする可能性のあるものがある。このような外部事象と内部事象の相互干渉も、必要に応じ、設計で考慮しなければならない。</p>	<p><b>指針 4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮</b> 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。</p>	<p>記載なし (軽水炉と同一のため)</p>	
<p>5.15. 異なる圧力で運転されている二つの流体系が結合されている場合には、両系とも高い方の圧力に耐えられるように設計するか、あるいは、単一故障を仮定しても、低い圧の方の系統の圧力が設計圧力を超えないような対策を講じなければならない。</p>	<p><b>指針 9. 信頼性に関する設計上の考慮</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>前項の系統は、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。</li> </ol>	<p><b>方針 III-2. 信頼性に関する設計上の考慮</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>安全機能を有する構築物、系統および機器は、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。</li> <li>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、多重性または多様性及び独立性を備えた設計であること。</li> <li>前項の系統は、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。</li> </ol>	
<b>外部事象</b>			
<p>5.16. 発電所と敷地の組合せに対して、設計基準とすべき外部事象（自然現象によるものと人為的なもの）を決めなければならない。大きな放射線リスクを伴う可能性のある全ての事象が考慮されなければならない。発電所が設計上耐えるべき外部事象のサブセットを選定し、これを基に設計基準を決める際に、決定論的手法と確率論的手法を組み合わせ用いなければならない。</p> <p>5.17. 考慮しなければならない自然現象による外部事象には、地震、洪水、強風、竜巻、津波、極端な悪天候等、敷地特性の分析により</p>	<p><b>指針 2. 自然現象に対する設計上の考慮</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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した場合は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。</li> <li>安全機能を有する構築物、系統及び機器は、地震以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計であること。重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象の</li> </ol>	<p>記載なし (軽水炉と同一のため)</p>	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (6/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水炉原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成13年3月29日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成8年度とりまとめ)	備考
<p>同定された現象が含まれる。考慮しなければならない人為的外部事象には、敷地特性の分析時に抽出され、設計基準はこれに対応して導出される。こうした事象の一覧は、完備を期するため、設計の初期段階で再評価しなければならない。</p>	<p>うち最も苛酷と考えられる条件、又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であること。</p> <p><b>指針 3. 外部人為事象に対する設計上の考慮</b></p> <p>1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、想定される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。</p> <p>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。</p>		
<b>敷地に係る特性</b>			
<p>5.18. 原子力発電所の設計基準の策定に際しては、人口、気象、水理、地形、地震等の因子を含め、発電所とそれを取り巻く環境との種々の相互作用を考慮しなければならない。発電所の安全と一般公衆の防護が、例えば電力供給や消防活動といった発電所外の活動に依存する可能性がある場合には、それらが利用できるかどうかについても考慮しなければならない。</p>			立地指針
<p>5.19. 原子力発電所を熱帯、極地、極端な乾燥地帯または火山地帯に立地する計画については、敷地の特徴を考慮し、設計上どのような特別な対策が必要かを同定するための評価がなされなければならない。</p>			
<b>事象の組合せ</b>			
<p>5.20. ランダムに発生する個別の事象が重畳することにより、予期される運転時の事象や事故状態に至る可能性が大きい場合には、それを設計で考慮しなければならない。例えば、地震後の溢水のように、ある種の事象は他の事象の結果として起き得る。こうした結果として起きる影響は、元の想定起因事象の一部と考えなければならない。</p>	<p><b>指針 2. 自然現象に対する設計上の考慮</b></p> <p>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した場合は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。</p> <p>2. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、地震以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計であること。重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件、又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であること。</p>	記載なし (軽水炉と同一のため)	
<b>設計規格</b>			
<p>5.21. 構築物、系統及び機器の工学設計に対する規格は詳細に規定されなければならない。かつ、国で認められている標準的な工学的手法(3.6項参照)に適合していなければならない。または、既に国際的に用いられているか、他国において確立され、適用可能であり、かつ、その国の規制当局によって容認されている基準や手法に適合していなければならない。</p>	<p><b>指針 1. 準拠規格及び基準</b></p> <p>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。</p>	記載なし (軽水炉と同一のため)	
<p>5.22. 発電所の耐震設計は、地震事象に対して十分な安全裕度を有していなければならない。</p>	<p><b>指針 2. 自然現象に対する設計上の考慮</b></p> <p>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した場合は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。</p> <p>2. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、地震以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計であること。重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件、又は自然力</p>	記載なし (軽水炉と同一のため)	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (7/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成 8 年度とりまとめ)	備考
	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。		
<b>設計限界</b>			
5.23. 個々の構築物、系統及び機器毎に、その重要な物理パラメータとの整合の取れた一組の設計限界が、運転状態及び設計基準事故に対して規定されなければならない。			安全評価指針 省令 62 号
<b>運転状態</b>			
5.24. 発電所は、パラメータ（例えば、圧力、温度、出力）が定められた範囲内で安全に運転できるように設計されなければならない。安全系に対する最小限の支援設備（例えば、補助給水機能や非常用電源供給）が使用可能と仮定しなければならない。広範囲にわたる予期される運転時の事象発生時における発電所の応答が、深層防護の第一レベルを超える、または最大でも第二レベルの設備の起動を必要とすることなく、安全に運転、または、必要に応じて停止できるように設計されなければならない。	<b>指針 47. 計測制御系</b> 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十分考慮した設計であること。  (1) 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれら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、適切な予想範囲に維持制御されること。  (2) 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予想変動範囲内での監視が可能であること。  2. 計測制御系は、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを適切な方法で十分な範囲にわたり監視し得るとともに、必要なものについては、記録が可能な設計であること。  特に原子炉の停止状態及び炉心の冷却状態は、2 種類以上のパラメータにより監視又は推定できる設計であること。	記載なし (軽水炉と同一のため)	安全評価指針
5.25. 起動時、燃料交換時、保守時等の低出力時及び停止時のように、安全系のアベイラビリティが低下し得る場合には、事故の発生可能性について、設計で検討しなければならない。更に、安全系の供用除外についての適切な制限を規定しなければならない。			安全評価指針
5.26. 設計の過程で、以下の事項を含め、安全運転のための一連の要件及び制限を策定しなければならない。  (1) 安全系の設定点  (2) プロセス量や他の重要なパラメータに関する制御系及び手順上の制約  (3) 「合理的に達成可能な限り低く」の原則も考慮に入れ、構築物、系統及び機器が設計の意図通りに機能することを確実にするための、保守、試験及び検査に対する要件  (4) 安全系の供用除外時の運転制限を含む明確に定義された運転時の系統構成  これらの要件及び制限は、運転組織が発電所の運転を認可される際の、運転上の制限及び条件を確立する基礎となるものである。			炉規法 37 条 (保安規定) 省令 62 号
<b>設計基準事故</b>			
5.27. 安全上重要な構築物、系統及び機器を設計する際に従う境界条件を設定することを目的として、一組の設計基準事故が、想定起回事象のリスト（付属書 1 参照）から導出されなければならない。			安全評価指針

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (8/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (記は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成 8 年度とりまとめ)	備考
<p>5.28. ある想定起因事象に対して迅速かつ信頼性の高い対応が必要な場合は、次の障壁を脅かすような、より厳しい状態に拡大するのを防ぐため、安全系の自動起動機能のための対策を講じなければならない。迅速な対応が必要でない場合には、系統の手動起動やその他の運転員操作が許されることがあるが、但し、その操作に対しては十分な時間をかけてよいことが明らかにされており、かつ、その行為の信頼性を確保するための適切な手順（管理手順、運転手順、緊急時手順等）が定められている場合に限る。</p>	<p><b>指針 8. 運転員操作に対する設計上の考慮</b> 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。</p>	<p>記載なし (軽水炉と同一のため)</p>	
<p>5.29. 発電所状態を監視するための適切な計装と、設備の手動操作における制御手段を用意することにより、発電所の状態を診断したり、発電所を適時に安定した長期停止状態に導くために必要な運転員操作を考慮し、可能にしなければならぬ。</p>	<p><b>指針 47. 計測制御系</b> 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十分考慮した設計であること。  (1) 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれら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、適切な予想範囲に維持制御されること。  (2) 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予想変動範囲内での監視が可能であること。  2. 計測制御系は、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを適切な方法で十分な範囲にわたり監視し得るとともに、必要なものについては、記録が可能な設計であること。  特に原子炉の停止状態及び炉心の冷却状態は、2 種類以上のパラメータにより監視又は推定できる設計であること。</p>	<p>記載なし (軽水炉と同一のため)</p>	
<p>5.30. 手動操作や復旧作業に必要な全ての設備は、必要な時に直ちに使用でき、予想される環境条件下で人間が接近できるように、最適な場所に設置されなければならない。</p>	<p><b>指針 57. 放射線業務従事者の放射線防護</b> 1. 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。  2. 原子炉施設は、異常状態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。</p>	<p>記載なし (軽水炉と同一のため)</p>	
<b>シビアアクシデント</b>			
<p>5.31. 設計基準事故を超え、安全系の多重故障の結果として重大な炉心の損傷に至るような、発生頻度が極めて低いある種の発電所状態においては、放射性物質の放出に対する多数または全ての障壁の健全性が脅かされる恐れがある。これらの事象推移はシビアアクシデントと呼ばれる。こうしたシビアアクシデントの推移に対しては、工学的判断と確率論的手法の組み合わせを用いて、合理的で実行可能な発生防止策及び影響緩和策を特定するため事象推移を決定しなければならない。こうした対策の検討では、設計基準事故の設定・評価に用いるような保守的な工学的手法を用いる必要はなく、むしろ、現実的または最適評価の仮定、手法及び解析上の基準に基づくべきである。シビアアクシデントに対する設計対応では、運転経験、関連する安全解析及び安全研究の成果に基づき、以下の事項について考慮しなければならない。  (1) 確率論的手法、決定論的手法及び適切な工学的判断を組み合わせ、シビアアクシデントに至る重要な事象推移を同定しなければならない。</p>		<p><b>方針 XIII-1. 「付加的限界事象」に対する設計上の考慮</b> 「付加的限界事象」時の影響を緩和するために原子炉施設は、適切な頑健性（裕度）を有した設計であること。</p>	<p>安全評価指針</p>

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・  
高速炉安全設計方針の対応箇所 (9/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は INES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成 8 年度とりまとめ)	備考
<p>(2) 設計においてどのシビアアクシデントを考慮すべきかを定めるための基準に照らして、これらの事象推移を評価しなければならない。</p> <p>(3) 選定された事象の発生頻度を減らすか、または、起きた場合の影響を緩和できる可能性のある設計変更や手順の変更について評価し、合理的に実行可能であれば実施しなければならない。</p> <p>(4) 発電所を制御された状態に戻すか、あるいはシビアアクシデントの影響を緩和するために、ある系統（安全系及び非安全系）を当初意図した機能や想定した運転状態を超えて利用することや、仮設設備を追加的に利用することを含め、発電所全体の設計上の能力について検討しなければならない。ただし、これらの系統は、予想される環境下でも機能することが示されなければならない。</p> <p>(5) 同一敷地内に複数の原子炉がある場合には、隣接する原子炉から、その安全を犠牲にしない範囲で、利用可能な手段や支援の活用について検討しなければならない。</p> <p>(6) 代表的かつ支配的なシビアアクシデントのシナリオを考慮し、アクシデントマネジメント手順を策定しなければならない。</p>			
<p><b>構築物、系統及び機器の信頼性に対する設計</b></p> <p>5.32. 安全上重要な構築物、系統及び機器は、十分な信頼性で全ての同定された想定起因事象（付属書 1 参照）に耐えられるように設計されなければならない。</p>	<p><b>指針 6. 環境条件に対する設計上の考慮</b> 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。</p> <p><b>指針 9. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 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。</p>	<p><b>方針 III-2. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 1. 安全機能を有する構築物、系統および機器は、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。</p>	
<p><b>共通要因故障</b></p> <p>5.33. 必要な信頼性を確保するために多様性、多重性及び独立性の原則を適用すべき箇所を決めるよう、安全上重要な設備の共通要因故障の可能性について検討されなければならない。</p>	<p><b>指針 9. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 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。</p>	<p><b>方針 III-2. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 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、多重性または多様性及び独立性を備えた設計であること。</p>	
<p><b>単一故障基準</b></p> <p>5.34. 単一故障基準は、発電所設計に含まれる安全系グループ毎に適用されなければならない。</p> <p>5.35. 発電所の設計が単一故障基準に適合していることを試験するために、当該安全系グループについて、以下の方法で解析がなされなければならない。すなわち、想定し得る全ての故障を解析するまで、対象とする安全系グループの構成要素に対し、単一故障（及びその結果生じる全ての故障）を順次仮定しなければならない。そして、全ての安全系グループでの全ての損傷について解析し終えるまでこれを繰り返す（本「安全要件」文書では、必要な信頼性を確保するために多重性が要求されるような、安全機能または安全機能の遂行に寄与する系統は、「単一故障の仮定に基づき」という言葉で識別されている。）。当該系統に単一故障を仮定するということは、上記の手順の一部となっている。単一故障についての解析では、2 個以上の（1 つより多い）ランダム故障を仮定する必要はない。</p>	<p><b>指針 9. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 3. 前項の系統は、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。</p>	<p><b>方針 III-2. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 3. 前項の系統は、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。</p>	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (10/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000 年発効) (訳は IJNES にによる <sup>41)</sup> )	発電用軽水炉原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成 8 年度とりまとめ)	備考
<p>5.36. ある安全系グループまたは系統に単一故障の概念を適用する場合、誤起動も故障モードの一つとして考慮しなければならない。</p> <p>5.37. 以下の条件の下で上記解析を行い、各安全系グループの安全機能が確保できることが示された時に、はじめてこの単一故障基準に適合したとしなければならない。</p> <p>(1) 各安全系グループに対し想定起因事象による全ての可能性のある有害な結果が起きるものと仮定されていること</p> <p>(2) 必要な安全機能を果たすべき安全系に対し、保守、試験、検査及び修理並びにそれらに許容される供用除外時間も考慮して、許容される最悪の系統構成が仮定されていること</p> <p>5.38. 単一故障基準に適合しない場合は例外としなければならない。安全解析でその妥当性が示されなければならない。</p> <p>5.39. 単一故障の解析では、極めて高い品質で設計、製作、保守及び検査されている静的機器については、想定起因事象により影響を受けない限り、その故障を仮定する必要はない。しかしながら、静的機器が損傷しないと仮定する場合には、当該機器への負荷や環境条件、ならびに、想定起因事象が発生した後その機器の機能が必要とされる時間を考慮して、そのような解析方法が妥当であることを示さなければならない。</p>			
<b>フェイルセーフの設計</b>			
<p>5.40. 発電所の安全上重要な系統及び機器の設計においては、フェイルセーフ設計の原則が適切に考慮され、組み込まれなければならない。すなわち、機器や系統が故障した場合には、いかなる操作の必要もなく、発電所系統は安全な状態に移行できるように設計されなければならない。</p>	<p><b>指針 38. 安全保護系の故障時の機能</b> 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。</p>	<p><b>方針 VI-3. 安全保護系の故障時の機能</b> 安全保護系は、駆動源の喪失、系統の遮断およ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。</p>	
<b>補助供給系</b>			
<p>5.41. 安全上重要な系統を構成する設備を支援する補助供給系は、その系統の一部とみなさなければならない。その重要性に応じて重要度分類されなければならない。それらの信頼性、多重性、多様性及び独立性、並びに隔離や機能試験のための対策は、支援している系統の信頼性にみあったものでなければならない。発電所の安全を確保するのに必須な補助供給系には、電力、冷却水、圧縮空気やその他のガス等の供給系、潤滑系等が含まれることがある。</p>			重要度分類 指針
<b>設備の供用停止</b>			
<p>5.42. 安全上重要な系統の運転中の保守作業や試験については、例えば、多重性を増やすなどの手段により、発電所を停止せずに実施できるように設計しなければならない。故障による系統または機器の機能喪失を含め、設備の供用除外について考慮しなければならない。また、予想される保守、試験及び修理作業が個々の安全系の信頼性に及ぼす影響も考慮し、それでもなお安全機能が十分な信頼度で確保できるようにしなければならない。許容される設備の供用停止時間及び取るべき対策は、発電所の運転開始前に個々に解析、決定され、運転指示書に含まれなければならない。</p>	<p><b>指針 10. 試験可能性に関する設計上の考慮</b> 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ができる設計であること。</p>	<p><b>方針 III-3. 試験可能性に関する設計上の考慮</b> 安全機能を有する構築物、系統および機器は、それらの健全性及び能力を確認するために、安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原子炉の運転中または停止中に試験または検査ができる設計であること。</p>	
<b>供用中試験、保守、修理、検査及び監視のための方策</b>			
<p>5.43. 安全上重要な構築物、系統及び機器については、5.44 項に記載されている場合を除き、それらの信頼性目標が達成されていることを確認するために、原子力発電所の寿命を通じて、その性能について、校正、試験、保守、</p>	<p><b>指針 10. 試験可能性に関する設計上の考慮</b> 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がで</p>	<p><b>方針 III-3. 試験可能性に関する設計上の考慮</b> 安全機能を有する構築物、系統および機器は、それらの健全性及び能力を確認するために、安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原子炉の運転中または停止中に試験または検査</p>	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (11/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成13年3月29日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成8年度とりまとめ)	備考
<p>修理または交換、検査及び監視できるように設計しなければならない。システムのオペラビリティの有意な低下を招くことなく、かつ、敷地にいる人が過度の被ばくを受けることなく、こうした作業が安全機能の重要度に応じた基準に従って実施できるように、発電所の配置設計がなされなければならない。</p> <p>5.44. 安全上重要な構築物、系統または機器が必要な範囲で試験、検査または監視できるように設計されていない場合には、以下のような対策が取られなければならない。</p> <p>—例えば、参照となる構築物、系統または機器のサーベイランス試験、あるいは、検証された解析手法の利用といった実証済みの代替方法または間接的方法が定められなければならない。</p> <p>—保守的な安全裕度が採用されるか、または、想定外の故障の可能性を補償できる他の適切な手段が用意されなければならない。</p>	<p>きる設計であること。</p> <p><b>指針 57. 放射線業務従事者の放射線防護</b></p> <p>1. 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。</p>	<p>ができる設計であること。</p>	
<p><b>設備の実証</b></p> <p>5.45. 安全上重要な構築物、系統及び機器が、設計寿命を通じ、機能が必要とされる時の環境条件下(振動、温度、圧力、ジェット噴出、電磁的干渉、照射、湿度、あるいは、これらの重ね合わせ)で、所定の機能を果たせる要求を満足できていることを確認するために、実証手順が採用されなければならない。考慮すべき環境条件には、通常運転時に予期される変動、予期される運転時の事象及び設計基準事故が含まれる。実証プログラムでは、設備の想定寿命中の種々の環境因子(振動、照射、極端な温度等)に起因する経年劣化効果を考慮しなければならない。更に、設備が外部自然現象にさらされ、そのような事象発生時及び発生後に安全機能を果たすことが要求される場合には、実証プログラムでは、試験、解析、または、それらの組み合わせを用い、自然現象が設備に課す条件を可能な限り模擬しなければならない。</p> <p>5.46. 更に、実証プログラムでは、例えば、格納容器漏えい率の定期検査といった特定の運転状態に起因する合理的に想定できるいかなる異常環境条件も考慮しなければならない。シビアアクシデント時にも運転されなければならない設備(例えば、ある種の計装機器等)は、可能な範囲においては、合理的な信頼度で設計の意図を達成できることを示されなければならない。</p>	<p><b>指針 6. 環境条件に対する設計上の考慮</b></p> <p>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。</p>	<p>記載なし (軽水炉と同一のため)</p>	
<p><b>高経年化</b></p> <p>5.47. 全ての安全上重要な構築物、系統及び機器の設計においては、設計寿命を通じて所定の安全機能を果たせるように、高経年化や劣化メカニズム、潜在的な経年劣化を考慮し、適切な安全裕度を有しなければならない。また、全ての通常運転時、試験時、保守時、保守停止時、想定起因事象発生時及び想定起因事象発生後の発電所状態において、高経年化や経年劣化の影響を考慮しなければならない。設計段階で予測された高経年化メカニズムを評価し、供用期間中に起こる不測の挙動や劣化を識別するために、監視、試験、サンプリング及び検査の手段が提供されなければならない。</p>	<p><b>指針 9. 信頼性に関する設計上の考慮</b></p> <p>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。</p>	<p><b>方針 III-2. 信頼性に関する設計上の考慮</b></p> <p>1. 安全機能を有する構築物、系統および機器は、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。</p>	
<p><b>人的要因</b></p> <p><b>最適な運転員操作に対する設計</b></p> <p>5.48. 設計は「運転員に友好的」で、人的過誤の影響を最小限にすることを旨とすべきではない。運転員と発電所のインターフェイスを良好なものにするために、保守及び検査を含め、発電所の配置と手順(管理手順、運転手順、緊急時手順)に注意を払わなければならない。</p>	<p><b>指針 8. 運転員操作に対する設計上の考慮</b></p> <p>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。</p>	<p>記載なし (軽水炉と同一のため)</p>	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (12/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成 8 年度とりまとめ)	備考
ならない。	<b>指針 57. 放射線業務従事者の放射線防護</b>		
5. 49. 発電所内の職員の作業場所と環境は人間工学の原則に従って設計されなければならない。	1. 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。		
5. 50. 運転員の機能と自動起動系の機能を適切かつ明確に区別するために、人的要因とマン・マシン・インターフェイスに関する系統的な検討が設計の早い段階で開始され、かつ、継続されなければならない。	<b>指針 41. 制御室</b> 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とともに、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。		
5. 51. マン・マシン・インターフェイスは、判断や行動に必要な時間も考慮して、運転員に包括的かつ容易に対応可能な情報を提供できるように設計されなければならない。補助制御室の設計にも同様な配慮が必要である。	<b>指針 43. 制御室の居住性に関する設計上の考慮</b> 制御室は、火災に対する防護設計がなされ、さらに、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気体状放射性物質に対し、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。		
5. 52. 全ての運転員操作が適切に考慮されていることを確認するために、設計の適当な段階で、人的要因の側面からの検証と妥当性確認がなされなければならない。			
5. 53. 情報の表示及び制御に対する設計基準を確立するに際しては、運転員には二つの役割があると考えなければならない。すなわち、アクシデントマネジメントを含めたシステムの管理者という役割と設備の運転員という役割である。			
5. 54. システムの管理者としての運転員に対しては、以下を行うのに必要な情報が与えられなければならない。  (1) 発電所がどのような状態にあるとも、すなわち、通常運転状態、予期される運転時の事象または事故状態のいずれであろうとも、発電所の全般的状態を直ちに評価し、自動安全系が設計どおりに作動していることを確認すること。  (2) 運転員が行うべき適切な安全上の操作を決定すること。			
5. 55. 設備の運転員に対しては、必要な安全機能が正常に起動できていることを確認するために、個々の系統及び設備に関するパラメータについての十分な情報が与えられなければならない。			
5. 56. 設計は、操作に必要な時間、予想される物理的環境、運転員にかかる心理学的圧力を十分に考慮し、運転員操作の成功を促進しなければならない。短時間での運転員の介入の要請は、最小限に留めなければならない。更に設計で、以下の事項を考慮しなければならない。短時間での運転員の介入は、運転員が判断し行動するのに十分な時間があることを立証できた場合にのみ容認されること。運転員が判断し行動するのに必要な情報は単純かつ明確に示されること。事象後、制御室内または補助制御室内の物理的環境、及び、補助制御室への連絡通路内の物理的環境は容認できる状態であること。			
<b>その他の設計上の配慮</b>			
<b>原子炉間の構築物、系統及び機器の共用</b>			
5. 57. 原子力発電所において、一般的には、安全上重要な構築物、系統及び機器を二つ以上の原子炉間で共用してはならない。例外的に安全上重要な構築物、系統及び機器が二つまたはそれ以上の原子炉間で共用される場合には、全ての原子炉での全ての運転状態（保守を含む）及び設計基準事故状態において、全ての安全要件が満足されることを示さなければならない。原子炉の一つでシビアアクシデントが起きたような場合にも、その他の炉では、整然とした停止、冷却及び残留熱除去が	<b>指針 7. 共用に関する設計上の考慮</b> 安全機能を有する構築物、系統及び機器が 2 基以上の原子炉施設間で共用される場合には、原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。	記載なし (軽水炉と同一のため)	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (13/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成13年3月29日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成8年度とりまとめ)	備考
達成されなければならない。			
<b>核分裂性物質または放射性物質を含む系統</b> 5.58. 原子力発電所内にある核分裂性物質または放射性物質を含む全ての系統は、運転状態及び設計基準事故時において、適切な安全が確保できるように設計されなければならない。	<b>指針 9. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 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。  3. 前項の系統は、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。	<b>方針 III-2. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 1. 安全機能を有する構築物、系統および機器は、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、多重性または多様性及び独立性を備えた設計であること。  3. 前項の系統は、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。	
<b>熱電並給、熱生成または脱塩に用いられる発電所</b> 5.59. 熱生成ユニット (例えば地域暖房) や脱塩ユニットと結合された原子力発電所では、通常運転、予期される運転時の事象、設計基準事故及び選定されたシビアアクシデントにおけるいかなる状態においても、放射性物質が原子力発電所から脱塩ユニットまたは地域暖房ユニットに輸送されないように設計されなければならない。			
<b>燃料及び放射性廃棄物の輸送及び梱包</b> 5.60. 新燃料、使用済み燃料及び放射性廃棄物を輸送し、取扱うための適切な設備が設計で用意されなければならない。施設へのアクセス、吊り上げや梱包の性能についても考慮しなければならない。	<b>指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備</b> 1. 新燃料及び使用済み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。  (1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができること。  (2) 貯蔵設備は、適切な格納系及び空気浄化系を有すること。  (3) 貯蔵設備は、適切な貯蔵能力を有すること。  (4) 取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。  2. 使用済み燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。  (1) 放射線防護のための適切な遮へいを有すること。  (2) 貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ輸送できる系統及びその浄化系を有すること。  (3) 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。  (4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。	記載なし (軽水炉と同一のため)	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (14/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (記は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成13年3月29日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成8年度とりまとめ)	備考
<b>避難経路及び情報伝達手段</b>			
5.61. 原子力発電所には、十分な数の安全な避難経路が用意されなければならない。避難経路は、耐久性のある表示物により明確に表示され、経路の安全を確保するのに不可欠な信頼性のある非常用照明、換気及び他の建物設備が備えられていなければならない。避難経路は、放射線の管理区域区分及び火災防護に係わる国際的な要件、ならびに産業安全及び発電所の保安に係わる国内要件に適合しなければならない。	<b>指針 46. 避難通路に関する設計上の考慮</b> 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。	記載なし (軽水炉と同一のため)	
5.62. 事故状態においても、発電所内及び敷地内にいる全ての人に対して危険を知らせ、指示を与えることができるように、適切な警報システムと情報伝達手段が備えられなければならない。	<b>指針 45. 通信連絡設備に関する設計上の考慮</b> 原子炉施設は、適切な警報系及び通信連絡設備を備え、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とともに、原子力発電所と所外必要箇所との通信連絡設備は、多重性又は多様性を備えた設計であること。	記載なし (軽水炉と同一のため)	
5.63. 原子力発電所内及び隣接地域における、並びに発電所外の機関への安全に必要な情報伝達手段は、緊急時計画で規定されているように、常時確保されなければならない。この要件は設計時に考慮するとともに、情報伝達手段の多様性を確保しなければならない。			
<b>出入管理</b>			
5.64. 発電所は、人や物の出入りが常時管理できるように、適切に配置された構築物によって、周囲から分離されていなくてはならない。特に、建屋や敷地の配置の設計では、人や設備の出入管理についての対策を取らなければならない。発電所への無許可の人や物品の侵入に対する防護に注意を払わなければならない。	<b>指針 3. 外部人為事象に対する設計上の考慮</b> 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。	記載なし (軽水炉と同一のため)	
5.65. 安全上重要な構築物、系統及び機器への無許可のアクセスあるいは介入は、いかなる理由であろうとも防止しなければならない。安全に係わる設備は、保守や試験、検査の目的でアクセスが必要な場合に、必要な作業が安全に関わる設備の信頼性を有意に減らすことなく実施できるように設計しなければならない。			
<b>系統間の相互干渉</b>			
5.66. 複数の安全上重要な系統が同時に運転される確率が有意な場合には、考えられる相互干渉について評価しなければならない。解析では、物理的な相互干渉のみならず、ある系統の正常動作や誤動作、損傷が他の必須な系統の物理環境に及ぼす影響についても検討し、機器が設計通りに機能するという信頼性が、環境の変化によって影響を受けないことを確認しなければならない。	<b>指針 6. 環境条件に対する設計上の考慮</b> 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。  <b>指針 9. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 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。	<b>方針 III-2. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 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、多重性または多様性及び独立性を備えた設計であること。	
<b>送電網と発電所の相互干渉</b>			
5.67. 発電所の設計では、安全上重要な系統への電力供給の信頼性の観点から、発電所への電力供給ラインの独立性及びそのライン数を含め、送電網と発電所との相互干渉について考慮しなければならない。	<b>指針 48. 電気系統</b> 2. 外部電源系は、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。	<b>方針 XII-1. 電気系統</b> 2. 外部電源系は、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。	
<b>廃止措置</b>			
5.68. 設計段階において、廃止措置及び設備の撤去を容易にするための方法についての特別な配慮が払われなければならない。特に、設計では以下について配慮しなければならない。  (1) 放射性廃棄物の量を最小限にするとともに、除染が容易になるような材料の選定			炉規法 38 条  「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方」(S60 原安委決定)

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (15/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成 8 年度とりまとめ)	備考
(2) 必要になることがあるアクセスの容易性  (3) 発電所の運転中及び廃止措置時に発生する放射性廃棄物の保管に必要な施設			
<b>安全解析</b>			
5. 69. 発電所設計の安全解析は決定論的手法と確率論的手法の両者を用いて実施されなければならない。本解析に基づいて、安全上重要な設備に対する設計基準が策定され、確認されなければならない。設計された発電所は、運転状態 (5.7 項参照) 毎に定められた放射性物質の放出制限値や線量に対する許容値を満足できており、かつ、深層防護が有効に働くことが示されなければならない。			安全評価指針
5. 70. 安全解析で使用される計算プログラム、解析手法及び発電所のモデルは、検証され妥当性が確認されなければならない。また、不確かさについても適切に考慮されなければならない。			
<b>決定論的手法</b>			
5. 71. 決定論的安全解析は、以下の事項を含まなければならない。  (1) 運転上の制限値及び条件が、発電所の通常運転状態に関する設計での仮定及び意図に適合していることの確認  (2) 発電所の設計と敷地に適した想定起回事象の特性付け (付属書 1 参照)  (3) 想定起回事象によって引き起こされる事象推移の解析及び評価  (4) 解析結果と、放射線許容基準及び設計制限値との比較  (5) 設計基準の策定と確認  (6) 安全系の自動起動と規定された運転員操作の組み合わせで、予期される運転時の事象及び設計基準事故の管理が可能であることの証明			安全評価指針
5. 72. 採用する解析上の仮定、解析手法及び保守性の程度については、それらの適用の妥当性が検証されなければならない。発電所の設計に対する安全解析は、発電所の系統構成の有意な変更や運転経験に伴って、更には、技術的知見が増し、物理現象の理解が進むにつれて、更新されなければならない。また、発電所の設計に対する安全解析は、現在の状態※と整合が取れたものでなければならない。			
<b>確率論的手法</b>			
5. 73. 以下の事項を目的として発電所の確率論的安全解析が実施されなければならない。  (1) 系統的な解析を実施し、設計が総括的原子力安全目的に適合することを確認する。  (2) 均衡の取れた設計が達成されていること、すなわち、ある特定の設備または想定起回事象が全体のリスクに対して特別大きな寄与があったり、大きな不確かさがあったりしないことを示すとともに、深層防護における最初の二つの防護レベルが原子力安全の主要な役割を担っていることを示す。  (3) プラントパラメータの僅かな変動が極めて異常な状態に進展すること (クリフエッジ効			安全評価指針の範囲(ただし、現行では確率論的手法についての記載なし)

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (16/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成 8 年度とりまとめ)	備考
<p>果)が防止されていることを確認する。</p> <p>(4) 重大な炉心損傷状態の発生確率を評価し、事故発生後短時間に発電所外での対策を必要とするような重大な放射性物質の放出のリスク、特に、早期格納容器破損による放射性物質放出のリスクを評価する。</p> <p>(5) 外的危険事象、特に発電所の敷地に特有なものの発生確率及び影響を評価する。</p> <p>(6) シビアアクシデントの発生確率を低減できるか、または、その影響を緩和できる設計改善又は運転手順の変更が可能なシステムを明らかにする。</p> <p>(7) 原子力発電所の緊急時手順の妥当性を評価する。</p> <p>(8) 確率論的目標が設定されている場合には、それに適合していることを検証する。</p>			
<b>6. 発電所の系統設計に対する要件</b>			
<b>炉心と関連設備</b>			
<b>一般的な設計</b>			
<p>6.1. 所定の設計限界を超えることなく、また、全ての運転状態と設計基準事故において放射線安全基準が適用されることを担保するために、炉心並びに関連する冷却材系、制御系及び保護系は、不確かさを考慮し、適切な裕度を持って設計しなければならない。</p>	安全設計審査指針 全般	安全設計方針 全般	
<p>6.2. 炉心及び原子炉容器内にある内部機器は、原子炉を確実に安全停止し未臨界に維持し炉心を確実に冷却するために、必要な範囲で、運転状態、設計基準事故及び外部事象において想定される静的及び動的荷重に耐えられるよう設計・設置しなければならない。</p>			
<p>6.3. 原子炉圧力バウンダリの破損が起こらず、冷却能力が維持され、炉心の著しい損傷が起こらないよう、運転状態及び設計基準事故における正の反応度の最大投入量と最大添加率を制限しなければならない。</p>	<p><b>指針 14. 反応度制御系</b></p> <p>2. 制御棒の最大反応度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。</p>	記載なし (軽水炉と同一のため)	
<p>6.4. 想定起因事象後に再臨界や反応度逸走に至る可能性を最小限に抑えることを設計において担保しなければならない。</p>	<p><b>指針 13. 原子炉の特性</b></p> <p>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。</p> <p><b>指針 17. 原子炉停止系の停止能力</b></p> <p>1. 原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、高温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる設計であること。</p> <p>2. 原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。</p>	<p><b>方針 IV-3. 原子炉の特性</b></p> <p>炉心およびそれに関連する系統は、固有の出力抑制特性を有する設計であること。</p> <p><b>方針 V-3. 原子炉停止系の停止能力</b></p> <p>1. 原子炉停止系のうち独立した系の少なくとも一つは、通常運転時およ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。</p> <p>2. 原子炉停止系のうち独立した系の少なくとも一つは、事故および稀有事故時において、炉心を速やかに臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。</p> <p>ただし、稀有事故のうち、「運転時の異常な過渡変化時の主炉停止系機能喪失時」においては、原子炉停止系のもう一つは炉心を速やかに高温状態で臨界未満にでき、かつ低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。</p>	
<p>6.5. 炉心並びに関連する冷却材系、制御系及び保護系は、発電所の供用期間全般にわたって適切な検査・試験が行えるよう設計しなければならない。</p>	<p><b>指針 10. 試験可能性に関する設計上の考慮</b></p> <p>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がで</p>	<p><b>方針 III-3. 試験可能性に関する設計上の考慮</b></p> <p>安全機能を有する構築物、系統および機器は、それらの健全性及び能力を確認するために、安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原子炉の運転中または停止中に試験または検査</p>	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (17/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成13年3月29日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成8年度とりまとめ)	備考
	きる設計であること。	ができる設計であること。	
<b>燃料要素と集合体</b>			
6.6. 燃料要素と集合体は、通常運転及び予想される運転時の事象時に起こる全ての劣化プロセスに加えて、炉心内の予想される照射及び環境状態に十分耐えるよう設計しなければならない。	<b>指針 11. 炉心設計</b> 1. 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることのない設計であること。	<b>方針 IV-1. 炉心設計</b> 1. 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系および安全保護系の機能と相まって、通常運転時およ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。	
6.7. 伸び差と変形、冷却材による外圧、燃料要素内での核分裂生成物による内圧上昇、燃料集合体における燃料や他の材料の照射、出力変動に伴う圧力・温度変化、化学的影響、流体力学振動や機械的振動などの静的・動的荷重、歪みや化学的影響に起因するような熱伝達性能の変化から生じる劣化を考慮しなければならない。データ、計算及び製作において不確かさの許容幅を設定しなければならない。	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、通常運転時及び異常状態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。	2. 炉心を構成する燃料棒以外の構成要素および原子炉容器内で炉心の近辺に位置する構成要素は、通常運転時および異常状態において、原子炉の安全停止および炉心の冷却を確保し得る設計であること。	
6.8. 通常運転時には、核分裂生成物の許容漏えいを含む所定の燃料設計限界は超えてはならない。また、予想される運転時の事象時に生じ得る運転状態により、更に著しい劣化が引き起こされないことを保証しなければならない。核分裂生成物の漏えいは、設計限界により制限するとともに、最小限に抑えなければならない。	<b>指針 12. 燃料設計</b> 1. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。 2. 燃料集合体は、輸送及び取扱中に過度の変形を生じない設計であること。	<b>方針 IV-2. 燃料設計</b> 1. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。 2. 燃料集合体は、輸送および取扱中に過度の変形を生じない設計であること。 3. 燃料集合体は、炉心支持構造物等の設計と相まって、異なる炉心領域に誤って装荷されることを未然に防止し得る設計であること。 4. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中を通じ、炉心支持構造物等の設計と相まって、集合体での冷却材流路の閉塞を防止し得る設計であること。	
6.9. 燃料集合体は、照射後にその構造や部品について適切な検査が行えるよう設計しなければならない。設計基準事故において、燃料要素は、所定の位置に留まるとともに事故後の炉心冷却を損なうような変形があってはならない。また、燃料要素に対して設計基準事故のために規定された制限値を超えてはならない。			
6.10. 原子炉及び燃料要素の設計に対する上記の要件は、燃料管理方針に変更があった場合、あるいは、発電所の寿命期間全般にわたる運転状態においても維持されなければならない。			
<b>炉心制御</b>			
6.11. 停止後や燃料取替中あるいはその後を含む炉心のあらゆる状態が起こり得る中性子束レベルと分布、及び、予想される運転時の事象や設計基準事故により生じる中性子束レベルと分布に対して、6.3~6.10項を満足しなければならない。検出されずに6.3~6.10項に違反するような炉心領域がないことを担保するために、これらの中性子束分布を検知するための適切な手段を備えなければならない。炉心設計では、全ての運転状態において中性子束の形状、レベル及び安定性を制限値内に維持するための制御系への作動要求を十分に減らさなければならない。	<b>指針 47. 計測制御系</b> 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十分考慮した設計であること。  (1) 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれら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、適切な予想範囲に維持制御されること。  (2) 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予想変動範囲内での監視が可能であること。  2. 計測制御系は、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを適切な方法で十分な範囲にわたり監視し得るとともに、必要なものについては、記録が可能で設計であること。  特に原子炉の停止状態及び炉心の冷却状態は、2種類以上のパラメータにより監視又は推定できる設計であること。	記載なし (軽水炉と同一のため)	
6.12. 例えば、冷却材流路の閉塞などにより系統の安全を損なう可能性のある非放射性物質(腐食生成物など)を取り除くための方策を用意しなければならない。			
<b>原子炉停止</b>			
6.13. 運転状態及び設計基準事故において原子炉を停止し、最も反応度の高い炉心状態に対しても確実に停止状態を維持するための手段を用意しなければならない。停止手段の有効	<b>指針 15. 原子炉停止系の独立性及び試験可能性</b> 原子炉停止系は、高温待機状態又は高温運転状態から、炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる少なくとも二つの	<b>方針 V-1. 原子炉停止系の独立性および試験可能性</b> 原子炉停止系は、少なくとも2つの独立した系を有するとともに、適切な方法により試験ま	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (18/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000 年発効) (訳は INES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成 8 年度とりまとめ)	備考
<p>性、動作速度及び停止余裕は、規定された制限値を超えないようにしなければならない。常に、適切な裕度を保って停止能力が維持されるのであれば、通常運転時の反応度制御と中性子束調整のために、停止手段の一部を利用しても良い。</p>	<p>独立した系を有するとともに、試験可能性を備えた設計であること。</p>	<p>たは検査が行える設計であること。</p>	
<p>6.14. 多様性を確保するために、原子炉の停止手段は、少なくとも 2 つの異なる系統から構成されなければならない。</p>	<p><b>指針 16. 制御棒による原子炉の停止余裕</b> 原子炉停止系のうち制御棒による系は、高温状態及び低温状態において、反応度値の最も大きい制御棒 1 本が完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できないときでも、炉心を臨界未満にできる設計であること。</p>	<p><b>方針 V-2. 原子炉停止系の反応度停止余裕</b> 原子炉停止系のうち独立した系の少なくとも 1 つは、通常運転時および異常状態において、反応度効果の最も大きい制御棒が完全に炉心の外に引抜かれ挿入できないときでも、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。</p>	
<p>6.15. 単一故障を仮定した場合、2 系統のうちの少なくとも 1 系統は、それだけで、運転状態及び設計基準事故時において、適切な裕度を持って原子炉を速やかに未臨界に移行する能力を有しなければならない。規定された燃料及び機器の制限値を超えなければ、例外的に、一時的な再臨界が起こっても良い。</p>	<p><b>指針 17. 原子炉停止系の停止能力</b> 1. 原子炉停止系に含まれる独立した系のうち少なくとも一つは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、高温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる設計であること。</p>	<p><b>方針 V-3. 原子炉停止系の停止能力</b> 1. 原子炉停止系のうち独立した系の少なくとも 1 つは、通常運転時およ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。</p>	
<p>6.16. 2 系統のうちの少なくとも 1 系統は、それだけで、通常運転状態、予期される運転時の事故時及び設計基準事故時に、原子炉を未臨界に移行し、最も反応度が高い炉心状態に対しても適切な裕度と高い信頼性を持って原子炉を未臨界に維持する能力を有しなければならない。</p>	<p>2. 原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。</p>	<p>2. 原子炉停止系のうち独立した系の少なくとも 1 つは、事故および稀有事故時において、炉心を速やかに臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。</p>	
<p>6.17. 停止手段の適切性を判断するに際しては、発電所のいかなる場所で起こる故障であっても、停止手段の一部を動作不能にさせた(例えば、制御棒の挿入失敗)、共通要因故障を引き起こすような故障を考慮しなければならない。</p>	<p><b>指針 18. 原子炉停止系の事故時の能力</b> 事故時において、原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、炉心を臨界未満にでき、また、原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、炉心を臨界未満に維持できる設計であること。</p>	<p>ただし、稀有事故のうち、「運転時の異常な過渡変化時の主炉停止系機能喪失時」においては、原子炉停止系のもう 1 つの系は炉心を速やかに高温状態で臨界未満にでき、かつ低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。</p>	
<p>6.18. 停止手段は、燃料取替時を含む原子炉停止時において、誤って反応度が追加されるのを防いだり、追加された場合に耐え得るよう適切なものとしなければならない。この条件を満足するに当たって、停止状態での計画的な活動による反応度添加(保守のための吸収材の移動、ホウ素濃度の希釈及び燃料取替操作)や停止手段における単一故障を考慮しなければならない。</p>	<p><b>指針 47. 計測制御系</b> 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十分考慮した設計であること。</p>	<p><b>方針 III-3. 試験可能性に関する設計上の考慮</b> 安全機能を有する構築物、系統および機器は、それらの健全性及び能力を確認するために、安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原子炉の運転中または停止中に試験または検査ができる設計であること。</p>	
<p>6.19. 停止手段が、常に、発電所の状態に対して規定された状況にあることを確認するために、計装設備を備えるとともに、その試験が規定されなければならない。</p>	<p>(1) 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれら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、適切な予想範囲に維持制御されること。</p>		
<p>6.20. 反応度制御装置の設計においては、損耗と燃焼度、物性の変化及びガスの生成等の照射による影響を考慮しなければならない。</p>	<p>(2) 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予想変動範囲内での監視が可能であること。</p> <p>2. 計測制御系は、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを適切な方法で十分な範囲にわたり監視し得るとともに、必要なものについては、記録が可能な設計であること。</p> <p>特に原子炉の停止状態及び炉心の冷却状態は、2 種類以上のパラメータにより監視又は推定できる設計であること。</p>		
<p>6.21. 原子炉冷却系、それに関連した補助系及び制御・保護系は、運転状態において、原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えないことを担保するために、十分な裕度をもって設計しなければならない。設計基準事故時においても、圧力逃がし装置が作動することによって、発電所から容認できないような放射性物質の放出が起こらないことを担保するための手段を設けなければならない。原子炉冷却材圧力バウンダリには、放射性流体のいかなる喪失も制限するために適切な隔離装置</p>	<p><b>指針 10. 試験可能性に関する設計上の考慮</b> 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ができる設計であること。</p>		
<p><b>原子炉冷却系</b></p>			
<p><b>原子炉冷却系の設計</b></p>			
<p>6.21. 原子炉冷却系、それに関連した補助系及び制御・保護系は、運転状態において、原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えないことを担保するために、十分な裕度をもって設計しなければならない。設計基準事故時においても、圧力逃がし装置が作動することによって、発電所から容認できないような放射性物質の放出が起こらないことを担保するための手段を設けなければならない。原子炉冷却材圧力バウンダリには、放射性流体のいかなる喪失も制限するために適切な隔離装置</p>	<p><b>指針 19. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性</b> 1. 原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時及び異常状態において、その健全性を確保できる設計であること。</p> <p>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。</p>	<p><b>方針 VII-1. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性</b> 1. 原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時および異常状態において、その健全性を確保できる設計であること。</p> <p>2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ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。</p>	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (19/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は IJNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成13年3月29日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成8年度とりまとめ)	備考
を設置しなければならない。	<b>指針 20. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊防止</b>	<b>方針 VIII-2. 原子炉冷却材バウンダリの破壊防止</b>	
6. 22. 原子炉圧力容器または圧力管、配管とその接続部、弁、配管継手、ポンプ、循環器及び熱交換器のような原子炉冷却材を内包する機器は、それらを支持する装置とともに、全ての運転状態及び設計基準事故時において予想される静的・動的荷重に耐えられるよう設計しなければならない。こうした機器の製造に用いられる材料は、その放射化が最小限に抑えられるようなものを選定しなければならない。	原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時、保守時、試験時及び異常状態において、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。  <b>指針 21. 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい検出</b> 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。	原子炉冷却材バウンダリは、通常運転時、保守時、試験時および異常状態において、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。  <b>方針 VIII-3. 原子炉冷却材バウンダリの漏洩対策</b> 原子炉冷却材バウンダリから原子炉冷却材の漏洩があった場合、その漏洩を速やかに検出できる設計であること。	
6. 23. 原子炉圧力容器及び圧力管は、材料、設計標準、検査特性及び製造に関する最高の品質となるよう設計・製作されなければならない。		<b>方針 VIII-5. 1次主冷却系</b> 1. 1次主冷却系は、通常運転時および異常状態において、炉心の冷却に必要な原子炉冷却材流量を確保できる設計であること。	
6. 24. 原子炉冷却材に対する圧力保持バウンダリは、欠陥が極めて発生しにくいよう、また、発生したいかなる欠陥も（例えば、「破断前漏えい」の概念を適用することなどにより）適時検出を可能にするため、亀裂進展の速い不安定性破壊に対して抵抗の高い領域で成長するように設計しなければならない。原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器が脆性的挙動を示すような設計及び発電所の状態は避けなければならない。		2. 1次主冷却系は、通常運転時および運転時の異常な過渡変化時において、炉心へのガスの流入を防止できる設計であること。	
6. 25. 設計では、保守や試験を含む運転状態及び設計基準事故状態におけるバウンダリ材料の全ての状態を考慮しなければならない。また、侵食、クリープ、疲労、水質環境、放射線環境及び経年変化、並びに機器の初期状態や劣化の速さを評価する際の不確かさによる影響を受ける寿命末期の特性を考慮するものとする。			
6. 26. ポンプの羽根車や弁の部品など原子炉冷却材圧力バウンダリ内に設置される機器は、全ての運転状態及び設計基準事故時に、それ自身の破損可能性や、それによる安全上重要な他の一次冷却系機器への損傷を及ぼす可能性を最小限に抑えるよう、供用中に起こり得る劣化に対する適正な許容幅を持つよう設計しなければならない。			
<b>原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中検査</b>			
6. 27. 原子炉冷却材圧力バウンダリ機器は、発電所の供用期間全般にわたって、適切な頻度でバウンダリの適正な検査・試験を行うことができるよう、設計、製作及び配置しなければならない。構造材の照射、応力腐食割れ、熱脆化及び経年劣化などの要因による冶金学的影響を調べるために、特に高照射領域に位置する原子炉冷却材圧力バウンダリや、他の重要な機器に対して材料監視プログラムを実施するための手段を備えなければならない。	<b>指針 21. 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい検出</b> 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。  <b>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</b> 原子炉冷却材圧力バウンダリは、その健全性を確認するために、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。	<b>方針 VIII-3. 原子炉冷却材バウンダリの漏洩対策</b> 原子炉冷却材バウンダリから原子炉冷却材の漏洩があった場合、その漏洩を速やかに検出できる設計であること。  <b>方針 VIII-4. 原子炉冷却材バウンダリの試験および検査</b> 原子炉冷却材バウンダリは、その健全性を確認するために、適切な方法により試験および検査ができる設計であること。	
6. 28. 原子炉冷却材圧力バウンダリ機器について、容認できない欠陥や安全上重要な劣化のないことを立証できるよう、その安全上の重要度に応じて、これらの機器を直接的又は間接的に検査又は試験が行えることを担保しなければならない。			
6. 29. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性に関する兆候（例えば、漏えい）を監視しなければならない。こうした測定の結果は、安全上いかなる検査が必要かを決定する際に考慮しなければならない。			
6. 30. 原子力発電所の安全解析により、二次冷却系における特定の故障が重大な結果を引き起こし得ることが示された場合、二次冷却系の関連部分について検査できることを担保しなければならない。			

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (20/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000 年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成 8 年度とりまとめ)	備考
<p><b>原子炉冷却材インベントリ</b></p> <p>6.31. 体積の変化や漏えいを考慮し、いかなる運転状態においても所定の設計限界を超えないことを担保するために、一次冷却材のインベントリと圧力を制御するための方策を設けなければならない。この機能を遂行する系統は、本要件を満足するに十分な容量（流量及び保有体積）を備えなければならない。これらの系統は、発電プロセスに必要な機器で構成しても良く、また、同機能を遂行するために特別に備えても良い。</p>	<p><b>指針 23. 原子炉冷却材補給系</b></p> <p>原子炉冷却材補給系は、原子炉冷却材の小規模の漏えい等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。</p>	<p><b>方針 VIII-6. 原子炉冷却材の確保</b></p> <p>1. ガードベッセルは、原子炉容器等から原子炉冷却材の漏洩があった場合、原子炉停止系、安全保護系等の機能と相まって、炉心の冷却に必要な原子炉冷却材を確保でき、かつ、漏洩したナトリウムと空気等との化学反応を防止できる設計であること。</p> <p>2. 外管は 1 次主冷却系配管から原子炉冷却材の漏洩があった場合、原子炉停止系、安全保護系等の機能と相まって、炉心の冷却に必要な原子炉冷却材を確保でき、かつ、漏洩したナトリウムと空気等との化学反応を防止できる設計であること。</p> <p>3. ガードベッセル、外管は、その健全性を確認するために、適切な方法により試験または検査ができる設計であること。</p>	
<p><b>原子炉冷却材の浄化</b></p> <p>6.32. 放射化された腐食生成物や燃料から漏れ出た核分裂生成物などの放射性物質を冷却材から取り除くために適切な設備を設けなければならない。必要となる系統の機能は、循環系の放射能を可能な限り合理的に低いレベルで発電所の運転ができ、放射性物質の放出が「合理的に達成可能な限り低く」の原則を満たし規定値内に収まることを担保するため、保守的な裕度を持った許容漏えいに関する燃料設計限界に基づくものでなければならない。</p>			
<p><b>炉心からの残留熱除去</b></p> <p>6.33. 残留熱除去のための手段を設けなければならない。本安全機能は、燃料の設計限界と原子炉冷却材圧力バウンダリに対する設計基準限界を超えないような速さで、核分裂生成物の崩壊熱と他の残留熱を炉心から輸送するものとしなければならない。</p> <p>6.34. 6.33 項の要件を満たすために、相互に接続したり隔離する機能や、他の関連する設計上の特性（例えば、漏えい検知）については、単一故障や外部電源喪失を仮定した場合にも十分な信頼性を有し、また、適切な多重性、多様性及び独立性を備えなければならない。</p>	<p><b>指針 24. 残留熱を除去する系統</b></p> <p>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。</p> <p>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ように、多重性又は多様性及び独立性を適切に備え、かつ、試験可能性を備えた設計であること。</p> <p><b>指針 26. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統</b></p> <p>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。</p> <p>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ように、多重性又は多様性及び独立性を適切に備え、かつ、試験可能性を備えた設計であること。</p>	<p><b>方針 X-1. 残留熱を除去する系統の機能</b></p> <p>1. 残留熱を除去する系統は、通常運転時および運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の停止後、燃料の許容設計限界を超えることなく、かつ、原子炉冷却材バウンダリの健全性を十分な余裕を持って確保できるように、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱およびその他の残留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。</p> <p>2. 残留熱を除去する系統は、「事故」および「稀有事故」時に、原子炉の停止後、燃料の重大な損傷を防止でき、かつ、原子炉冷却材バウンダリの健全性を確保できるように、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱およびその他の残留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。</p> <p><b>方針 X-2. 残留熱を除去する系統の信頼性および試験可能性</b></p> <p>1. 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ように、多重性または多様性及び独立性を適切に備えた設計であること。</p> <p>2. 残留熱を除去する系統は、定期的に試験および検査ができるとともに、その健全性を確認するため、独立に各系の試験および検査ができる設計であること。</p> <p><b>方針 X-3. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統</b></p> <p>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、系統および機器において発生また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。</p> <p>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ように、</p>	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (21/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成 8 年度とりまとめ)	備考
		多重性または多様性および独立性を備え、かつ、適切な方法により試験または検査ができる設計であること。	
<b>非常用炉心冷却</b>			
6.35. 冷却材喪失事故時において、燃料の損傷を最小限に抑えるとともに、燃料からの核分裂生成物の放出を制限するために、炉心冷却機能を備えなければならない。この冷却設備では、以下の事項を担保しなければならない。  (1) 被覆管あるいは燃料の健全性に対する制限パラメータ (例えば、温度) が、(適用可能な原子炉の設計に対して) 設計基準事故に対する許容値を超えない。  (2) 起こり得る化学反応が、許容レベルに制限される。  (3) 燃料の変更及び内部構築物の改造により、非常用炉心冷却設備の有効性が著しく低下することはない。  (4) 十分な時間にわたり炉心の冷却が確保される。	<b>指針 25. 非常用炉心冷却系</b> 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ように、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること。  3. 非常用炉心冷却系は、定期的に試験及び検査ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること。	<b>方針 VIII-6. 原子炉冷却材の確保</b> 1. ガードベッセルは、原子炉容器等から原子炉冷却材の漏洩があった場合、原子炉停止系、安全保護系等の機能と相まって、炉心の冷却に必要な原子炉冷却材を確保でき、かつ、漏洩したナトリウムと空気等との化学反応を防止できる設計であること。  2. 外管は 1 次主冷却系配管から原子炉冷却材の漏洩があった場合、原子炉停止系、安全保護系等の機能と相まって、炉心の冷却に必要な原子炉冷却材を確保でき、かつ、漏洩したナトリウムと空気等との化学反応を防止できる設計であること。  3. ガードベッセル、外管は、その健全性を確認するために、適切な方法により試験または検査ができる設計であること。	
6.36. 設計上の特徴 (例えば、漏えい検知、適切な相互接続や隔離機能) 及び機器の適切な多重性と多様性については、単一故障を仮定した場合にも、これらの要件を満たすために、各々の想定起因事象に対して十分な信頼性を持たせなければならない。			
6.37. シビアアクシデント後に炉心からの除熱を行うための機能を拡張することに対して十分に考慮しなければならない。		<b>方針 XIII-1. 「付加的限界事象」に対する設計上の考慮</b> 「付加的限界事象」時の影響を緩和するために原子炉施設は、適切な頑健性 (裕度) を有した設計であること。	
<b>非常用炉心冷却系の検査及び試験</b>			
6.38. 非常用炉心冷却系は、以下の事項を確認するために、重要な機器に関する定期検査や定期試験を行えるよう設計しなければならない。  (1) 各種機器についての構造健全性及び気密性  (2) 通常運転時における動的機器の作動性と性能 (実施可能な限り)  (3) 設計基準において規定された状態下での系統全体としての作動性 (実行可能な程度まで)	<b>指針 25. 非常用炉心冷却系</b> 3. 非常用炉心冷却系は、定期的に試験及び検査ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること。	<b>方針 VIII-6. 原子炉冷却材の確保</b> 3. ガードベッセル、外管は、その健全性を確認するために、適切な方法により試験または検査ができる設計であること。	
<b>最終的な熱の逃がし場への熱の輸送</b>			
6.39. 安全上重要な構築物、系統及び機器から残留熱を最終的な熱の逃がし場に輸送するための系統を設けなければならない。この機能は、運転状態及び設計基準事故時において、極めて高いレベルの信頼性で遂行されなければならない。熱を伝えたり、動力を供給したり、あるいは、熱輸送系に流体を供給することで、熱の輸送に寄与する全ての系統は、全体としての熱輸送機能に対する寄与の重要度にしたがって設計しなければならない。  6.40. 系統の信頼性は、実績のある機器、多重性、多様性、物理的分離、相互接続及び隔離の利用など、適切な方法を用いて達成しなければならない。	<b>指針 26. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統</b> 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ように、多重性又は多様性及び独立性を適切に備え、かつ、試験可能性を備えた設計であること。	<b>方針 X-3. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統</b> 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、系統および機器において発生また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ように、多重性または多様性および独立性を備え、かつ、適切な方法により試験または検査ができる設計であること。	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (22/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は INES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成13年3月29日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成8年度とりまとめ)	備考
6.41. 最終的な熱の逃がし場及び熱輸送のために供給される流体の貯蔵システムに関する系統設計や多様性の採用においては、自然現象や人為的事象を考慮しなければならない。	<p><b>指針 2. 自然現象に対する設計上の考慮</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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した場合は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。</li> <li>安全機能を有する構築物、系統及び機器は、地震以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計であること。重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件、又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であること。</li> </ol> <p><b>指針 3. 外部人為事象に対する設計上の考慮</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>安全機能を有する構築物、系統及び機器は、想定される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。</li> <li>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。</li> </ol>	記載なし (軽水炉と同一のため)	
6.42. シビアアクシデント時に、放射性物質の閉じ込め安全機能に対して重要な構築物、系統及び機器の温度を許容範囲内に確実に維持できるよう、炉心から最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための機能を拡張することに對して十分に考慮しなければならない。		<b>方針 XIII-1. 「付加的限界事象」に対する設計上の考慮</b> 「付加的限界事象」時の影響を緩和するために原子炉施設は、適切な頑健性（裕度）を有した設計であること。	
<b>格納容器系</b>			
<b>格納容器系の設計</b>			
6.43. 設計基準事故時に環境への放射性物質の放出量を規定限度未満に維持するために格納容器系を設けなければならない。設計要件に応じて、この系統には、気密な構築物、圧力及び温度を制御するための関連設備、及び格納容器内雰囲気中に放出される核分裂生成物や水素、酸素、その他の物質の隔離・管理・除去機能が含まれる。	<p><b>指針 28. 原子炉格納容器の機能</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器は、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率を超えることがない設計であること。</li> <li>原子炉格納容器は、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。</li> <li>原子炉格納容器は、電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計であること。</li> </ol> <p><b>指針 30. 原子炉格納容器の隔離機能</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器壁を貫通する配管系は、原則として、原子炉格納容器隔離弁を設けた設計であること。</li> <li>主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、事故時に隔離機能の確保が必要となる事態に際して、原則として、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。</li> </ol> <p><b>指針 32. 原子炉格納容器熱除去系</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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ように、多重性又は多</li> </ol>	<p><b>方針 XI-1. 原子炉格納容器の機能</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器は、「事故」および「稀有事故」時に、その事象に起因する荷重（圧力、温度）および想定される地震荷重に耐え、かつ、適切に作動する隔離機能と相まって所定の漏洩率を超えることがない設計であること。</li> <li>原子炉格納容器は、定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏洩率測定ができる設計であること。</li> <li>原子炉格納容器は、電線、配管等の貫通部および出入口の重要な部分の漏洩試験ができる設計であること。</li> </ol> <p><b>方針 XI-3. 原子炉格納容器の隔離機能</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器壁を貫通する配管は、原則として、原子炉格納容器隔離弁を設けた設計であること。</li> <li>主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、「事故」、「稀有事故」および「付加的限界事象」時に、隔離機能の確保が必要となる事態に際して、原則として、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。</li> </ol> <p><b>方針 XI-5. 非常用ガス処理系</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>非常用ガス処理系は、「事故」、「稀有事故」および「付加的限界事象」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。</li> <li>非常用ガス処理系は、「事故」および「稀有事故」時に、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ように、多重性または多様性および独</li> </ol>	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (23/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成 8 年度とりまとめ)	備考
	<p>様性及び独立性を備え、かつ、試験可能性を備えた設計であること。</p> <p><b>指針 33. 格納施設雰囲気制御系を制御する系統</b></p> <p>1. 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。</p> <p>2. 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。</p> <p>3. 格納施設雰囲気制御系を制御する系統は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できるように、多重性又は多様性及び独立性を備え、かつ、試験可能性を備えた設計であること。</p>	<p>立性を備え、かつ、適切な方法により試験または検査ができる設計であること。</p> <p><b>指針 41. 原子炉格納容器の機能</b></p> <p>1. 原子炉格納容器は、「事故」及び「稀有事故」時に、その事象に起因する荷重（圧力、温度）及び想定される地震荷重に耐え、かつ、適切に作動する隔離機能と相まって所定の漏えい率を超えることがない設計であること。</p> <p>2. 原子炉格納容器は、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。</p> <p>3. 原子炉格納容器は、電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計であること。</p>	
<p>6.44. 格納容器系の設計では、同定された設計基準事故を全て考慮しなければならない。更に、放射性物質の環境放出を制限するために、選択されたシビアアクシデントによる影響を緩和するための設備を備えることを考慮しなければならない。</p>		<p><b>方針 XI11-2. 「付加的限界事象」における原子炉格納容器の機能</b></p> <p>原子炉格納容器は、原子炉格納容器限界設計用の想定事象に対し、その安全機能を喪失しない設計であること。</p>	
<p><b>格納容器構築物の強度</b></p> <p>6.45. 人員出入用開口部、貫通部及び隔離弁を含む格納容器構築物の強度は、起こりうる内部の過圧や負圧、温度、飛来物の衝突などによる動的効果、設計基準事故の結果として発生が予想される反力に基づき、十分な安全裕度をもって計算しなければならない。例えば、化学反応や放射性分解反応など他の潜在的なエネルギー源の影響も考慮しなければならない。格納容器構築物の強度計算においては、自然現象や人為的事象を考慮しなければならない。また、格納容器及び関連設備の状態を監視するための設備を設けなければならない。</p>	<p><b>指針 2. 自然現象に対する設計上の考慮</b></p> <p>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。</p> <p>2. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、地震以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計であること。重要度の特に関心が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条件、又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であること。</p> <p><b>指針 3. 外部人為事象に対する設計上の考慮</b></p> <p>1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、想定される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。</p> <p>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。</p> <p><b>指針 4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮</b></p> <p>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。</p> <p><b>指針 28. 原子炉格納容器の機能</b></p> <p>1. 原子炉格納容器は、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率を超えることがない設計であること。</p>	<p><b>方針 XI-1. 原子炉格納容器の機能</b></p> <p>1. 原子炉格納容器は、「事故」および「稀有事故」時に、その事象に起因する荷重（圧力、温度）および想定される地震荷重に耐え、かつ、適切に作動する隔離機能と相まって所定の漏洩率を超えることがない設計であること。</p> <p>2. 原子炉格納容器は、定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏洩率測定ができる設計であること。</p> <p>3. 原子炉格納容器は、電線、配管等の貫通部および出入口の重要な部分の漏洩試験ができる設計であること。</p> <p><b>方針 XI-2. 原子炉格納容器バウンダリの破損防止</b></p> <p>原子炉格納容器バウンダリは、通常運転時、保守時、試験時、異常状態および付加的限界事象において、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。</p>	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (24/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳はJNESによる <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成13年3月29日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成8年度とりまとめ)	備考
	2. 原子炉格納容器は、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。  3. 原子炉格納容器は、電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計であること。  <b>指針 29. 原子炉格納容器バウンダリの破壊防止</b> 原子炉格納容器バウンダリは、通常運転時、保守時、試験時及び異常状態において、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。		
6.46. シビアアクシデント時に格納容器の健全性を維持するための設備を考慮しなければならない。特に、可燃性ガスの燃焼による影響を考慮しなければならない。		<b>方針 XIII-2. 「付加的限界事象」における原子炉格納容器の機能</b> 原子炉格納容器は、原子炉格納容器境界設計用の想定事象に対し、その安全機能を喪失しない設計であること。	
<b>格納容器耐圧試験機能</b> 6.47. 格納容器構築物は、発電所の運転開始前と寿命期間全般にわたって構造健全性を実証するために、所定の圧力で耐圧試験を行えるよう設計・建設しなければならない。	<b>指針 28. 原子炉格納容器の機能</b> 2. 原子炉格納容器は、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。	<b>方針 XI-1. 原子炉格納容器の機能</b> 2. 原子炉格納容器は、定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏洩率測定ができる設計であること。	
<b>格納容器漏えい</b> 6.48. 格納容器系は、設計基準事故時において規定された最大漏えい率を超えないよう設計しなければならない。設計基準事故時に一次格納容器から漏えいする物質を捕集し、管理放出したり、又は保持するために、耐圧性の一次格納容器を二次格納施設で部分的あるいは全体的に取り囲んでも良い。	<b>指針 28. 原子炉格納容器の機能</b> 1. 原子炉格納容器は、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率を超えることがない設計であること。	<b>方針 XI-1. 原子炉格納容器の機能</b> 1. 原子炉格納容器は、「事故」および「稀有事故」時に、その事象に起因する荷重(圧力、温度)および想定される地震荷重に耐え、かつ、適切に作動する隔離機能と相まって所定の漏洩率を超えることがない設計であること。	
6.49. 格納容器系の気密性に影響を及ぼす格納容器構築物、設備及び機器は、全ての貫通部を設置した後に設計圧力で漏えい率試験を行えるよう設計・建設しなければならない。原子炉の供用期間全般にわたり、格納容器設計圧力で、あるいは、設計圧力での漏えい率を推定できる低減した圧力で、定期的に格納容器系の漏えい率を測定できるようにしなければならない。	2. 原子炉格納容器は、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。  3. 原子炉格納容器は、電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計であること。  <b>指針 29. 原子炉格納容器バウンダリの破壊防止</b> 原子炉格納容器バウンダリは、通常運転時、保守時、試験時及び異常状態において、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。	2. 原子炉格納容器は、定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏洩率測定ができる設計であること。  3. 原子炉格納容器は、電線、配管等の貫通部および出入口の重要な部分の漏洩試験ができる設計であること。  <b>方針 XI-2. 原子炉格納容器バウンダリの破壊防止</b> 原子炉格納容器バウンダリは、通常運転時、保守時、試験時、異常状態および付加的限界事象において、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。	
6.50. シビアアクシデント時に格納容器からの放射性物質の漏えいを制御する機能を十分に考慮しなければならない。		<b>方針 XIII-2. 「付加的限界事象」における原子炉格納容器の機能</b> 原子炉格納容器は、原子炉格納容器境界設計用の想定事象に対し、その安全機能を喪失しない設計であること。	
<b>格納容器貫通部</b> 6.51. 格納容器貫通部は、実行可能な限り最小数に抑えなければならない。  6.52. 格納容器貫通部は全て、格納容器構築物自体と同じ設計要件を満足しなければならない。また、貫通部は、配管が動くことによる反力、あるいは、飛来物、流体ジェット力、配管ホイップなどによる事故時荷重に対して防護されなければならない。  6.53. 弾力性のあるシール材(エラストマシールや電線貫通部)や伸縮ペローが貫通部に用	<b>指針 28. 原子炉格納容器の機能</b> 1. 原子炉格納容器は、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率を超えることがない設計であること。  2. 原子炉格納容器は、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。	<b>方針 XI-1. 原子炉格納容器の機能</b> 1. 原子炉格納容器は、「事故」および「稀有事故」時に、その事象に起因する荷重(圧力、温度)および想定される地震荷重に耐え、かつ、適切に作動する隔離機能と相まって所定の漏洩率を超えることがない設計であること。  2. 原子炉格納容器は、定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏洩率測定ができる設計であること。	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (25/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (記は INES による <sup>44)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成 8 年度とりまとめ)	備考
いられている場合、発電所の寿命期間全般にわたってその健全性が維持されることを実証するために、全体としての格納容器漏えい率測定とは独立して、格納容器の設計圧力で、当該貫通部の漏えい試験が行えるよう設計しなければならない。	3. 原子炉格納容器は、電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計であること。  <b>指針 29. 原子炉格納容器バウンダリの破壊防止</b> 原子炉格納容器バウンダリは、通常運転時、保守時、試験時及び異常状態において、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。	3. 原子炉格納容器は、電線、配管等の貫通部および出入口の重要な部分の漏洩試験ができる設計であること。  <b>方針 XI-2. 原子炉格納容器バウンダリの破壊防止</b> 原子炉格納容器バウンダリは、通常運転時、保守時、試験時、異常状態および付加的限界事象において、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。	
6.54. シビアアクシデント時に貫通部が機能を維持できることを十分に考慮しなければならない。		<b>方針 XII-2. 「付加的限界事象」における原子炉格納容器の機能</b> 原子炉格納容器は、原子炉格納容器限界設計用の想定事象に対し、その安全機能を喪失しない設計であること。	
<b>格納容器隔離</b>			
6.55. 設計基準事故時に、制限値を超えるような環境への放射性物質の放出を防ぐため、格納容器の気密性が重要となる。したがって、原子炉冷却材圧力バウンダリとして格納容器を貫通する配管あるいは格納容器雰囲気と直接つながる配管は、設計基準事故時において、自動的かつ確実な閉止能力を有しなければならない。これらの配管には、少なくとも 2 個の格納容器隔離弁を直列に設けなければならない(通常、格納容器の内側と外側に 1 個ずつ設置するが、設計によっては他の設置方法でも許容できる)。また、各隔離弁は、確実かつ独立に作動できるようにしなければならない。隔離弁は、可能な限り格納容器に近い位置に設置しなければならない。格納容器隔離は、単一故障を仮定した場合にも達成できなければならない。この要件を適用することにより、格納容器を貫通する安全系の信頼性が低下する場合、他の隔離方法を採用しても良い。	<b>指針 30. 原子炉格納容器の隔離機能</b> 1. 原子炉格納容器壁を貫通する配管系は、原則として、原子炉格納容器隔離弁を設けた設計であること。  2. 主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、事故時に隔離機能の確保が必要となる事態に際して、原則として、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。  <b>指針 31. 原子炉格納容器隔離弁</b> 1. 原子炉格納容器隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に接近して設けた設計であること。  2. 原子炉格納容器隔離弁の設置は、次の設計であること。	<b>方針 XI-3. 原子炉格納容器の隔離機能</b> 1. 原子炉格納容器壁を貫通する配管系は、原則として、原子炉格納容器隔離弁を設けた設計であること。  2. 主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、「事故」、「稀有事故」および「付加的限界事象」時に、隔離機能の確保が必要となる事態に際して、原則として、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。  <b>方針 XI-4. 原子炉格納容器隔離弁</b> 1. 原子炉格納容器隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に接近して設けた設計であること。  2. 原子炉格納容器隔離弁の設置は、次の設計であること。	
6.56. 一次格納容器を貫通する原子炉冷却材圧力バウンダリの一部でもなく格納容器雰囲気と直接つながらない配管には、少なくとも 1 個の適切な格納容器隔離弁を取り付けなければならない。当該弁は格納容器外側で可能な限り格納容器に近い位置に設置しなければならない。	(1) 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、原則として原子炉格納容器の内側に 1 個及び外側に 1 個とすること。  (2) 前号 1 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、原則として原子炉格納容器の外側に 1 個とすること。  (3) 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。  (4) 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。	(1) 原子炉格納容器の内側において開口しているかまた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、原則として原子炉格納容器の内側に 1 個および外側に 1 個とすること。  (2) 前号 (1) の配管系以外の配管系のうち、原子炉格納容器の内側または外側において閉じている配管系については、原則として原子炉格納容器の外側に 1 個とすること。  (3) 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。  (4) 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、漏洩試験ができること。	
6.57. シビアアクシデント時に隔離装置がその機能を維持する能力を適切に考慮しなければならない。		<b>方針 XII-2. 「付加的限界事象」における原子炉格納容器の機能</b> 原子炉格納容器は、原子炉格納容器限界設計用の想定事象に対し、その安全機能を喪失しない設計であること。	
<b>格納容器エアロック</b>			
6.58. 格納容器への人の出入りは、複数のドアを備えたエアロックを通して行えるものとしなければならない。これらのドアには、インターロックを設け、原子炉運転中や設計基準事故時には少なくとも 1 枚のドアが確実に閉じていることとする。低出力運転中にサーベイルランスを行うことを目的として格納容器に入るための設備が設けられている場合、こう	<b>指針 28. 原子炉格納容器の機能</b> 1. 原子炉格納容器は、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率を超えることがない設計	<b>方針 XI-1. 原子炉格納容器の機能</b> 1. 原子炉格納容器は、「事故」および「稀有事故」時に、その事象に起因する荷重(圧力、温度)および想定される地震荷重に耐え、かつ、適切に作動する隔離機能と相まって所定の漏洩率を超えることがない設計であること	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (26/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は INES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成 8 年度とりまとめ)	備考
<p>した運転における人の安全を確保するための手段を設計において規定しなければならない。これらの要件は、機器搬入用のエアロックにも適用しなければならない。</p>	<p>であること。</p> <p>2. 原子炉格納容器は、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。</p> <p>3. 原子炉格納容器は、電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計であること。</p>	<p>と。</p> <p>2. 原子炉格納容器は、定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏洩率測定ができる設計であること。</p> <p>3. 原子炉格納容器は、電線、配管等の貫通部および出入口の重要な部分の漏洩試験ができる設計であること。</p>	
<p>6.59. シビアアクシデント時に格納容器エアロックがその機能を維持する能力を適切に考慮しなければならない。</p>		<p><b>方針 XIII-2. 「付加的限界事象」における原子炉格納容器の機能</b> 原子炉格納容器は、原子炉格納容器境界設計用の想定事象に対し、その安全機能を喪失しない設計であること。</p>	
<b>格納容器内部構築物</b>			
<p>6.60. 設計では、格納容器内の区画間に十分な流路を設けなければならない。区画間開口部の断面積は、設計基準事故時の均圧中に生じている圧力差により耐圧構築物や設計基準事故による影響を制限するために重要な系統の損傷を引き起こさないことを保証できる大きさにしなければならない。</p>			
<p>6.61. 内部構築物がシビアアクシデントの影響に耐え得ることを適切に考慮しなければならない。</p>		<p><b>方針 XIII-2. 「付加的限界事象」における原子炉格納容器の機能</b> 原子炉格納容器は、原子炉格納容器境界設計用の想定事象に対し、その安全機能を喪失しない設計であること。</p>	
<b>格納容器からの熱除去</b>			
<p>6.62. 原子炉格納容器からの熱除去機能を確保しなければならない。設計基準事故時の高エネルギー流体放出後に、格納容器内の圧力・温度を下げ、容認可能なレベルに維持する安全機能を実現しなければならない。格納容器からの熱除去機能を遂行する系統には、単一故障を仮定した場合に当該機能を確実に果たせるよう、十分な信頼性と多重性を持たせなければならない。</p>	<p><b>指針 32. 原子炉格納容器熱除去系</b> 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。</p> <p>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ように、多重性又は多様性及び独立性を備え、かつ、試験可能性を備えた設計であること。</p>		
<p>6.63. シビアアクシデント時における原子炉格納容器からの熱除去機能を適切に考慮しなければならない。</p>		<p><b>方針 XIII-2. 「付加的限界事象」における原子炉格納容器の機能</b> 原子炉格納容器は、原子炉格納容器境界設計用の想定事象に対し、その安全機能を喪失しない設計であること。</p>	
<b>格納容器雰囲気制御と浄化</b>			
<p>6.64. 以下の事項を行うために、必要に応じて、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物、水素、酸素及び他の物質を制御する系統を設けなければならない。</p> <p>(1) 設計基準事故時に環境に放出される核分裂生成物の量を低減する。</p> <p>(2) 設計基準事故時において、格納容器の健全性を脅かすような爆燃または爆轟の発生を防止するために、格納容器雰囲気中の水素、酸素及び他の物質の濃度を制御する。</p>	<p><b>指針 33. 格納施設雰囲気制御する系統</b> 1. 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。</p> <p>2. 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。</p> <p>3. 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ように、多重性又は多様性及び独立性を備え、かつ、試験可</p>	<p><b>方針 XI-5. 非常用ガス処理系</b> 1. 非常用ガス処理系は、「事故」、「稀有事故」および「付加的限界事象」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。</p> <p>2. 非常用ガス処理系は、「事故」および「稀有事故」時に、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ように、多重性または多様性及び独立性を備え、かつ、適切な方法により試験または検査ができる設計であること。</p>	
<p>6.65. 格納容器雰囲気浄化するための系統は、単一故障を仮定した場合に、安全系グループが必要な安全機能を確実に遂行できるように、その構成機器と設備において適切な多重</p>			

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (27/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は INES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成 8 年度とりまとめ)	備考
性を持たせなければならない。	性能を備えた設計であること。		
6.66. シビアアクシデント時に生成・放出される核分裂生成物、水素及び他の物質の制御を適切に考慮しなければならない。		方針 XIII-2. 「付加的限界事象」における原子炉格納容器の機能 原子炉格納容器は、原子炉格納容器限界設計用の想定事象に対し、その安全機能を喪失しない設計であること。	
<b>カバーとコーティング</b>			
6.67. カバーやコーティングが劣化した場合に、格納容器内の機器・構築物とその機能を確実に果たし、他の安全機能との相互干渉を最小限に抑えるため、機器・構築物のカバー・コーティングは、注意深く選定するとともに、その適用方法についても規定しなければならない。			省令 62 号
<b>計測制御</b>			
<b>安全上重要な計測制御系に対する全般的な要件</b>			
6.68. 発電所の状態に関する適切な情報を確実に得るため、通常運転時、予期される運転時の事象時、設計基準事故時及びシビアアクシデント時の各範囲に渡って、発電所の変数(運転パラメータ)やシステムを監視する計装設備を設けなければならない。核分裂過程、炉心の健全性、原子炉冷却系及び格納容器に影響を及ぼす全ての主要な変数を測定するために、また、確実かつ安全な運転に必要な発電所情報を得るために計装設備を設けなければならない。冷却水のサブクール余裕など安全上重要なパラメータを自動的に記録するための装置を設けなければならない。計装設備は、発電所の種々の状態に対する環境条件に適合し、また、発電所のパラメータを測定したり緊急時対応のために事象を分類するのに十分適切なものでなくてはならない。	指針 47. 計測制御系 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十分考慮した設計であること。  (1) 炉心、原子炉冷却材圧カバウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれらに関連するシステムの健全性を確保するために必要なパラメータは、適切な予想範囲に維持制御されること。  (2) 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予想変動範囲内での監視が可能であること。  2. 計測制御系は、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを適切な方法で十分な範囲にわたり監視し得るとともに、必要なものについては、記録が可能な設計であること。  特に原子炉の停止状態及び炉心の冷却状態は、2 種類以上のパラメータにより監視又は推定できる設計であること。	記載なし (軽水炉と同一のため)	
6.69. 設計基準事故の推移や重要な設備の状態を監視し、安全上必要である限り、設計で意図された場所から漏れ出る放射性物質の量とその場所を予測するために、確実に必要情報が得られるよう、計装設備と記録装置を設けなければならない。計装設備と記録装置は、シビアアクシデント時に発電所の状態を把握しアクシデントマネジメントに関する意志決定を行うために、現実的に可能な限りの情報を提供するのに十分なものでなくてはならない。			
6.70. 6.68 項において言及した変数を所定の運転範囲内に維持するために、適切かつ信頼性のある制御設備を設けなければならない。			
<b>制御室</b>			
6.71. 全ての運転状態において発電所を安全に運転できるとともに、発電所を安全な状態に維持したり、予想される異常事象、設計基準事故及びシビアアクシデントの発生後に安全な状態に戻すための対応が取れるよう、制御室を設置しなければならない。事故に起因する過度の放射線レベルや、運転員による必要な対応を阻害するような放射性物質、爆発性ガス、有毒ガスの放出などの危険から制御室の職員を守るために、適切な対策を講じるとともに適切な情報を提供しなければならない。	指針 3. 外部人為事象に対する設計上の考慮 2. 原子炉施設は、安全機能を有する構築物、システム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。  指針 41. 制御室 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とともに、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。	記載なし (軽水炉と同一のため)	
6.72. 制御室内外を問わず、制御室での継続した運転操作に直接的な脅威となるような事象を同定することに特別な注意を払わなければならない。また、こうした事象による影響を最小限に抑えるために、設計において、合理的に実施可能な方策を講じなければならない。	指針 43. 制御室の居住性に関する設計上の考慮 制御室は、火災に対する防護設計がなされ、さらに、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		

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (28/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水炉型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成13年3月29日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成8年度とりまとめ)	備考
<p>6.73. 計測設備の配置及び情報表示方法により、運転員に対して、発電所の状態と性能に関する適切な全体像を提供しなければならない。制御室設計においては、人間工学的な要素を取り入れなければならない。</p> <p>6.74. 通常状態から逸脱し安全に影響を及ぼし得る運転状態やプロセスを視覚的に、また妥当であれば聴覚的に、効果的な方法で表示するための装置を設置しなければならない。</p>	<p>ス及び気体状放射性物質に対し、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。</p>		
<p><b>補助制御室</b></p> <p>6.75. 制御室における安全機能が遂行できなくなった場合に原子炉を停止状態に移行・維持し、崩壊熱を除去し、更に、発電所の重要なパラメータをモニターできるように、制御室から物理的、電気的に独立した場所、かつ、できれば一箇所(補助制御室)で十分な計測制御設備が利用できなければならない。</p>	<p><b>指針 42. 制御室外からの原子炉停止機能</b> 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。</p> <p>(1) 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。</p> <p>(2) 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。</p>	<p>記載なし (軽水炉と同一のため)</p>	
<p><b>安全上重要なシステムにおける計算機ベースシステムの使用</b></p> <p>6.76. 安全上重要なシステムが計算機ベースシステムの信頼性に依存するような設計では、システムの存続期間、特に、ソフトウェアの開発サイクルを通して、計算機ハードウェアとソフトウェアの開発と試験に対する適切な基準及び手法を策定し実施しなければならない。開発全体を、適切な品質保証計画の対象としなければならない。</p> <p>6.77. 必要な信頼性レベルは、システムの安全上の重要性に見合うものでなければならない。信頼性に関する必要なレベルは、プロセス開発の各段階における様々な補足手段(効果的な解析・試験体制を含む)を用いた包括的な方策と、システムに対する設計要件が満足されていることを確認するための妥当性確認方策によって達成されなければならない。</p> <p>6.78. 計算機ベースシステムに対する安全解析で仮定する信頼性レベルには、技術に固有の複雑さと、それによる解析の難しさを補うために、所定の保守性を持たせなければならない。</p>	<p><b>指針 9. 信頼性に関する設計上の考慮</b></p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>3. 前項の系統は、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。</p> <p>関連指針 指針 10. 試験可能性に関する設計上の考慮 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</p>	<p><b>方針 III-2. 信頼性に関する設計上の考慮</b></p> <p>1. 安全機能を有する構築物、系統および機器は、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。</p> <p>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、多重性または多様性及び独立性を備えた設計であること。</p> <p>3. 前項の系統は、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。</p> <p>関連指針 方針 III-3. 試験可能性に関する設計上の考慮 方針 VI-1. 安全保護系の多重性 方針 VI-2. 安全保護系の独立性 方針 VI-6. 安全保護系の過渡時の機能 方針 VI-7. 安全保護系の「事故」および「稀有事故」時の機能 方針 VI-3. 安全保護系の故障時の機能 方針 VI-4. 安全保護系と計測制御系の分離 方針 VI-5. 安全保護系の試験可能性</p>	
<p><b>自動制御</b></p> <p>6.79. 予期される運転時の事象及び設計基準事故の発生から所定の時間内に運転員による対応操作が必要とならないよう、種々の安全系の作動を自動化しなければならない。また、運転員が自動作動による効果を監視するために適切な情報を利用できるようにしなければならない。</p>	<p><b>指針 36. 安全保護系の過渡時の機能</b> 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。</p> <p><b>指針 37. 安全保護系の事故時の機能</b> 安全保護系は、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の作動を自動的に開始させる設計であること。</p>	<p><b>方針 VI-6. 安全保護系の過渡時の機能</b> 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。</p> <p><b>方針 VI-7. 安全保護系の「事故」および「稀有事故」時の機能</b> 安全保護系は、「事故」および「稀有事故」時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系および必要な系統、設備の作動を自動的に開始させる設計であること。</p>	
<p><b>保護系の機能</b></p> <p>6.80. 保護系は以下の機能を果たすよう設計しなければならない。</p>	<p><b>指針 36. 安全保護系の過渡時の機能</b> 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</p>	<p><b>方針 VI-6. 安全保護系の過渡時の機能</b> 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</p>	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (29/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳はJNESによる <sup>44)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成13年3月29日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成8年度とりまとめ)	備考
<p>(1) 予期される運転時の事象の結果として所定の設計限界を超えないよう、必要に応じて、原子炉停止系などの系統を自動的に起動する。</p> <p>(2) 設計基準事故を検知し、こうした事故による影響を設計基準内に抑えるため必要な系統を起動する。</p> <p>(3) 制御系による不安全な動作を無効にすることができる。</p>	<p>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。</p> <p><b>指針 37. 安全保護系の事故時の機能</b> 安全保護系は、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の作動を自動的に開始させる設計であること。</p> <p><b>指針 39. 安全保護系と計測制御系との分離</b> 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。</p>	<p>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。</p> <p><b>方針 VI-7. 安全保護系の「事故」および「稀有事故」時の機能</b> 安全保護系は、「事故」および「稀有事故」時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系および必要な系統、設備の作動を自動的に開始させる設計であること。</p> <p><b>方針 VI-4. 安全保護系と計測制御系の分離</b> 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。</p>	
<b>保護系の信頼性と試験可能性</b>			
<p>6.81. 保護系は、果たすべき安全機能に見合った高い機能上の信頼性を有し、定期的な試験が行えるよう設計しなければならない。保護系は、少なくとも以下の事項を確実にするために十分な多重性と独立性を備えなければならない。</p> <p>(1) 単一故障により保護機能が喪失することはないものとする。</p> <p>(2) 保護系の動作に対して容認できる信頼性が実証できる場合を除き、どの機器やチャンネルを供用外としても最小限必要な多重性の喪失に至らないものとする。</p>	<p><b>指針 34. 安全保護系の多重性</b> 安全保護系は、その系統を構成する機器若しくはチャンネルに単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、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。</p> <p><b>指針 35. 安全保護系の独立性</b> 安全保護系は、通常運転時、保守時、試験時及び異常状態において、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実用上可能な限り考慮した設計であること。</p>	<p><b>方針 VI-1. 安全保護系の多重性</b> 安全保護系は、その系を構成する機器もしくはチャンネルに単一故障が起きた場合、または使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、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。</p> <p><b>方針 VI-2. 安全保護系の独立性</b> 安全保護系は、通常運転時、保守時、試験時および異常状態において、その安全保護機能を喪失しないように、その系統を構成する機器およびチャンネルを相互に分離し、それぞれの間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計であること。</p>	
<p>6.82. 保護系は、通常運転、予期される運転時の事象及び設計基準事故による多重チャンネルへの影響で、当該系統の機能喪失に至ることのないよう設計しなければならない。あるいは、その機能喪失が他の論拠により容認できることを示さなければならない。保護機能の喪失を防止するために、現実的な範囲で、自己診断機能を含む試験可能性、フェイルセーフ動作、機能的多様性、及び、機器設計や作動原理における多様性などの設計技法を用いなければならない。</p>	<p><b>指針 38. 安全保護系の故障時の機能</b> 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。</p> <p><b>指針 37. 安全保護系の事故時の機能</b> 安全保護系は、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の作動を自動的に開始させる設計であること。</p>	<p><b>方針 VI-3. 安全保護系の故障時の機能</b> 安全保護系は、駆動源の喪失、系統の遮断およ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。</p> <p><b>方針 VI-7. 安全保護系の「事故」および「稀有事故」時の機能</b> 安全保護系は、「事故」および「稀有事故」時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系および必要な系統、設備の作動を自動的に開始させる設計であること。</p>	
<p>6.83. 他の手段によって適切な信頼性を保証できる場合を除き、保護系は、発生し得る多重性の故障や喪失を発見するために、チャンネルごとに独立して試験を行えることを含め、原子炉運転中に保護系の機能を定期的に試験できるように設計しなければならない。また、検出器から最終的な作動部分への入力信号に至るまで、全機能に関して運転中に試験を行えるように設計しなければならない。</p>	<p><b>指針 40. 安全保護系の試験可能性</b> 安全保護系は、原則として原子炉の運転中に、定期的に試験できるとともに、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。</p>	<p><b>方針 VI-5. 安全保護系の試験可能性</b> 安全保護系は、原則として原子炉の運転中に、定期的に試験できるとともに、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。</p>	
<p>6.84. 通常運転及び予期される運転時の事象時においては、運転員の対応操作により保護系の有効性が損なわれる可能性を最小限に抑えるものの、設計基準事故時には運転員の正しい対応操作を無効にすることのないよう設計しなければならない。</p>			
<b>保護系における計算機ベースシステムの使用</b>			
<p>6.85. 保護系に計算機ベースシステムを用いようとする場合、6.76~6.78項に以下の要件を付加しなければならない。</p> <p>(1) ハードウェア及びソフトウェアに対して最高品質と最善の手法を使用しなければならない。</p> <p>(2) 設計変更に関する管理、試験及び試運転を含む開発プロセス全体を系統的に文書化し評価できるようにしなければならない。</p> <p>(3) 計算機ベースシステムの信頼性が確かなも</p>	<p><b>指針 9. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 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。</p> <p>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。</p> <p>3. 前項の系統は、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</p>	<p><b>方針 III-2. 信頼性に関する設計上の考慮</b> 1. 安全機能を有する構築物、系統および機器は、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。</p> <p>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、多重性または多様性及び独立性を備えた設計であること。</p> <p>3. 前項の系統は、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</p>	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (30/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は INES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成13年3月29日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、平成8年度とりまとめ)	備考
<p>のであることを確認するために、設計者及び供給者から独立した専門家による当該システムの評価を行わなければならない。</p> <p>(4) 高いレベルの確信を持って当該システムの健全性を実証できない場合、保護機能の遂行を確実にするための手段を別途用意しなければならない。</p>	<p>成できる設計であること。</p>	<p>成できる設計であること。</p>	
<b>保護系と制御系の分離</b>			
<p>6.86. 相互接続を避けたり、あるいは、適切な機能的隔離を図ることによって、保護系と制御系との間の相互干渉を防止しなければならない。保護系と制御系で信号を共用する場合、(適切な切り離し(decoupling)など)を図ることによって適切な分離を確実に実施し、6.80~6.85項に示される全ての安全要件が満たされていることを示さなければならない。</p>	<p><b>指針 39. 安全保護系と計測制御系との分離</b> 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。</p>	<p><b>方針 VI-4. 安全保護系と計測制御系の分離</b> 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。</p>	
<b>緊急時制御センター</b>			
<p>6.87. 緊急時に発電所の管理を行うスタッフが集合する場所として、発電所の制御室から独立した所内緊急時制御センターを設置しなければならない。そこでは、発電所の重要なパラメータや所内及び周辺の放射線状況に関する情報が入手できるようにすべきである。同センターには、制御室、補助制御室、発電所内の他の重要な場所、所内・所外の緊急時対応機関と連絡するための手段を装備すべきである。シビアアクシデントによる危険事象から職員を長時間にわたって保護するために、適切な対策を講じなければならない。</p>	<p><b>指針 44. 原子力発電所緊急時対策所</b> 原子炉施設は、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。</p> <p>関連指針 <b>指針 45. 通信連絡設備に関する設計上の考慮</b></p>	<p>記載なし (軽水炉と同一のため)</p>	
<b>非常用電源供給系</b>			
<p>6.88. 想定起回事象が発生した後、安全上重要な様々な系統・機器は非常用電源を必要とする。外部電源の同時喪失を仮定した状態で、いかなる運転状態あるいは設計基準事故時においても、非常用電源供給系は確実に必要な電力を供給できるものでなければならない。電力の必要性は、想定起回事象の種類によって異なり、また、果たすべき安全機能の性質は、それぞれの機能に対する対応手段を選択する際に、例えば、基数、アベイラビリティ、継続時間、能力及び継続性といった点で、考慮される。</p> <p>6.89. 非常用電源を供給するための方法(例えば、水、蒸気/ガスタービン、ディーゼルエンジンあるいはバッテリー)を組み合わせることにより、電力供給を受ける安全系に関する全ての要件と整合した信頼性及び形態を確保し、また、単一故障を仮定しても、その機能を遂行しなければならない。非常用電源供給系の機能試験を行えるようにしなければならない。</p>	<p><b>指針 48. 電気系統</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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源を必要とする場合には、外部電源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る設計であること。</li> <li>外部電源系は、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。</li> <li>非常用所内電源系は、多重性又は多様性及び独立性を有し、その系統を構成する機器の単一故障を仮定し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。 <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 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。</li> <li>(2) 原子炉冷却材喪失等の事故時の炉心冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性及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。</li> </ul> </li> <li>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。</li> </ol> <p>関連指針 <b>指針 27. 電源喪失に対する設計上の考慮</b></p>	<p><b>方針 XII-1. 電気系統</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統および機器が、その機能を達成するために電源を必要とする場合には、外部電源また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る設計であること。</li> <li>外部電源系は、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。</li> <li>非常用所内電源系は、多重性または多様性及び独立性を有し、その系統を構成する機器の単一故障を仮定し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および機能を有する設計であること。 <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 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および原子炉冷却材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。</li> <li>(2) 事故および稀有事故時の炉心冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性ならびにその他の所要の系統および機器の安全機能を確保すること。</li> </ul> </li> <li>重要度の高い安全機能に関する電気系統は、系統の重要な部分を適切な方法により試験または検査できる設計であること。</li> </ol> <p>関連指針 <b>方針 X-4. 電源喪失に対する設計上の考慮</b></p>	
<b>廃棄物処理・管理系</b>			
<p>6.90. 放射性物質の排出量と排出濃度を規定制限値内に維持するために、放射性液体及び気体状排出物を処理するための適切な系統を備えなければならない。「合理的に達成可能な限り低く」の原則を適用しなければならない。</p>	<p><b>指針 52. 放射性気体廃棄物の処理施設</b> 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性気体廃棄物の処理施設は、適切なろ過、貯留、減衰、管理等により、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低</p>	<p>記載なし (軽水炉と同一のため)</p>	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (31/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は INES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成13年3月29日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成8年度とりまとめ)	備考
6.91. 放射性廃棄物の取扱い、所内での処分経路が利用可能となるまでの期間にわたり所内で安全に保管するための適切なシステムを備えなければならない。発電所からの固体廃棄物の輸送は、主務官庁の意志決定に従って行わなければならない。	減できる設計であること。  <b>指針 53. 放射性液体廃棄物の処理施設</b> 1. 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性液体廃棄物の処理施設は、適切な過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰、管理等により、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り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。  関連指針 <b>指針 54. 放射性固体廃棄物の処理施設</b> <b>指針 55. 固体廃棄物貯蔵施設</b>		
<b>放射性液体環境放出管理</b> 6.92. 「合理的に達成可能な限り低く」の原則に適合し、放出量や濃度が規定制限值以内に維持されることを担保するために、発電所には、放射性液体の環境放出を管理するための適切な手段を用意しなければならない。	<b>指針 53. 放射性液体廃棄物の処理施設</b> 1. 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性液体廃棄物の処理施設は、適切な過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰、管理等により、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り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。	記載なし (軽水炉と同一のため)	
<b>浮遊性放射性物質の管理</b> 6.93. 以下の機能を果たすために、適切なフィルター系を有した換気設備を設置しなければならない。  (1) 発電所内において、浮遊性放射性物質が容認できないほど拡散されるのを防ぐ。  (2) 浮遊性放射性物質の濃度を、特定区画へのアクセスの要件に適合するレベルまで下げる。  (3) 発電所内の浮遊性放射性物質のレベルを規定制限值（通常運転時、予期される運転時の事象時及び設計基準事故時に適用されている「合理的に達成可能な限り低く」の原則）未満に維持する。  (4) 放射性物質の放出を管理するための機能を損ねることなく、不活性ガスや有毒ガスを含む区画を換気する。	<b>指針 52. 放射性気体廃棄物の処理施設</b> 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性気体廃棄物の処理施設は、適切な過、貯留、減衰、管理等により、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。  関連指針 <b>指針 43. 制御室の居住性に関する設計上の考慮</b> <b>指針 57. 放射線業務従事者の放射線防護</b>	記載なし (軽水炉と同一のため)	
<b>気体状放射性物質の環境放出管理</b> 6.94. 浮遊性放射性物質の環境放出を管理するとともに、「合理的に達成可能な限り低く」の原則に適合し規定制限值以内であることを担保するために、適切なフィルター系を有した換気設備を設置しなければならない。  6.95. フィルター系は十分高い信頼性を有するものでなければならない。また、予想される環境条件下において必要な除去効率を達成できるよう設計しなければならない。フィルター系は、その効率を試験できるよう設計しなければならない。	<b>指針 52. 放射性気体廃棄物の処理施設</b> 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性気体廃棄物の処理施設は、適切な過、貯留、減衰、管理等により、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。  <b>指針 57. 放射線業務従事者の放射線防護</b> 1. 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。	記載なし (軽水炉と同一のため)  関連 <b>方針 XI-5. 非常用ガス処理系</b>	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (32/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成 8 年度とりまとめ)	備考
	2. 原子炉施設は、異常状態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。  関連指針 <b>指針 33. 格納施設雰囲気制御する系統</b>		
<b>燃料取扱・貯蔵系</b>			
<b>未照射燃料の取扱と貯蔵</b>			
6.96. 以下の機能を果たせるよう、未照射燃料に対する取扱・貯蔵系を設計しなければならない。  (1) 発電所が最適減速条件下にあっても、物理的な方法やプロセスにより（幾何学的に安全な配置を適用することが望ましい）、所定の裕度を持たせ臨界を防止する。  (2) 安全上重要な機器に関して、適切な保守、定期検査及び試験を行うことができる。  (3) 燃料の紛失や損傷の可能性を最小限に抑える。	<b>指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備</b> 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。  (1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができること。  (2) 貯蔵設備は、適切な格納系及び空気浄化系を有すること。  (3) 貯蔵設備は、適切な貯蔵能力を有すること。  (4) 取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。  2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。  (1) 放射線防護のための適切な遮へいを有すること。  (2) 貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ輸送できる系統及びその浄化系を有すること。  (3) 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。  (4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。  <b>指針 50. 燃料の臨界防止</b> 燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、幾何学的な安全配置又はその他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止できる設計であること。  <b>指針 51. 燃料取扱場所のモニタリング</b> 燃料取扱場所は、崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態及び過度の放射線レベルを検出できるとともに、これを適切に従事者に伝えるか、又はこれに対して自動的に対処できる設計であること。	記載なし (軽水炉と同一のため)	
<b>照射燃料の取扱と貯蔵</b>			
6.97. 以下の機能を果たせるよう、照射燃料に対する取扱・貯蔵系を設計しなければならない。  (1) 発電所が最適減速条件下にあっても、物理的な方法やプロセスにより（幾何学的に安全な系統構成を適用することが望ましい）、臨界を防止する。	<b>指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備</b> 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。  (1) 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。	記載なし (軽水炉と同一のため)	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (33/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は JNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成13年3月29日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成8年度とりまとめ)	備考
<p>(2) 運転状態及び設計基準事故時に適切な熱除去を行うことができる。</p> <p>(3) 照射燃料の検査を行うことができる。</p> <p>(4) 安全上重要な機器に関して、適切な定期検査・試験を行うことができる。</p> <p>(5) 移動中の使用済燃料の落下を防止する。</p> <p>(6) 燃料要素あるいは燃料集合体に容認できないほどの取扱時の応力がかかることを防止する。</p> <p>(7) 使用済燃料キャスク、クレーン、他の損傷を与え得る物体等の重量物が燃料集合体上に不用意に落下することを防止する。</p> <p>(8) 損傷した、あるいは、その疑いのある燃料要素や燃料集合体を安全に貯蔵する。</p> <p>(9) 適切な放射線防護方法を用意する。</p> <p>(10) 個々の燃料モジュールを適切に識別する。</p> <p>(11) 臨界安全のために用いる場合には、溶解性吸収材のレベルを制御する。</p> <p>(12) 燃料貯蔵・取扱施設の保守と廃止措置を容易にする。</p> <p>(13) 必要に応じて、燃料取扱・貯蔵区画や設備の除染を容易にする。</p> <p>(14) 燃料の紛失を防ぐために、適切な運転手順と計量管理手順を実施することを担保する。</p>	<p>(2) 貯蔵設備は、適切な格納系及び空気浄化系を有すること。</p> <p>(3) 貯蔵設備は、適切な貯蔵能力を有すること。</p> <p>(4) 取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。</p> <p>2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。</p> <p>(1) 放射線防護のための適切な遮へいを有すること。</p> <p>(2) 貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ輸送できる系統及びその浄化系を有すること。</p> <p>(3) 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。</p> <p>(4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。</p> <p><b>指針 50. 燃料の臨界防止</b> 燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、幾何学的な安全配置又はその他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止できる設計であること。</p> <p><b>指針 51. 燃料取扱場所のモニタリング</b> 燃料取扱場所は、崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態及び過度の放射線レベルを検出できるとともに、これを適切に従事者に伝えるか、又はこれに対して自動的に対処できる設計であること。</p>		
<p>6.98. 燃料貯蔵に対して水プール系を用いた原子炉では、以下の機能を備えた設計としなければならない。</p> <p>(1) 照射燃料の取扱・貯蔵が行われる水中の水質と放射能を制御するための手段</p> <p>(2) 燃料貯蔵プールの水位を監視・制御するとともに、漏えいを検知するための手段</p> <p>(3) 配管破断時にプール水が喪失するのを防ぐための手段（即ち、サイホンブレイク対策）</p>			
<p><b>放射線防護</b> <b>全般的な要件</b></p>			
<p>6.99. 放射線防護の目標は、避けられる放射線被ばくを防ぎ、避けられない被ばくを合理的に達成可能な限り低く保つことにある。この目標は、設計において、以下の方法により達成しなければならない。</p> <p>(1) 放射性物質を内包する構築物・系統及び機器の適切な配置と遮へい</p> <p>(2) 放射線区域での人間による作業の回数と時間を最小限に抑え、敷地にいる人の汚染可能性を低減できるように、発電所及び設備の設計に注意を払うこと</p> <p>(3) 放射性物質の処分、所内貯蔵及び所外への移動に対し、適切な形態及び状態で放射性物質を取り扱うための設備を備えること</p> <p>(4) 生成され、発電所内に拡散もしくは環境に放出される放射性物質の量と濃度を低減する</p>	<p><b>指針 57. 放射線業務従事者の放射線防護</b></p> <p>1. 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。</p> <p>2. 原子炉施設は、異常状態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。</p>	<p>記載なし (軽水炉と同一のため)</p>	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針の対応箇所 (34/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳は IJNES による <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成 8 年度とりまとめ)	備考
ための方策を用意すること			
6. 100. 人の滞在区画における放射線レベルが徐々に上昇する可能性と、廃棄物として放射性物質が生成することを最小限に抑えることの重要性を十分に考慮しなければならない。			
<b>放射線防護に対する設計</b>			
6. 101. 全ての線源からの被ばくと汚染を最小限に抑えるために、発電所の設計と配置において適切な方策を講じなければならない。こうした方策には、保守・検査時における被ばくの最小限化、直接放射線及び散乱放射線からの遮へい、浮遊性放射性物質を制御するための換気・フィルター、適切な材料の選択による腐食生成物の放射化制限、モニタリングの方法、発電所への立入管理、適切な除染施設、といった観点から、構築物・系統及び機器を適切に設計することを含まなければならない。	<p><b>指針 52. 放射性気体廃棄物の処理施設</b> 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性気体廃棄物の処理施設は、適切なる過、貯留、減衰、管理等により、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。</p> <p><b>指針 53. 放射性液体廃棄物の処理施設</b> 1. 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性液体廃棄物の処理施設は、適切なる過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰、管理等により、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。</p> <p>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。</p> <p><b>指針 54. 放射性固体廃棄物の処理施設</b> 原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の処理施設は、廃棄物の破碎、圧縮、焼却、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計であること。</p> <p><b>指針 55. 固体廃棄物貯蔵施設</b> 固体廃棄物貯蔵施設は、原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計であること。</p> <p><b>指針 57. 放射線業務従事者の放射線防護</b> 1. 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。</p> <p>2. 原子炉施設は、異常状態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。</p>	記載なし (軽水炉と同一のため)	
6. 102. 遮へい設計は、運転区画における放射線レベルが規定制限値を超えないようにしなければならない。また、保守要員の被ばく線量を最小限に抑えるよう保守・検査を容易にしなければならない。「合理的に達成可能な限り低く」の原則を適用しなければならない。			
6. 103. 発電所の配置及び手順書により、放射線区域や潜在的な汚染区域への立入を管理したり、発電所内での放射性物質や人の移動に伴う汚染を最小限に抑えなければならない。また、放射線被ばくを最小限に抑えるため必要に応じて、発電所の配置により、運転、検査、保守及び交換を効率的に行えるようにしなければならない。			
6. 104. 人及び設備に対する適切な除染施設や、除染作業により生じる放射性廃棄物の取扱いに対する方策を講じなければならない。			
<b>放射線モニタリングの方法</b>			
6. 105. 運転状態、設計基準事故時、及び、実現可能であれば、シビアアクシデント時において、確実に適切な放射線モニタリングが行えるよう設備を設けなければならない。  (1) 日常的に運転員が配置される場所、及び、通常運転時や予期される運転時の事象時においてある期間中の立入を制限するような放射線レベルの変化が生じ得る場所で局所的な線量率のモニタリングを行うために、固定式の線量率メータを用意しなければならない。更に、設計基準事故時に、そして、可能ならばシビアアクシデント時に、適切な場所での放射線レベルを示すために、固定式の線量率メータを設置しなければならない。これらの計装設備は、制御室、あるいは、必要であれば発電所職員が対策を開始できる適切な制御場所において、十分な情報を提供しなければならない。	<p><b>指針 58. 放射線業務従事者の放射線管理</b> 原子炉施設は、放射線業務従事者を放射線から防護するために、放射線被ばくを十分に監視及び管理するための放射線管理施設を設けた設計であること。</p> <p>また、放射線管理施設は、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計であること。</p> <p><b>指針 59. 放射線監視</b> 原子炉施設は、通常運転時及び異常状態において、少なくとも原子炉格納容器内雰囲気、原子炉施設の周辺監視区域周辺及び放射性物質の放出経路を適切にモニタリングできるとともに、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示</p>	記載なし (軽水炉と同一のため)	

表 3.10: IAEA 安全基準 NS-R-1 に対する軽水炉安全設計指針・  
高速炉安全設計方針の対応箇所 (35/35)

IAEA 安全基準 NS-R-1 原子力発電所の安全：設計 (2000年発効) (訳はJNESによる <sup>41)</sup> )	発電用軽水型原子炉施設に関する 安全設計審査指針 (原安委決定、平成13年3月29日一部改訂)	高速増殖炉の安全設計方針 (原子力安全研究協会が電力実証炉用に作成、 平成8年度とりまとめ)	備考
<p>らない。</p> <p>(2) 日常的に人が配備される場所、及び、浮遊性放射性物質の放射能レベルが防護対策を必要とするような状況になり得る場所において放射性物質の空气中濃度を測定するためにモニターを用意しなければならない。高濃度の放射性物質が検出された場合、これらの系統により制御室や他の適切な場所で表示しなければならない。</p> <p>(3) 運転状態及び事故状態において、液体処理系や、発電所の系統あるいは環境からの気液サンプル中の特定放射性物質の濃度を適時測定するために、固定式の設備と分析施設を設けなければならない。</p> <p>(4) 環境排出の前あるいは間に排出物を監視するための固定式設備を設けなければならない。</p> <p>(5) 放射性物質による表面汚染を測定するために計装設備を用意しなければならない。</p> <p>(6) 人の個人線量及び汚染を監視するための設備を設けなければならない。</p>	<p>できる設計であること。</p>		
<p>6.106. 発電所内のモニタリングに加え、特に以下の事項に関連して、発電所周辺における放射線影響を調べるための方策を講じなければならない。</p> <p>(1) 食物連鎖を含む住民への経路</p> <p>(2) 現地の生態系に対する放射線影響</p> <p>(3) 環境における放射性物質の蓄積の可能性</p> <p>(4) 認可されていない排出経路の可能性</p>			

表 3.11: IAEA 安全基準 NS-R-1 の安全要件の中で、軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針に対応条文のないもの(主要事項)

分類	NS-R-1 の安全要件
軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針には記述がないが、他の指針類で対応するもの	<p>&lt;重要度分類指針で対応&gt;</p> <p>5.(3) 構築物、系統及び機器の信頼性に対する設計「補助供給系」</p> <p>&lt;安全評価指針で対応&gt;</p> <p>5.(2) 設計の基本的考え方 「発電所状態の区分」、「想定起因事象」、「内部事象」、「設計限界」</p> <p>&lt;立地指針で対応&gt;</p> <p>5.(2) 設計の基本的考え方「敷地に係る特性」</p>
軽水炉安全設計指針・高速炉安全設計方針には記述がないが、後段規制で対応するもの	<p>&lt;省令 62 号で対応&gt;</p> <p>6.(2) 原子炉冷却系「原子炉冷却材の浄化」</p> <p>6.(3) 格納容器系「カバーとコーティング」</p> <p>&lt;「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方」で対応&gt;</p> <p>5.(8) その他の設計上の配慮「廃止措置」</p>
国内規制では対応するものがないもの	<p>5.(8) その他の設計上の配慮「熱電並給、熱生成または脱塩に用いられる発電所」</p> <p>6.(3) 格納容器系「格納容器内部構築物」</p>
上位文書での政策的な記述の追加が望ましいもの	<p>4.(1) 深層防護の要件</p> <p>4.(2) 安全機能</p>

表 3.12: 安全機能の重要度分類の比較表(1/4)

<p>重要度分類に依る定義</p>	<p>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（原子力安全委員会：平成21年一部改訂）</p>	<p>高速増殖炉の安全機能の重要度分類に関する指針（原子力安全協会が電力実証炉用に作成、平成8年度とりまとめ）</p>	<p>API1000 Design Control Document (ANSI/ANSI 51.1-83, "Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants.")</p>	<p>IAEA Safety Standard NS-G-1.9 (2004): Design of the Reactor Coolant System and Associated Systems in Nuclear Power Plants Annex 3</p>
<p>クラス1 PS-1: その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、システム及び機器 MS-1: 1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力カバウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、システム及び機器 2) 安全上必須なその他の構築物、システム及び機器</p>	<p>クラス1 PS-1: 軽水炉指針と同じ MS-1: 「原子炉冷却材圧力カバウンダリの過圧を防止し」が削除されている点を除き、軽水炉指針と同じ</p>	<p>クラスAは、安全関連クラスで、ANSの安全クラス1に等しい。それは、隔離弁と機械的サポートを含む原子炉冷却材圧力カバウンダリに適用される。</p>	<p>クラスAは、安全機能の動作無しに、炉心の核分裂生成物の一部が環境へ放出されるのを防ぐために必要な安全機能を含む。</p>	<p>安全クラス1は、安全機能の動作無しに、炉心の核分裂生成物の一部が環境へ放出されるのを防ぐために必要な安全機能を含む。</p>
<p>クラス2 PS-2: 1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、システム及び機器 2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物、システム及び機器 MS-2: 1) PS-2の構築物、システム及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、システム及び機器 2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、システム及び機器</p>	<p>クラス2 PS-2: 軽水炉指針と同じ MS-2: 軽水炉指針と同じ</p>	<p>クラスBは、安全関連クラスで、ANSの安全クラス2に等しい。それは、設計基準事故後に、格納容器からの放射性物質の漏えいを制限する。</p>	<p>安全クラス2は、炉心の核分裂生成物の一部が環境へ放出されるような事故の結果を緩和するために必要な安全機能を含む。安全クラス2はまた、過渡事象が事故現象に進展することを防ぐために必要な機能を含む。但し、安全機能のサポート機能は除く。 安全クラス2はまた、その故障により重大な結果を招くものを含む。それは、炉心から余熱を除去する機能のように、事象発生時にその機能を高い確率で要求される。</p>	<p>安全クラス2は、炉心の核分裂生成物の一部が環境へ放出されるような事故の結果を緩和するために必要な安全機能を含む。安全クラス2はまた、過渡事象が事故現象に進展することを防ぐために必要な機能を含む。但し、安全機能のサポート機能は除く。 安全クラス2はまた、その故障により重大な結果を招くものを含む。それは、炉心から余熱を除去する機能のように、事象発生時にその機能を高い確率で要求される。</p>

表 3.12: 安全機能の重要度分類の比較表(2/4)

	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 (原子力安全委員会: 平成 21 年一部改訂)	高速増殖炉の安全機能の重要度分類に関する指針 (原子力安全協会が電力実証炉用に作成、平成 8 年度とりまとめ)	API1000 Design Control Document で参照 (ANS/ANSI 51.1-83, "Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants.")	IAEA Safety Standard NS-G-1.9 (2004): Design of the Reactor Coolant System and Associated Systems in Nuclear Power Plants Annex 3
重要度分類に係わる機能	<p>クラス 3</p> <p>PS-3: 1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1 及び PS-2 以外の構築物、系統及び機器</p> <p>2) 原子炉冷却材中放射線物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器</p> <p>MS-3: 1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2 とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器</p> <p>2) 異常状態への対応に必要な構築物、系統及び機器</p>	<p>クラス 3</p> <p>PS-3: 軽水炉指針と同じ</p> <p>MS-3: 軽水炉指針と同じ</p>	<p>クラス C は、安全関連クラスで、ANS の安全クラス 3 に等しい。設計基準事故及びその他の設計基準事象を緩和するために要求される、他の安全関連機能に適用される。</p> <p>微小漏えいは、放射線量や系統機能を考慮して、クラス C の構築物、系統及び機器が安全関連機能に適合するのを妨げるものではない。</p>	<p>安全クラス 3 は、安全クラス 1、2 をサポートする安全機能を含む。</p> <p>安全クラス 3 は、放射線源が制限を超えて RCS から放出されることによって、公衆又は従事者が放射線被ばくすることを防ぐために必要な安全機能を含む。</p> <p>追加として、安全クラス 3 は、RCS の外での燃料貯蔵時に未臨界を維持する機能と、そこで臨界を除去する機能を含む。</p>
重要度分類に係わる機能	<p>クラス 1</p> <p>PS-1:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能</li> <li>過剰反応度の印加防止機能</li> <li>炉心形状の維持機能</li> </ul> <p>MS-1:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉の緊急停止機能</li> <li>未臨界維持機能</li> <li>原子炉停止後の除熱機能</li> <li>原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能</li> <li>原子炉停止後の除熱機能</li> <li>炉心冷却機能</li> <li>放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能</li> <li>工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能</li> </ul>	<p>クラス 1</p> <p>PS-1:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材バウンダリ機能</li> <li>炉心形状の維持機能</li> </ul> <p>MS-1:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉の緊急停止機能</li> <li>未臨界維持機能</li> <li>原子炉停止後の除熱機能</li> <li>原子炉冷却材の液位確保機能</li> <li>放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能</li> <li>特に重要な安全機能を有する設備作動信号の発生機能</li> <li>格納容器内でのナトリウム燃焼抑制機能</li> </ul>	<p>クラス A (定義と同じ)</p> <p>隔離弁と機械的サポートを含む原子力冷却材圧力バウンダリ。</p>	<p>安全クラス 4 は、安全クラス 1、2、3 に含まれない安全機能を含む。</p> <p>クラス 1</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ。但し、その破損による冷却材喪失の状況が、常用の保有水維持機能によって、停止操作及び冷却維持が可能なくらい十分な保有水が維持できるような箇所を除く。</p>

表 3.12: 安全機能の重要度分類の比較表(3/4)

	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 (原子力安全委員会: 平成 21 年一部改訂)	高速増殖炉の安全機能の重要度分類に関する方針 (原子力安全協会が電力実証炉用に作成、平成 8 年度とりまとめ)	API1000 Design Control Document で参照 (ANS/ANSI 51.11-83, "Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants.")	IAEA Safety Standard NS-G-1.9 (2004): Design of the Reactor Coolant System and Associated Systems in Nuclear Power Plants Annex 3
<ul style="list-style-type: none"> <li>安全上特に重要な関連機能</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全上特に重要な関連機能</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全上特に重要な関連機能</li> </ul>		
<p>クラス 2</p> <p>PS-2:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材を内蔵する機能 (ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く)</li> <li>原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能</li> <li>燃料を安全に取り扱う機能</li> </ul> <p>MS-2:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>安全弁及び逃げ弁の吹き止まり機能</li> <li>燃料プール水の補給機能</li> <li>放射性物質放出の防止機能</li> <li>事故時のプラント状態の把握機能</li> <li>異常状態の緩和機能</li> <li>制御室外からの安全停止機能</li> </ul>	<p>クラス 2</p> <p>PS-2:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材バウンダリとあいまって、一次系の障壁となる機能</li> <li>原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能</li> <li>燃料を安全に取り扱う機能</li> <li>非放射性ナトリウムの保持機能</li> <li>ナトリウムと水との障壁となる機能</li> </ul> <p>MS-2:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料の冷却機能</li> <li>使用済燃料冷却材の液位確保機能</li> <li>放射性物質放出の防止機能</li> <li>事故時のプラント状態の把握機能</li> <li>制御室外からの安全停止機能</li> <li>格納容器外での非放射性ナトリウム燃焼抑制機能</li> <li>蒸気発生器水漏えい時の健全性確保機能</li> </ul>	<p>クラス B</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>核分裂生成物の障壁、放射性物質を保持又は隔離する 1 次格納容器</li> <li>格納容器バウンダリ (ペネトレーション、隔離弁を含む)、格納容器バウンダリとしての配管も含む</li> <li>事故後の安全系冷却材循環機能</li> <li>緊急炉停止機能</li> <li>漏えいにより炉心冷却の喪失に至る機器</li> </ul>	<p>クラス 2</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>クラス 1 に含まれない原子炉冷却材バウンダリ。</li> <li>設計基準事故時に炉心冷却のために原子炉冷却材保有水を維持する機能</li> <li>原子炉冷却材バウンダリの破損後に、燃料破損を制限するために炉心から熱を除去する機能</li> <li>通常運転時、設計基準事故時の余熱除去機能</li> </ul>	
<p>クラス 3</p> <p>PS-3:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材保持機能 (PS-1、PS-2 以外のもの。)</li> <li>原子炉冷却材の循環機能</li> <li>放射性物質の貯蔵機能</li> <li>電源供給機能 (非常用を除く。)</li> <li>プラント計測・制御機能 (安全保護機能を除く。)</li> </ul>	<p>クラス 3</p> <p>PS-3:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材の循環機能</li> <li>放射性物質の貯蔵機能</li> <li>電源供給機能 (非常用を除く。)</li> <li>プラント計測・制御機能 (安全保護機能を除く。)</li> <li>プラント運転補助機能</li> </ul>	<p>クラス C</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心冷却のために、冷却材を注入する機能又は、原子炉保有水を維持する機能</li> <li>炉心冷却機能</li> <li>格納容器冷却機能</li> <li>環境への線量制限を満足するために必要な、格納容器内の放射性物質を除去する機能</li> </ul>	<p>クラス 3</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>許容されない反応度変化防止機能</li> <li>全ての停止動作後に安全停止状態を維持する機能</li> <li>全ての運転状態において炉心冷却のために原子炉の保有水を維持する機能</li> <li>他の安全系統から最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能</li> <li>安全系統をサポートする機能 (電源供</li> </ul>	

表 3.12: 安全機能の重要度分類の比較表(4/4)

	<p>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（原子力安全委員会：平成21年一部改訂）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・プラント運転補助機能</li> </ul> <p>MS-3:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・核分裂生成物の原子炉冷却材中への放射防止機能</li> <li>・原子炉冷却材の浄化機能</li> <li>・原子炉圧力の上昇の緩和機能</li> <li>・出力上昇の抑制機能</li> <li>・原子炉冷却材の補給機能</li> <li>・緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能</li> </ul>	<p>高速増殖炉の安全機能の重要度分類に関する方針（原子力安全協会が電力実証炉用に作成、平成8年度とりまとめ）</p> <p>MS-3:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・核分裂生成物の原子炉冷却材中への放射防止機能</li> <li>・原子炉冷却材の浄化機能</li> <li>・運転時の異常な過渡変化時の事象緩和機能</li> <li>・緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能</li> </ul>	<p>API1000 Design Control Document で参照 (ANSI/ANSI 51.11-88, "Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants.")</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・環境への線量制限を満足するために必要な、格納容器外のエリアで放射性物質の増殖を抑制する機能</li> <li>・安全停止状態の達成又は維持のための負の応度制御機能</li> <li>・制御棒挿入及び冷却形状維持のための、炉内構造物の形状を維持する機能</li> <li>・クラス A, B, C 機器の重量支持機能で、圧力バウンダリを除く</li> <li>・地震や洪水、外部/内部ミサイルから、クラス A, B, C 機器を保護する構造、建屋機能</li> <li>・運転員が制御室及びクラス A, B, C 機器にアクセスするための放射線遮へい機能</li> <li>・クラス A, B, C 機器の安全補助機能（熱除去系、空調系、電源系等）</li> <li>・クラス A, B, C 機器の安全機能を達成するために必要な、クラス A, B, C 機器を自動又は手動で作動させるための計測制御機能</li> <li>・使用済燃料の健全性を維持する機能で、その故障により、燃料から放射性物質が多量に放出され、通常の制限を大きく上回る環境放射線量となるような、燃料破損に至る機能。(例：使用済燃料プール、燃料移送管隔離弁)</li> <li>・使用済燃料の未臨界維持機能</li> <li>・通常運転及び過渡状態において、放射性物質の放出量及び放出率が制限値以内であることを監視する機能</li> <li>・想定事故後に、クラス A, B, C 機器の状態を監視する機能</li> </ul>	<p>IAEA Safety Standard NS-G-1.9 (2004): Design of the Reactor Coolant System and Associated Systems in Nuclear Power Plants Annex 3</p> <p>給系、圧縮空気供給系、水圧供給系、潤滑油系等)</p>
--	---	---	---	---

表 4.1 設計拡張状態の候補案 (1/3)

事象タイプ	起回事象	事故の制御 (設計基準事象)	過酷なプラント状態の制御 (設計拡張状態)			
			炉心損傷への進展防止 (カテゴリ 1)	シビアアクシデントの影響緩和 (カテゴリ 2)		
				想定	影響、設計対策と効果	炉心損傷の有無
炉停止失敗	異常な過渡	主炉停止系による炉停止 後備炉停止系による炉停止	受動的炉停止系 (SASS) による炉停止	SASS による炉心損傷防止を無視 (炉心損傷に伴い吸収体落下)	流量喪失型炉停止失敗 (ULOF) : 数十秒程度で全炉心損傷に至るが、 <u>内部ダクト付燃料集合体、原子炉容器内受け皿</u> 等の設計対策 (カテゴリ 2) により炉容器内終息。部分出力では起因過程が厳しくなる可能性あり。	全炉心損傷
					過出力型炉停止失敗 (UTOP) : 数分程度で部分損傷に至る。部分出力状態からの UTOP では冷却材沸騰が先行し損傷が拡大する可能性あり。ULOF 対策によって炉容器内終息。	部分損傷
					除熱源喪失型炉停止失敗 (ULOHS) : 対策しない場合、十分程度で被覆管破損に至る。系統温度が上昇し 1 次ポンプが停止した時点で、低出力あるいは炉停止状態からの冷却材沸騰となり全炉心損傷に至る可能性がある。起因過程が厳しくなる可能性があり、また事故後冷却も厳しくなる。設計対策として、 <u>制御棒強制挿入等</u> (カテゴリ 1) を導入することにより炉心損傷防止。	なし
事故 (1 次ポンプ軸固着)	主炉停止系による炉停止	後備炉停止系による炉停止	SASS 落下	SASS により制御棒は落下するが、高温チャンネルでは冷却材沸騰に至り、部分損傷する可能性あり。	部分損傷	

表 4.1 設計拡張状態の候補案 (2/3)

事象タイプ	起回事象	事故の制御 (設計基準事象)	過酷なプラント状態の制御 (設計拡張状態)				
			炉心損傷への進展防止 (カテゴリ 1)	シビアアクシデントの影響緩和 (カテゴリ 2)			炉心損傷の有無
				想定	影響、設計対策と効果		
冷却材漏えい	事故 (配管破損)	LBB に基づく漏えい率想定外管による漏えい冷却材保持と液位確保	ギロチン破断外管による漏えい冷却材保持と液位確保	LBB に基づく漏えい率想定外管破損	液位確保に失敗する場合、LORL となり、数時間で原子炉容器とガードベッセルが破損する。 設計対策としては液位確保のための <b>ポンプトリップ、カバーガス隔離操作</b> 等の信頼性を確保して液位確保失敗を防止すること (カテゴリ 1) 及び <b>格納容器内に漏えいするナトリウムの燃焼影響を抑制</b> すること (カテゴリ 2)。(高所配管引きまわし)としていることが本質的な設計対策)	なし	
	—	—	原子炉容器破損 ガードベッセルによる液位確保	原子炉容器とガードベッセルの破損	原子炉容器破損確率は十分小さくできること、ガードベッセルは従属破損も共通要因破損もしないこと、検査可能であること等を示すことで、想定外とする。	なし	
崩壊熱除去失敗	異常な過渡	3 系統の自然循環 (短時間)	3 系統の自然循環 (長時間)	—	長時間の自然循環除熱に対応しており考慮不要	なし	
	事故	1.5 系統の自然循環 (1 系統漏えいとダンパ 1 基開失敗)	1 系統の自然循環 (1 系統漏えいとダンパ 2 基開失敗)	0.5 系統の自然循環 (1 系統漏えいとダンパ 3 基開失敗)	対策しない場合、十分程度で被覆管破損に至ると予想される。 設計対策としては <b>AM ダンパ</b> で崩壊熱除去系の機能回復を図ること (カテゴリ 1)。または、 <b>窒素ガス冷却系</b> (カテゴリ 1) による代替冷却を行うこと。	なし	
局所事故	事故 (異物閉塞)	数サブチャンネルのスティール片による有孔閉塞 カバーガス計で検出し手動停止	1 サブチャンネル程度のスティール異物による閉塞 DN 計で検出しスクラム	1 サブチャンネル程度の燃料片による閉塞 DN 計による検出失敗	集合体間破損伝播が発生する可能性があるが、幾つかの <b>検出手段 (炉心出口温度計、破損燃料位置検出系、NIS)</b> が有効になると考えられる (カテゴリ 2)。検出可能性と損傷部分の冷却性を評価する。	部分損傷	

表 4.1 設計拡張状態の候補案 (3/3)

事象タイプ	起回事象	事故の制御 (設計基準事象)	過酷なプラント状態の制御 (設計拡張状態)			
			炉心損傷への進展防止 (カテゴリ 1)	シビアアクシデントの影響緩和 (カテゴリ 2)		
				想定	影響、設計対策と効果	炉心損傷の有無
気泡通過	事故	炉心入口プレナムに滞留しうる最大気泡量の炉心一斉通過	—	—	設計基準事象で最大量を想定することで、設計拡張状態の想定を不要とする。 <u>系統内の滞留量及び循環量が設計基準の想定を上回らないように設計</u> する。 JSFR では下部ガスプレナムとしているが、燃料ピンの同時多数本破損は想定しがたく、破損位置は燃料ピン上方になることから、大規模気泡通過の要因とはならない。	なし
炉心支持構造破損	—	—	支持構造破損時の炉心相対変位に伴う反応度投入 (急激な反応度投入とならないため炉心損傷防止可能)	—	起回事象として炉心支持機能喪失を想定することには合理性がなく想定外とする。	なし
蒸気発生器伝熱管破損	事故	2重伝熱管からの小漏えい	小漏えいから1本破断までを初期漏えいとす る最大漏えい率	漏えい検出設備の故障を想定した最大漏えい率	IHX バウンダリの健全性を確保することで、炉心への影響を防止。SGのラプチャディスク、 <u>水系の放出設備</u> を軽水炉の自動減圧設備等と同等の信頼性とすることでその機能喪失を排除する (カテゴリ 1)。	なし
2次系漏えい	事故	LBB に基づく漏えい率想定エンクロージャによる冷却材保持	ギロチン破断エンクロージャによる冷却材保持	LBB に基づく漏えい率想定エンクロージャ破損	格納容器外の大漏えいに対して緩和設備がない場合、ナトリウム漏えいにより格納容器破損に至る可能性がある。 <u>ダンプタンク室への漏えいナトリウムの移送・収納等</u> の影響緩和機能を検討する (カテゴリ 2)。	なし



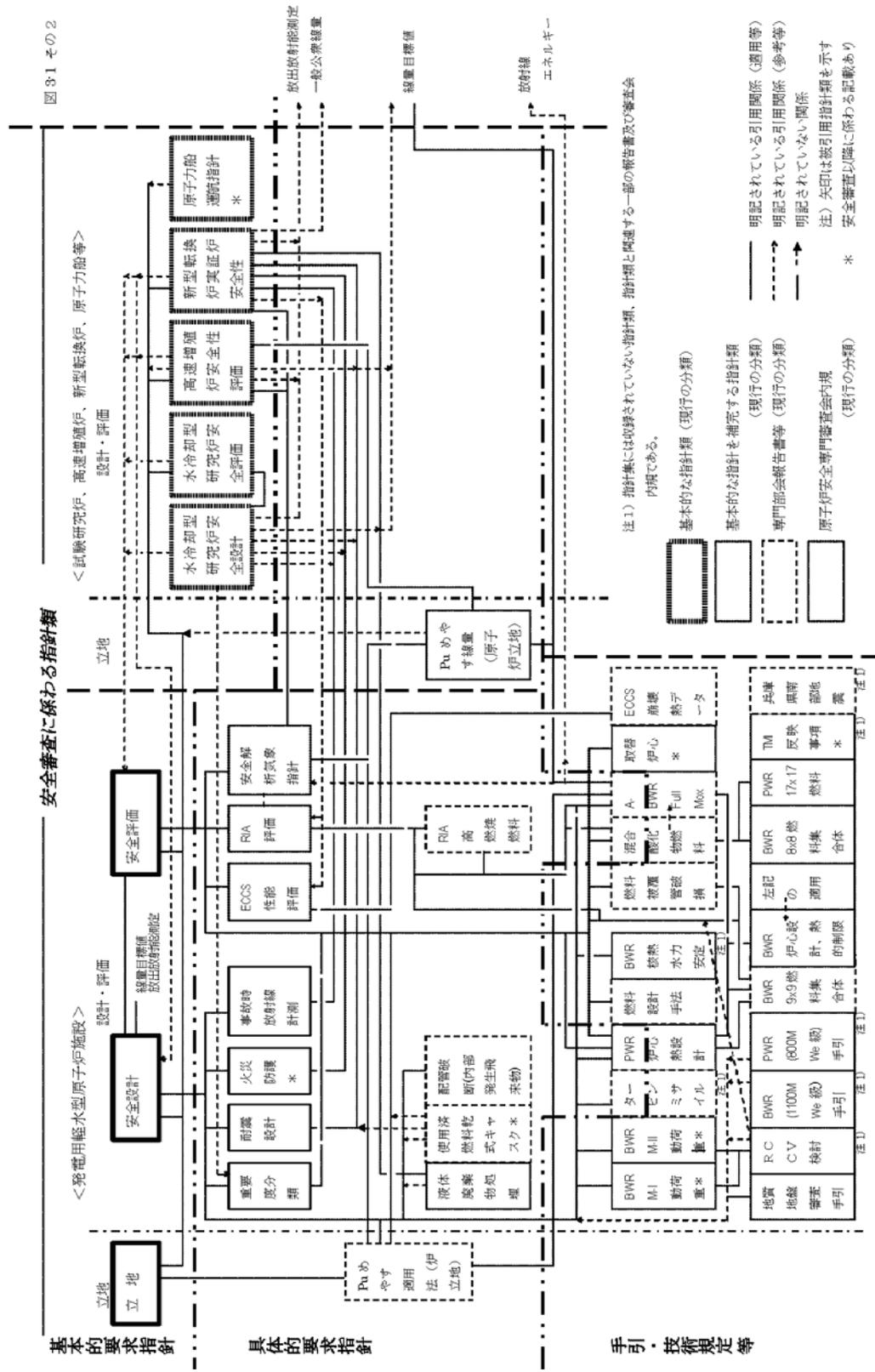
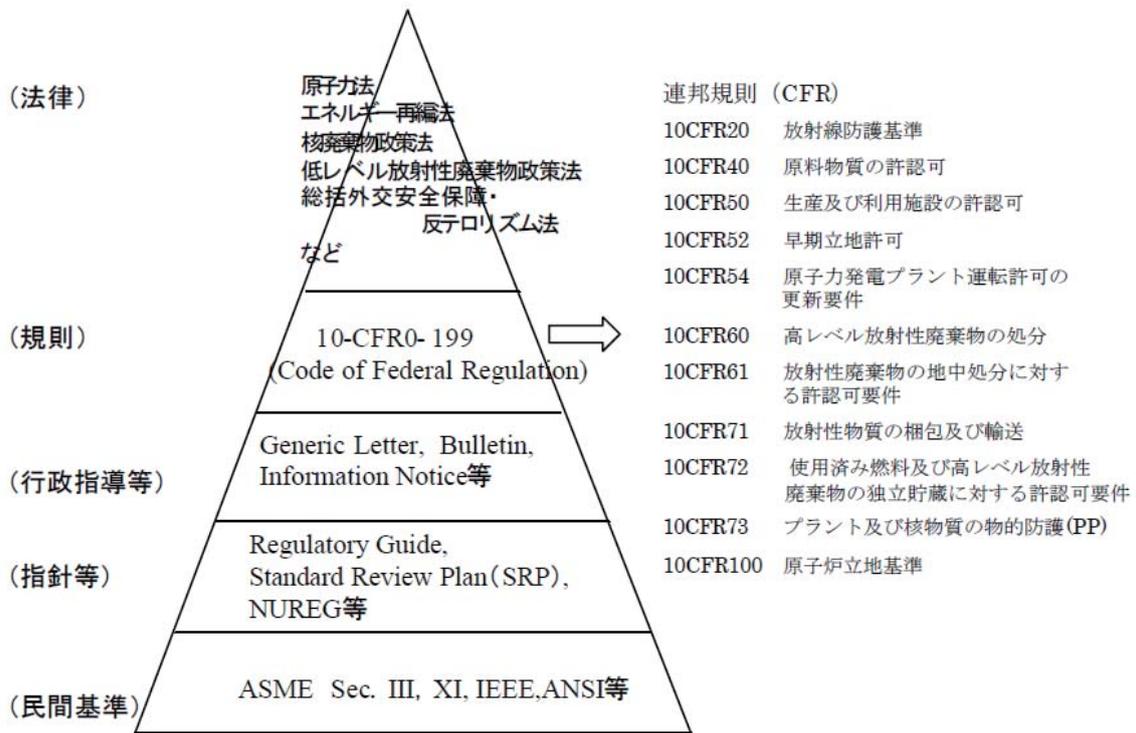


図 3-1 その 2

図 2.2: 原子力安全委員会で検討された望まれた指針類の構成  
(出典：原子力安全委員会「安全審査指針類の体系化について」平成 14 年度第 72 回原子力安全委員会資料第 1 号)



参考: 平成12年度内閣府科学技術基礎調査報告書「主要国の原子力安全確保のための法令と取組の調査」  
平成13年1月 (財) 原子力発電技術機構 安全対策計画室

図 2.3: 米国の指針体系

(出典: 原子力安全委員会「安全審査指針類の体系化について」平成14年度第72回原子力安全委員会資料第1号)

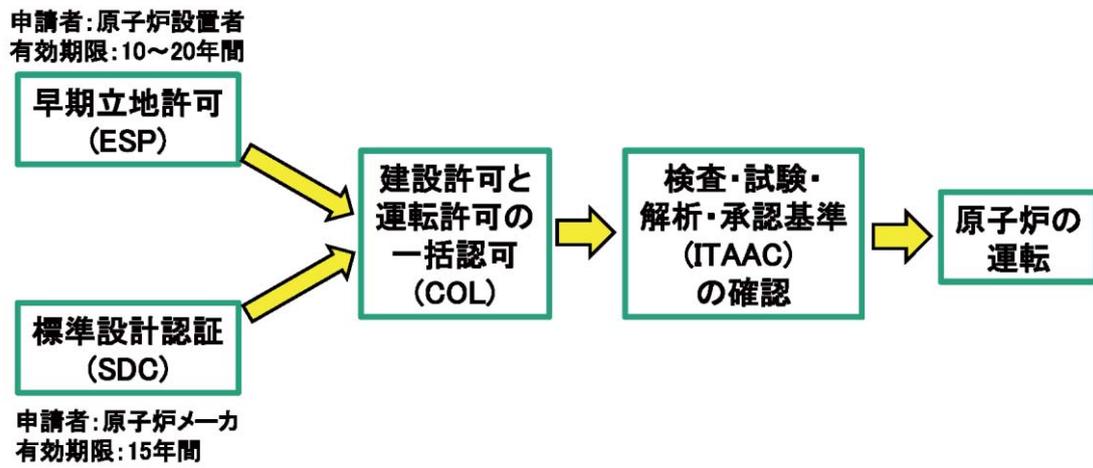


図 2.4: 一括許認可 (COL)、標準設計認証 (SDC) 及び早期立地許可 (ESP) の関係

もんじゅ安全審査時 → 実証炉安全審査での想定

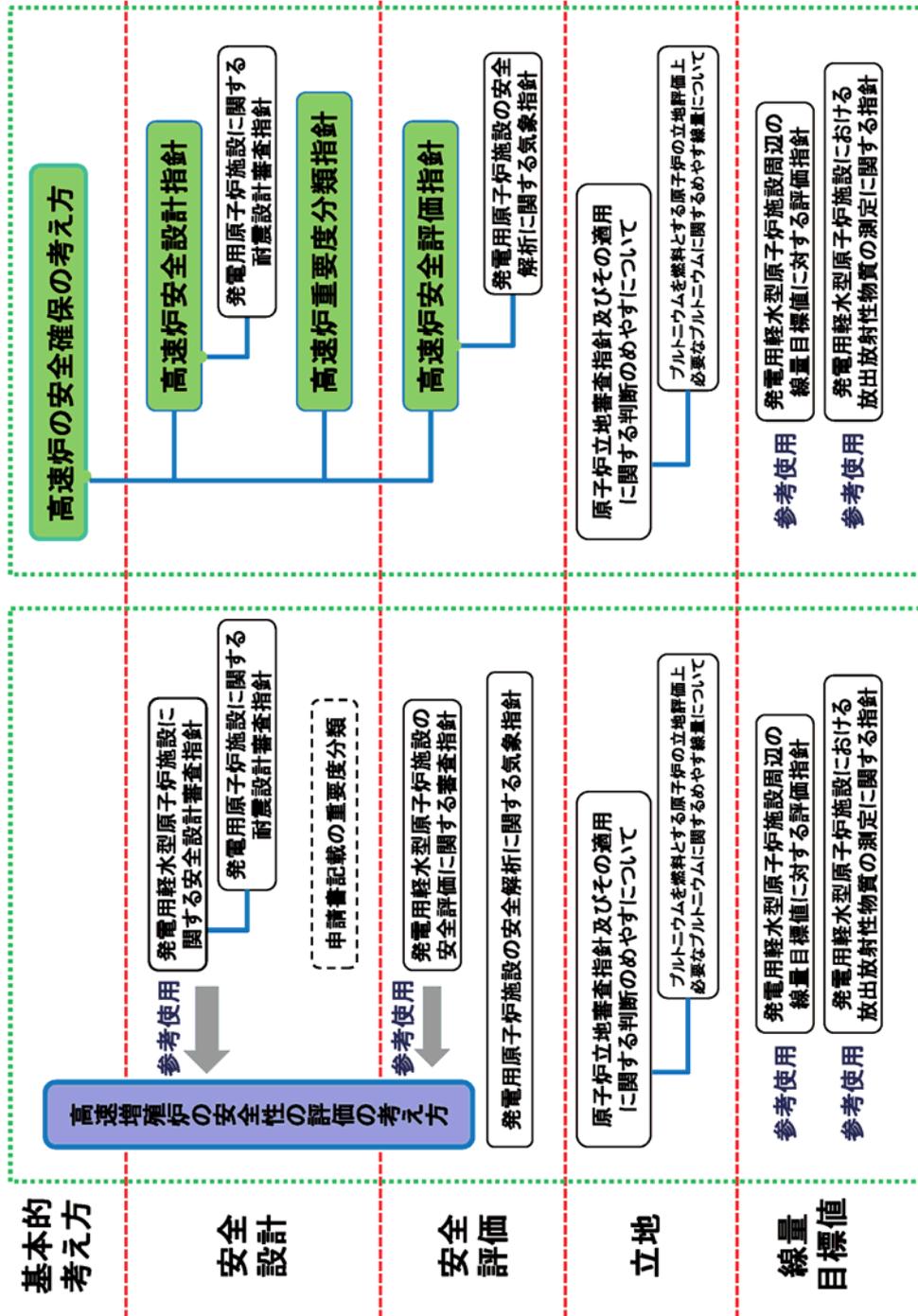


図 4.1: 実証炉に向け開発側が想定する安全指針類の体系

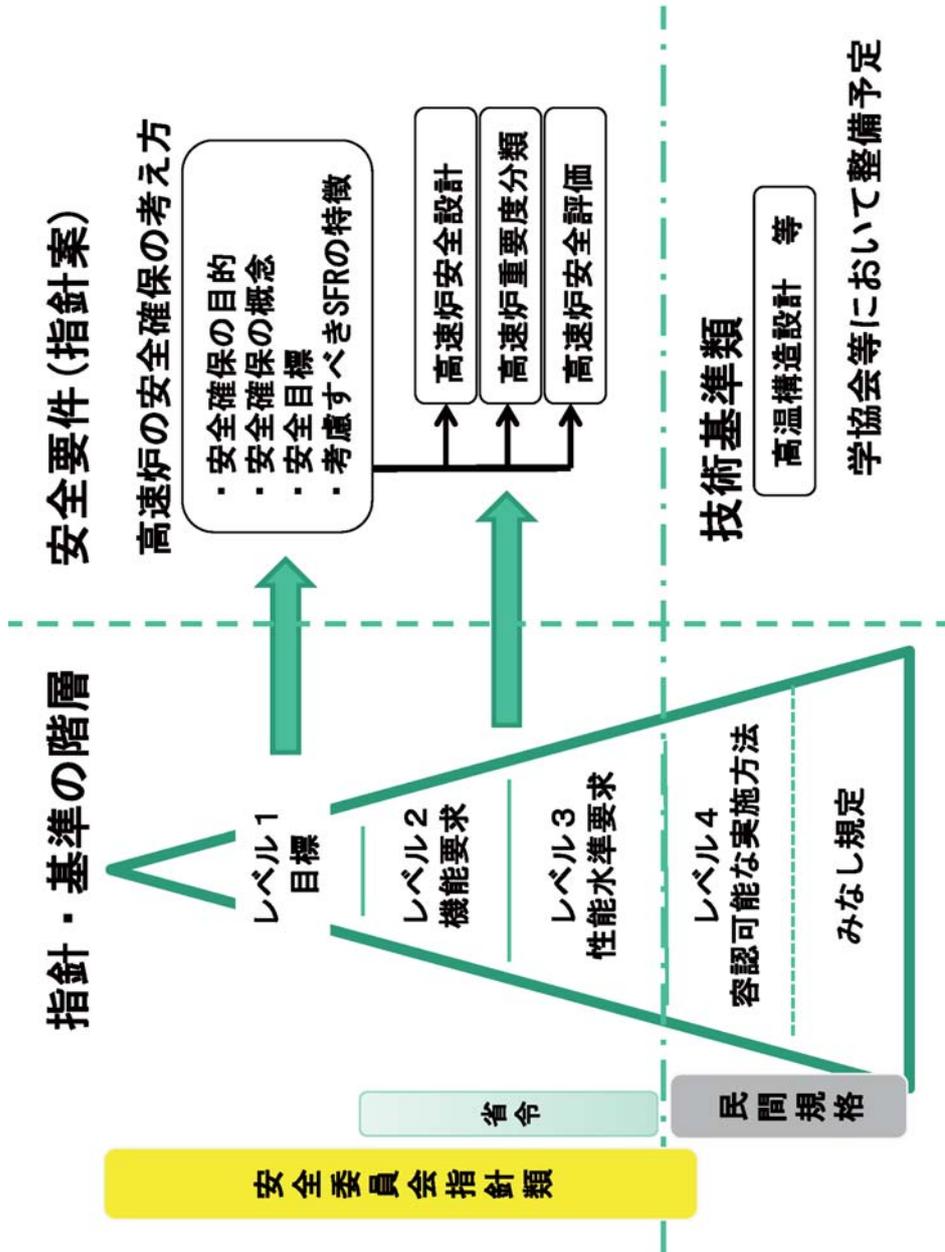


図 4.2: 指針・基準の階層と今後整備が想定される安全指針類 (階層は「原子力発電施設の技術基準の性能規定化と民間規格の活用に向けて」<sup>55)</sup> を参考に作成)

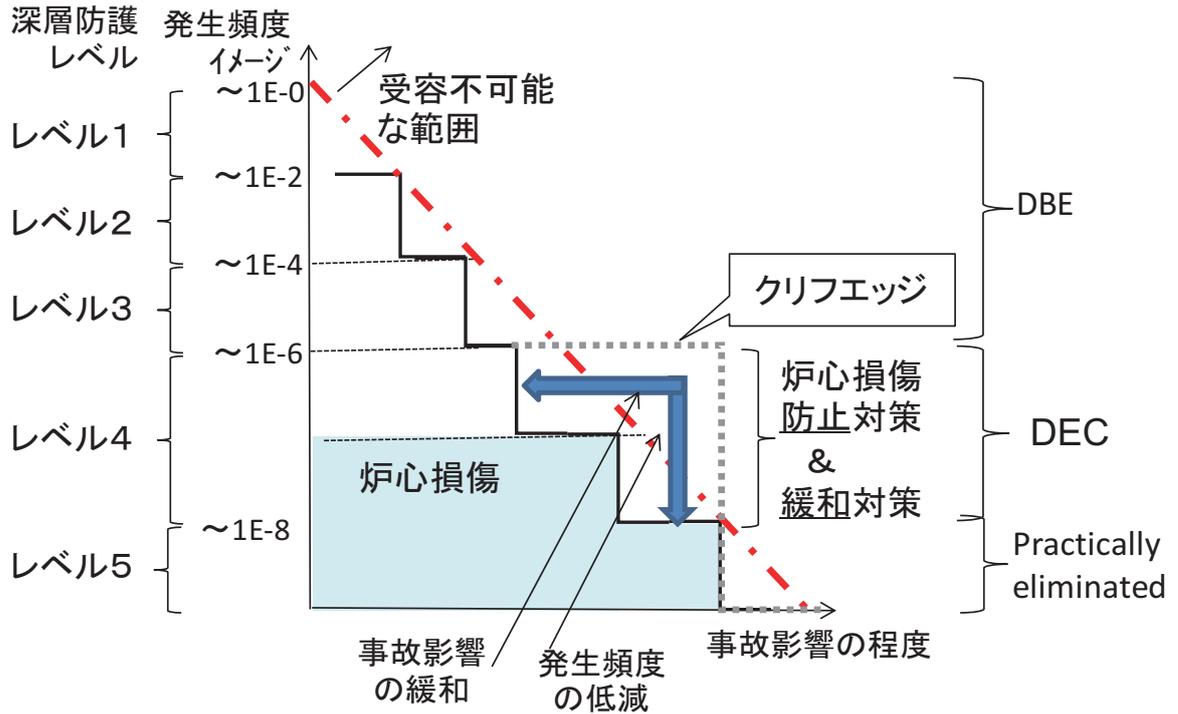


図 4.3 深層防護レベルと確率論的安全目標の関係

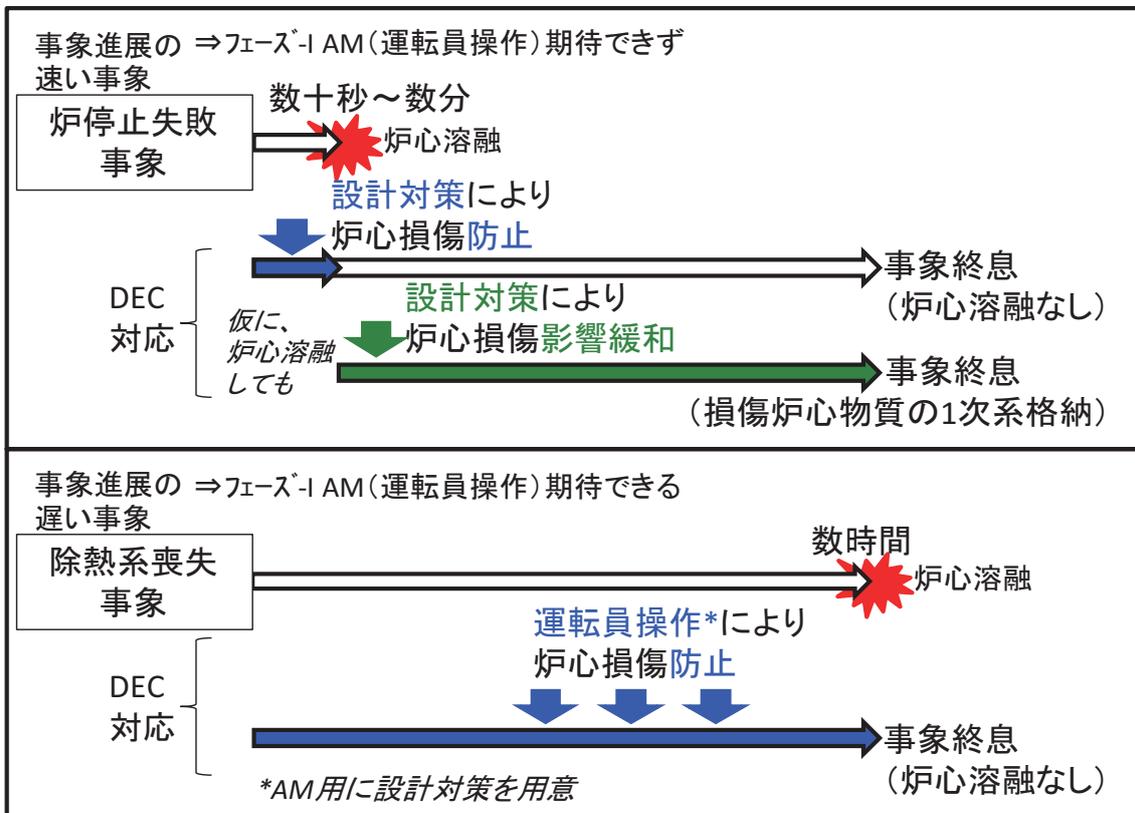


図 4.4 時間進展と設計対策の関係

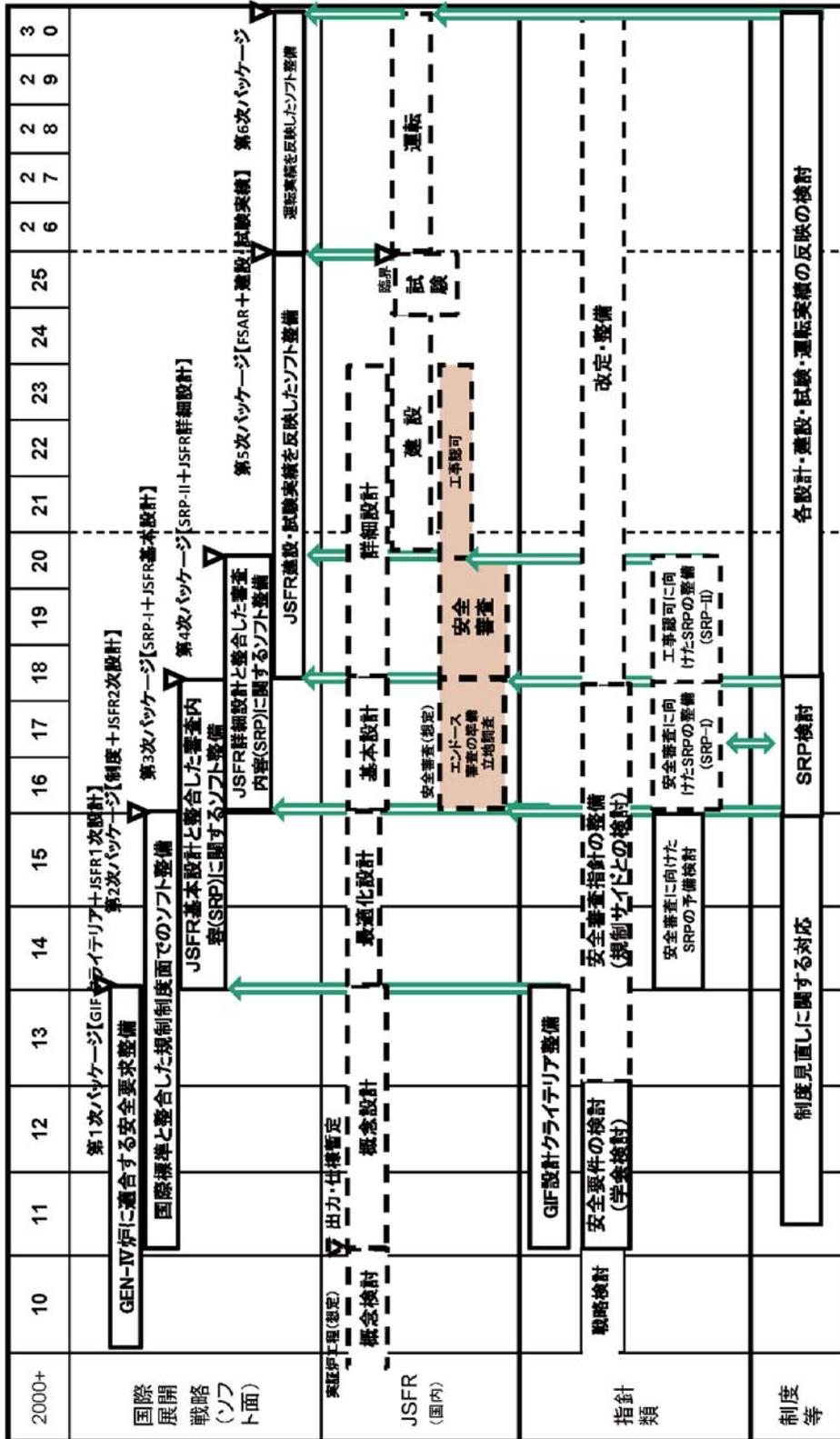


図 5.1 国際標準化に向けたロードマップ

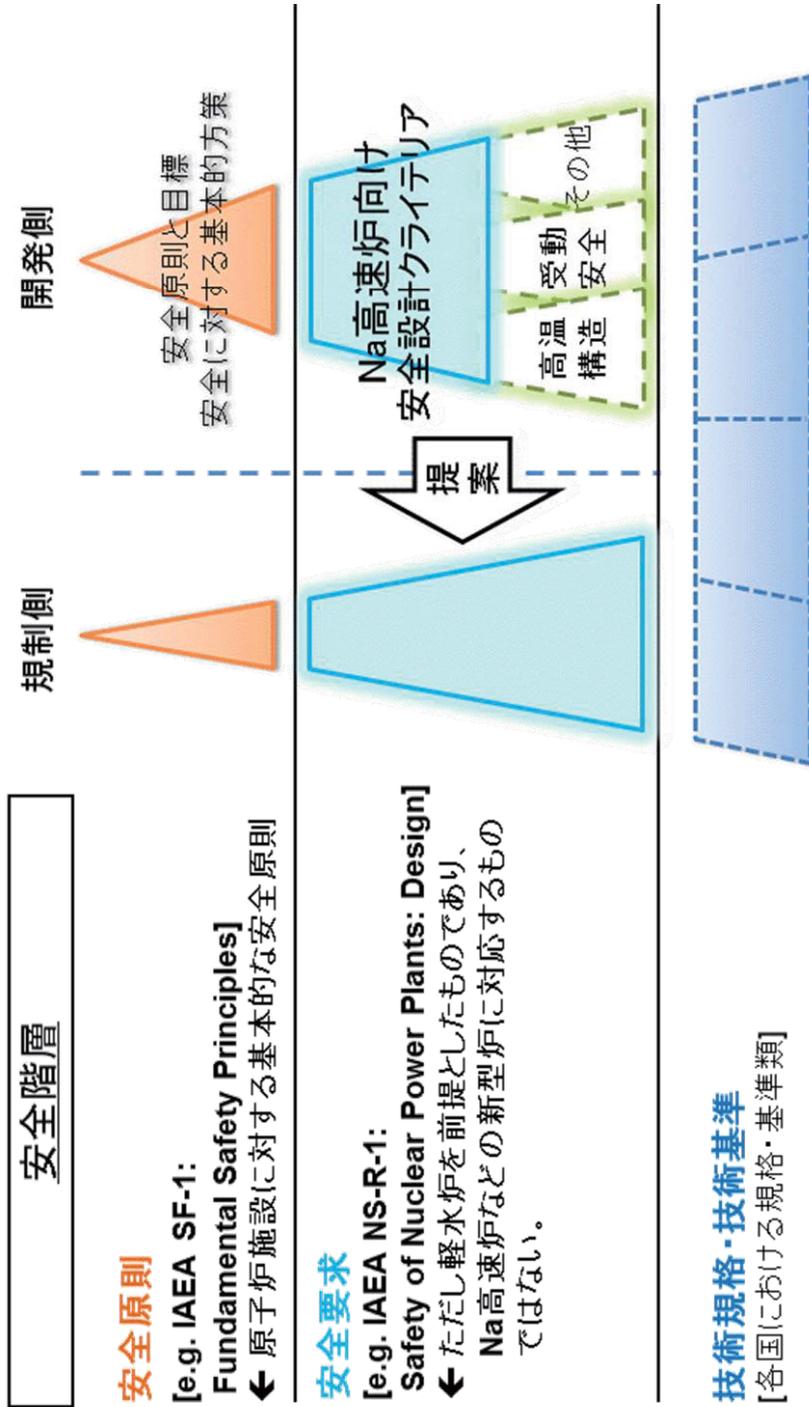


図 5.2 GIF におけるナトリウム冷却高速炉用安全設計クライテリアの位置づけ

## 付録 A ナトリウム冷却高速増殖炉の安全確保の考え方(案)

### 1. はじめに

高速増殖炉と関連する核燃料サイクル技術は、我が国の将来の基幹電力源として有望であり、我が国のエネルギーセキュリティ確保上重要であるだけでなく、本技術を海外に輸出することで、世界的なエネルギー供給に貢献すると共に我が国の輸出産業の一翼を担うことが期待される。

現在の軽水炉市場においても、原子力産業の国際化は急激に進んでおり、このことを考慮すれば、次期高速増殖炉の安全要求については、国際的に受容可能なレベルであることが望ましい。

このため、高速増殖原型炉「もんじゅ」に適用された「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」及び軽水炉に適用される指針類を踏まえた上で、IAEA 安全基準や各国の指針類を参考として高速増殖炉の安全確保の基本的な考え方を示す。

なお、原子力安全委員会において、向こう 3 年ほどかけて指針類の上位文書を作成する動きがあり、今後その反映を検討する。

### 2. ナトリウム冷却高速増殖炉の安全確保の基本的な考え方（案）

ナトリウム冷却高速増殖炉の立地・設計・建設・運転・廃炉を通じて、一貫して適用する根幹となる理念として以下を定める。

#### (1) 安全確保の目的

通常運転時の放射性物質の環境放出量及び放射線量を合理的に達成可能な限り低減（ALARA）すること。

原子力災害による公衆の健康被害を防止すること。すなわち、異常な環境放出に至りうる異常を防止し、異常発生時の環境放出量を抑制すること。

#### (2) 安全確保の概念（深層防護）

原子炉施設の設計・建設・運転・廃炉を通じて適用

- ① 通常運転からの逸脱を防止し、システムの故障を防止すること
- ② 予期される運転時の事象が事故状態に拡大するのを防止するために、通常運転状態からの逸脱を検知し、阻止すること
- ③ きわめて起こりにくいものであるが、ある予期される運転時の事象または想定起因事象の拡大が第 2 の防護レベルで阻止できず、より重大な事象に進展するような事態を仮想した場合に、発電所を制御された状態に導き、次に安全停止状態に導き、更には放射性物質の閉じ込めのための少なくとも一つの障壁を維持すること
- ④ 設計拡張状態に対して、放射性物質の放出を実行可能な限り低く抑えること
- ⑤ 設計拡張状態を含む異常に起因する放射性物質の放出による放射線影響を緩和すること

(3) 達成すべき安全の水準

同世代の軽水炉と同等の安全性を確保すること

- ① 軽水炉と同等の安全性を達成するための決定論的要件  
「(2)安全確保の概念（深層防護）」の①から④に沿った設計がなされ、決定論的な安全評価によりその妥当性が示されること
- ② 軽水炉と同等の安全性を達成するための確率論的要件  
軽水炉と同等の炉心損傷発生頻度及び格納容器機能喪失頻度の目標値を満足すること

(4) 安全確保のための要件（組織や品質管理は除く）

- ① 基本安全機能（多重障壁の形成、止める、冷やす、閉じ込める）
- ② 深層防護の適用
- ③ 安全特性（固有安全、受動安全、能動安全）の適切な組合せ
- ④ 安全機能の重要度に応じた信頼性の確保
- ⑤ 試験・検査性の確保
- ⑥ システム設計における留意事項（共通要因故障、相互干渉、人的因子）
- ⑦ 設計基準事象の設定
- ⑧ 設計拡張状態の設定
- ⑨ 対象とする事象（内的事象、外部事象）
- ⑩ 考慮するプラント状態（起動、停止、定格出力、部分出力、メンテナンス）
- ⑪ 安全評価による設計妥当性の確認（決定論的評価・確率論的評価）
- ⑫ 原子炉施設の特徴の考慮（特徴に応じた設計要件の設定（安全設計指針に相当））
- ⑬ 実証された技術の適用（規格基準に基づくことを含む）
- ⑭ 最新の技術知見の反映（合理的に達成できる最高レベルの安全を提供（IAEA SF-1））

3. ナトリウム冷却高速増殖炉の安全設計・評価の考え方（案）

「安全確保の基本的な考え方」を踏まえて、ナトリウム冷却高速増殖炉が満足すべき技術的事項を定めたものが「高速増殖炉の安全設計要件」であり、設計の妥当性を評価するための要件を定めたものが「高速増殖炉の安全評価要件」である。

また、設計・評価、さらには後段の試験・検査において考慮すべき安全機能の重要度分類の方針を定めたものが「高速増殖炉の安全機能の重要度分類要件」である。

これらを満足することで、深層防護の適用を始めとした上記の要件を満足する設計とする。

ナトリウム冷却高速増殖炉の安全設計・評価にあたっては、以下に示すナトリウム冷却高速増殖炉の特徴を、設計評価の対象となる原子炉施設に特有の設計仕様を踏まえて、十分に考慮する。

- ① 炉心 ナトリウム冷却高速増殖炉の炉心は高速中性子を利用し、増殖を目的としたものであって、炉心の中性子束密度、出力密度及び燃料燃焼度が高く、また、このため材料

の受ける放射線照射量が大きいことを考慮した設計が必要であること。反応度の観点からは炉心の余剰反応度及び燃焼に伴う反応度変化は小さいが、ナトリウムボイド反応度が炉心中心領域で正となりうることに配慮した設計が必要であること。

- ② 燃料 燃料要素は高温ナトリウム中で使用され、かつ、燃焼度が高いため燃料被覆管の内圧によるクリープ効果及びブスエリング効果を考慮した設計が必要であること。核的熱的特性については、燃料集合体の変形を考慮し、また、流路閉塞を防止する設計が必要であること。
- ③ ナトリウム 原子炉冷却材として使用されるナトリウムは、沸点が高く、そのため低圧でサブクール度が大きい冷却系の設計が可能であり、原子炉冷却材バウンダリの破損を想定しても冷却材が減圧沸騰することがなくガードベッセル等の静的機器を設置することで炉心冷却に必要な冷却材を確保することが可能であること。熱伝達特性が優れており、かつ、冷却系の低温側と高温側の温度差が大きいため、冷却材の自然循環を活用して炉停止後の炉心冷却を行うことができること。ナトリウムが化学的に活性であるためナトリウム火災対策及びナトリウム液面上のカバーガスの不活性化等を考慮した設計が必要であること。また、ナトリウムと材料の共存性（腐食や質量移行）について配慮し、ナトリウムの凝固、ナトリウムの不透明性及びナトリウムの放射化に関する考慮が必要であること。
- ④ ナトリウムボイド ナトリウムボイド反応度の影響を考慮して、ナトリウムの沸騰とカバーガス巻き込みの抑制を図ることが必要であること。
- ⑤ 原子炉停止系 原子炉停止系は制御棒により構成されるが、相互に独立な複数のシステムにより原子炉を確実に停止できるよう信頼性の高い設計が必要であること。炉停止機能の信頼性を高めるためには、炉心の固有の反応度抑制特性に加えて、受動的な手段を備えることが可能であること。
- ⑥ 原子炉冷却材バウンダリ及びカバーガス等のバウンダリ 原子炉冷却材バウンダリは、冷却材の漏洩又はバウンダリの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であるとともに、冷却材の漏洩があった場合、その漏洩を速やかに、かつ、確実に検出できる設計が必要であること。原子炉カバーガス等のバウンダリは、原子炉カバーガスの漏洩又はバウンダリの破損の発生する可能性が十分小さくなるよう考慮された設計が必要であること。使用期間中検査については、検査方法及び設計等に関し、冷却材としてナトリウムを使用することに対する考慮が必要であること。
- ⑦ 中間冷却系 中間冷却系は、1次冷却系から冷却材が中間冷却系に漏れ出すことのない設計とするとともに、水・蒸気系側からの中間冷却系への漏洩が生じた場合にも安全性が確保できる設計が必要であること。
- ⑧ 崩壊熱の除去 1次冷却系等において、万一、冷却材の流量喪失や流出が生じた場合でも冷却機能を確保し、崩壊熱を除去しうる設計が必要であること。
- ⑨ 格納容器 格納容器は、想定される事故条件において放射性物質の放散を抑制することが可能であること。
- ⑩ 高温構造 高温ナトリウム下で使用する機器の設計に当たっては、構造材料のクリープ特性に対する考慮が必要であること。また、ナトリウムの熱容量が小さいので構造材料の温度変化及び変化率も大きく、従って定常的及び過渡的熱応力の対策が必要であること。
- ⑪ 耐震性 機器、配管等の設計に当たっては、軽水炉との構造上の相違（低圧、薄肉、高温構造）を考慮した耐震設計とすることが必要であること。また、系統、機器の耐震設計上の重要度分類は、ナトリウム冷却高速増殖炉の設計の特徴を十分踏まえて行う必要があること。

## 付録 B 高速増殖炉の安全設計／安全評価要件案

### ○高速増殖炉の安全設計要件（素案）

#### I. まえがき

本要件は、安全審査ワーキンググループによる検討の結果を高速増殖炉の安全設計の観点から整理することを目的としてとりまとめたものである。

この要件は、本文及びその解説からなり、本文においては、「高速増殖炉の安全設計方針」等を参考に、各構築物、系統及び機器に対する基本的な安全要求を記載した。また、解説には、本文の意味・解釈を明確にしておく必要があると考えられる事項の説明に加え、高速増殖炉の安全確保の特徴となる安全要求については、できるだけその考え方等について説明を記載することとした。

なお、本要件は、現在設計研究が進められている高速増殖炉を対象に、その研究進捗に応じた適用性検討に基づき作成されたものであるが、今後の設計研究及び安全研究の進展を踏まえて、引き続き明確化・具体化を図っていく必要がある。

#### II. 本要件の位置づけと適用範囲

本要件は、今日までの高速増殖炉に関する経験と最新の技術的知見に基づき、高速増殖炉の設置許可申請に係る安全審査に当たって確認すべき安全設計の基本方針について定めたものであって、原子炉施設の一般的な設計基準を指向したものではない。

安全審査においては、当該原子炉施設の安全設計が、少なくとも本要件の定める要求を十分に満足していることを確認する必要がある。ただし、安全設計の一部が本要件に適合しない場合であっても、それが技術的な改良、進歩等を反映したものであって、本要件を満足した場合と同様又はそれを上回る安全性が確保し得ると判断される場合は、これを排除するものではない。

#### III. 用語の定義

本要件において、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。

- (1) 「通常運転」とは、計画的に行われる起動、停止、出力運転、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。
- (2) 「異常状態」とは、通常運転を逸脱させるような、何らかの外乱が原子炉施設に加えられた状態であって、「運転時の異常な過渡変化」、「事故」及び「稀有事故」をいう。
- (3) 「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉の運転中において、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。
- (4) 「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、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるものをいう。
- (5) 「稀有事故」とは、「事故」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、発生した場合は炉心の損傷とそれに伴う原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、高速増殖炉の安全設計上の特徴と事象進展に対する影響緩和機能との関連により、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるものをいう。
- (6) 「設計拡張状態」とは、「稀有事故」を超える過酷な状態であって、発生する頻度は更に低く、技術的見地からは起こるとは考えられないが、炉心の著しい損傷に至り得る状態について、格納容器へ有意な熱的・機械的影響を及ぼさずに原子炉施設からの放射性物質の大量の放散が適切に抑制されることを評価するために想定する必要があるものをいう。
- (7) 「原子炉格納容器バウンダリ\*<sup>1</sup>」とは、「事故」及び「稀有事故」に対して、圧力及び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。

<sup>1</sup> 「原子炉格納容器」は、原子炉格納容器本体を示し、これとともにコンファイン

メント、隔離弁などの設備を総称する場合は「原子炉格納施設」を用いる。）

- (8) 「原子炉冷却材バウンダリ」とは、原子炉の通常運転時に、原子炉冷却材を内包し、異常状態において冷却材障壁を形成するものであって、それが破損すると原子炉冷却材漏えい事故となる範囲の施設をいう。
- (9) 「原子炉カバーガスバウンダリ」とは、原子炉の通常運転時に、原子炉冷却材の自由液面を覆うカバーガスを内包し、異常状態において原子炉カバーガスに対する障壁を形成するものであって、それが破損するとカバーガスが漏えいする範囲の施設をいう。
- (10) 「1次主冷却系」とは、原子炉の通常運転時及び異常状態において、炉心を直接冷却するための系統であり、中間熱交換器、1次主循環ポンプを経由する原子炉冷却材の循環流路を形成する容器、配管、機器をいう。
- (11) 「原子炉冷却系」とは、原子炉の通常運転時及び異常状態において、原子炉から熱を除去する系統（1次主冷却系、2次主冷却系、水・蒸気系、残留熱を除去する系統、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統等）をいう。
- (12) 「最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統」とは重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器において発生又は蓄積された熱を最終的な熱の逃がし場へ輸送する系統（非常用電源室空調の冷却設備等）をいう。
- (13) 「外管」とは、原子炉容器、中間熱交換器容器、1次主循環ポンプ容器の外側の1次主冷却系配管におけるナトリウムの漏えい検知及び化学反応の防止又は抑制並びに原子炉容器の液位確保のために、1次主冷却系配管の外側に設けられた別の配管状構造物をいう。
- (14) 「ガードベッセル」とは、原子炉容器、中間熱交換器容器、1次主循環ポンプ容器におけるナトリウムの漏えい検知及び化学反応の防止又は抑制並びにこれらの容器の液位確保のために、容器の外側に設けられた別の容器をいう。
- (15) 「高温停止状態」とは、原子炉は未臨界で、1次冷却材温度はプラントが通常停止した際の温度に維持される状態をいう。

「IV. 原子炉全般」以降の本文とその解説については別表1に示す。

## ○高速増殖炉の安全評価要件（素案）

### I. まえがき

本要件は、安全審査ワーキンググループによる検討の結果を高速増殖炉の安全評価の観点から整理することを目的としてとりまとめたものである。

この要件は、「高速増殖炉の安全評価方針」等を参考に、発電用ナトリウム冷却高速増殖炉（以下、「高速増殖炉」という）の設置許可申請（変更許可申請を含む。以下同じ）に係わる安全審査において、原子炉施設の安全評価の妥当性について判断する際の基本的な考え方を示すものである。

なお、本要件は、現在設計研究が進められている高速増殖炉を対象として検討を行ったものであるが、今後の設計研究及び安全研究の進展を踏まえて、引き続き明確化・具体化を図っていく必要がある。

### II. 安全設計評価

#### 1. 安全設計評価の目的

高速増殖炉原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性は、「高速増殖炉の安全設計要件」によって審査される。原子炉施設の幾つかの構築物、系統及び機器は、通常運転の状態のみならず、異常な状態、さらにはこれを超える過酷な状態においても、安全確保の観点から所定の機能を果たすべきことが、「高速増殖炉の安全設計要件」において求められている。したがって、高速増殖炉原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する上では、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」、「事故」及び「稀有事故」、並びにこれを超える過酷状態、すなわち「設計拡張状態」について解析し、評価を行うことが必要である。以下には、高速増殖炉の安全設計評価に当たって想定すべき事象、判断基準、解析に際して考慮すべき事項等を示す。

#### 2. 評価すべき範囲

##### 2.1 運転時の異常な過渡変化

原子炉の運転中において、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に至る事象を対象とする。

##### 2.2 事故

「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、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とする。

##### 2.3 稀有事故

「事故」を超える異常な状態であって、発生する頻度は更に低い、発生した場合は炉心の損傷とそれに伴う原子炉施設からの放射性物質の放出に至る可能性があり、高速増殖炉の安全設計上の特徴と事象進展に対する影響緩和機能との関連により、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とする。

##### 2.4 設計拡張状態

「稀有事故」を超える過酷な状態であって、発生する頻度はさらに低く技術的見地からは起こるとは考えられないが、結果が重大であると想定される状態であり、炉心の著しい損傷に至る可能性がある状態について、原子炉施設からの放射性物質の大量の放散が適切に抑制されることを評価するために想定する必要がある状態を対象とする。

#### 3. 評価すべき事象及び状態の選定

原子炉施設の「運転時の異常な過渡変化」、「事故」、「稀有事故」、「設計拡張状態」の各々に対し、前に示した安全設計評価の目的及び評価すべき範囲に基づいて、評価の対象とすべ

き事象及び状態を適切に選定しなければならない。

### 3.1 運転時の異常な過渡変化

前記 2. 1 に基づき、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下、「MS」という）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。ただし、類似の事象が二つ以上ある場合には、後記の判断基準に照らして、最も厳しい事象で代表させることができる。

- (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
- (3) その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象

### 3.2 事故

前記 2. 2 に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系、崩壊熱除去系等の緩和抑制機能、ナトリウムの化学反応の緩和抑制機能、及び放射性物質の放出抑制機能を有する主として MS に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。ただし、類似の事象が二つ以上ある場合には、後記の判断基準に照らして最も厳しい事象で代表させることができる。

- (1) 原子炉冷却材バウンダリの損傷又は炉心冷却状態の著しい変化
- (2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
- (3) 環境への放射性物質の異常な放出
- (4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化
- (5) その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象

### 3.3 稀有事故

前記 2. 3 に基づき、炉心の損傷とこれに伴う原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における、高速増殖炉の設計に特有の影響緩和機能、特に原子炉停止及び炉心冷却に係わる安全機能の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。ただし、類似の事象が二つ以上ある場合には、後記の判断基準に照らして最も厳しい事象で代表させることができる。

- (1) 運転時の異常な過渡変化時の主炉停止機能の喪失
- (2) 全交流電源喪失
- (3) その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象

### 3.4 設計拡張状態

前記 2. 4 に基づき、炉心の著しい損傷とこれに伴う原子炉施設からの放射性物質の大量の放出に至り得る状態について、原子炉施設が有する固有の緩和機能を含めて、これらの事象に対し適切な影響緩和対策が設けられ、原子炉施設からの放射性物質の放散が適切に抑制されること、特に、炉心損傷への進展防止及びシビアアクシデントの影響緩和の機能に係わる設計の妥当性を確認する見地から、原子炉施設の設計の特徴を踏まえて、代表的な状態を選定する。ただし、異常状態を超える状態におけるリスクのクリフエッジがないことを確認する観点から、発生頻度と影響を考慮して最も適切な状態で代表させることができる。

- (1) 運転時の異常な過渡変化時の反応度抑制機能の喪失
- (2) その他原子炉施設の設計により必要と認められる状態

## 4. 判断基準

### 4.1 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりとする。

- (1) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。
- (2) 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。
- (3) 原子炉冷却材バウンダリの温度が許容限界値以下であること。

### 4.2 事故

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりとする。

- (1) 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。
- (2) 原子炉冷却材バウンダリの温度は制限値を超えないこと。
- (3) 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。
- (4) 周辺の公衆に対し、著しい放射線の被ばくのリスクを与えないこと。

### 4.3 稀有事故

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりとする。

- (1) 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。
- (2) 原子炉冷却材バウンダリの温度は制限値を超えないこと。
- (3) 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。
- (4) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

### 4.4 設計拡張状態

設計拡張状態を想定した場合、炉心の著しい損傷に至る場合においても、原子炉格納容器によって、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認しなければならない。設計拡張状態では2つのカテゴリに対して設定する。炉心損傷の進展防止の評価では「炉心損傷がないこと」とし、このことを判断する基準は以下のとおりとする。

- (1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、著しい冷却材沸騰に至らないこと
- (2) 原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力および温度はその健全性が脅かされないこと
- (3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力および温度は最高使用圧力および温度以下であること

- (4) 周辺の公衆に対し、著しい放射線の被ばくのリスクを与えないこと

「設計拡張状態」における事故影響の緩和の評価においては「原子炉格納容器機能の維持」とし、このことを判断する基準は以下のとおりとする。

- (1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力および温度は最高使用圧力および温度以下であること
- (2) 周辺の公衆に対し、放射線障害を与えないこと。

#### 4.5 判断基準適用の原則

一つの事象に対し、複数の判断基準が適用される場合には、原則として各判断基準ごとに、結果が最も厳しくなるように解析条件を定めなければならない。ただし、解析条件を変えても、結果に与える影響が小さいこと、あるいは他の判断基準が満足されることが明らかとなることが示された場合には、最も厳しくなる一つの判断基準に対する解析条件で代表させることができる。

### 5. 解析に当たって考慮すべき事項

#### 5.1 解析に当たって考慮する範囲

想定された事象の解析を行うに当たっては、異常事象の発生前の状態として、当該原子炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、それぞれの事象に対する評価の目的と判断基準に照らして適切な初期状態を選定しなければならない。また、解析は、原則として事象が収束し、支障なく低温停止に至ることができることが合理的に推定できる時点までを包含しなければならない。

#### 5.2 安全機能等に対する仮定

- (1) 「運転時の異常な過渡変化」、「事故」及び「稀有事故」の解析に当たっては、想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、原則として「高速増殖炉の安全機能の重要度分類に関する要件」において定めるMS-1に属するもの及びMS-2に属するものによる機能とする。ただし、MS-3に属するものであっても、その機能を期待することの妥当性が示された場合においては、これを含めることができる。
- (2) 「運転時の異常な過渡変化」、「事故」及び「稀有事故」の解析に当たっては、想定された起因事象に加えて、これら異常状態に対処するために必要な系統、機器について、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行わなければならない。この場合、事象発生後短期間にわたっては動的機器について、また、長期間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、原則として故障を仮定しなくてもよい。静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しなくてもよい。
- (3) 「稀有事故」の区分においては、「運転時の異常な過渡変化」の起因事象に加えて、これらに対処するための特に重要度の高い安全機能である原子炉停止機能及び崩壊熱除去機能を有する系統に適切な多重故障を想定し、それぞれ後備炉停止機能及び全交流電源喪失時の崩壊熱除去機能を達成するための系統の設計の妥当性を確認する。
- (4) 「設計拡張状態」の解析に当たっては、原則として合理的な仮定に基づく最確評価を基本とし、設計拡張状態を想定したときの事象の推移と原子炉格納容器の機能及び放射性物質の放出抑制の機能が適切な裕度を有していることを評価し、確認する。
- (5) 事象及び状態に対処するために必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕を考慮しなければならない。
- (6) 安全保護系の動作を期待する場合においては、安全保護系作動のための信号の種類及び信号発生時点を明確にしなければならない。安全保護系以外の系であっても、その動作が解析の結果に有意の影響を与えるものについては、同様とする。
- (7) 「事故」及び「稀有事故」の解析に当たって、期待される安全機能のうち動力電源を必要とする系統の動作を期待する場合においては、外部電源が利用できない場合も考慮しなければならない。
- (8) 原子炉のスクラムの効果を期待する場合においては、スクラムを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なスクラム遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件にお

いて最大反応度値を有する制御棒 1 本(複数の制御棒が一つの駆動機構に接続される場合にあつては、その制御棒全数)が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果を考慮しなければならない。

### 5.3 解析に使用する計算プログラム、モデル及びパラメータ

想定された事象及び状態の解析に使用する計算プログラム等については、その使用の妥当性を確認しなければならない。解析に当たって使用するモデル及びパラメータは、それぞれの事象及び状態に対する評価の目的に照らして適切に選定しなければならない。

「運転時の異常な過渡変化」、「事故」及び「稀有事故」の解析に当たっては、評価の結果が厳しくなるように選定しなければならない。ただし、これらは評価目的の範囲内で合理的なものを用いてもよい。なお、パラメータに不確定因子が考えられる場合には、適切な安全余裕を見込まなければならない。

「設計拡張状態」の解析に当たっては、原則として合理的な仮定に基づく最確評価を基本とする。

## Ⅲ. 立地評価

### 1. 立地評価の目的

原子炉の立地条件の適否は、「原子炉立地審査指針」(従来の「仮想事故」に相当する「立地評価事故」として一本化されるように改訂されることを想定)によって審査される。

「立地評価事故」を仮定した場合に、公衆の受ける線量の評価値が判断のめやすを下回るように、周囲の非居住区域の距離の範囲及び人口密集地帯からの距離を確保すべきことが、「原子炉立地審査指針」において求められている。したがって、原子炉の立地条件の適否を判断する上では、「立地評価事故」について評価を行うことが必要である。以下には、立地評価に当たって想定すべき事象、判断基準、解析に際して考慮すべき事項等を示す。

### 2. 評価すべき範囲

「原子炉立地審査指針」に基づき、原子炉立地条件の適否を評価する見地から想定する必要がある事象を対象とする。

### 3. 評価すべき事象の選定

前記 2. に基づき、「Ⅱ. 安全設計評価」の解析結果を参考として、それらの中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事象及び状態を取り上げ、放射性物質の放出量を十分保守的に仮想した事故を想定する。

### 4. 判断基準

「原子炉立地審査指針」に適合しなければならない。

### 5. 解析に当たって考慮すべき事項

「立地評価事故」の解析に当たっては、「原子炉立地審査指針」の趣旨にのっとり行わなければならない。

別表 1 高速増殖炉の安全設計要件の素案 (1/17)

本文の解説	
<p><b>IV. 原子炉施設全般</b></p> <p><b>要件1. 準拠規格及び基準</b> 安全機能を有する構造物、系統及び機器は、設計、材料の選定、製作及び検査に基づ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。</p>	<p>安全機能を有する構造物、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。 「規格及び基準によるものである」とは、対象となる構造物、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。</p>
<p><b>要件2. 自然現象に対する設計上の考慮</b> 1. 安全機能を有する構造物、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きにも、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること。 2. 安全機能を有する構造物、系統及び機器は、地震以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計であること。重要度の特に高い安全機能を有する構造物、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条件、又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であること。</p>	<p>「適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計」とについては、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」において定めるところによる。 「自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計」とは、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、その設備が有する安全機能を達成する能力が維持されることをいう。 「重要度の特に高い安全機能を有する構造物、系統及び機器」とについては、別に「高速増殖炉の安全機能の重要度分類要件」において定める。 「予想される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、津波、風、凍結、積雪、地滑り等から適用されるものをいう。 「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、過去の記録の信頼性を考慮の上、少なくともこれを下回らない苛酷なものであって、かつ、統計的に妥当とみなされるものをいう。 なお、過去の記録、現地調査の結果等を参考にして、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。 「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網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変化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。</p>
<p><b>要件3. 外部人為事象に対する設計上の考慮</b> 1. 安全機能を有する構造物、系統及び機器は、想定される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。 2. 原子炉施設は、安全機能を有する構造物、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。</p>	<p>「外部人為事象」とは、飛行機落下、ダムの崩壊、爆発等をいう。</p>
<p><b>要件4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮</b> 安全機能を有する構造物、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。</p>	<p>「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、高速回転機器の破断、ガス爆発、重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、溢水、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。</p>
<p><b>要件5. 火災に対する設計上の考慮</b> 原子炉施設は、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 3 方策を適切に組み合わせて、火災により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。</p>	<p>「火災により原子炉施設の安全性を損なうことのない設計」とは、「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」に適合した設計をいう。</p>

別表 1 高速増殖炉の安全設計要件の素案 (2/17)

本文の解説	
<p><b>IV. 原子炉施設全般</b></p> <p><b>要件6. 環境条件に対する設計上の考慮</b> 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。</p> <p><b>要件7. 共用に関する設計上の考慮</b> 安全機能を有する構築物、系統及び機器が2基以上の原子炉施設間で共用される場合には、原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。</p> <p><b>要件8. 運転員操作に対する設計上の考慮</b> 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。</p> <p><b>要件9. ナトリウムに対する設計上の考慮</b> 1. 原子炉施設は、ナトリウムを内包する系統及び機器の破損の防止、破損の検知並びに破損時のナトリウムと空気、水等との化学反応又はその化学反応生成物の影響の緩和を適切に行える設計であること。 2. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原子炉施設内部で発生が想定されるナトリウムを内包する系統及び機器の破損にともなう化学反応又は化学反応生成物の影響により、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。 3. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、ナトリウムの凍結により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。</p> <p>(ナトリウムを内包し、内部に液面を有する機器は、その液面上を不活性ガス雰囲気とするとともにナトリウムが空気で接触しない構造とすること。)* *もんじゅの設計方針では第1項目に記載されている。</p>	<p>「その安全機能が期待されているすべての環境条件」とは、通常運転時及び異常状態において、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。</p> <p>ここでいう「原子炉の安全性を損なうことのない設計」とは、共用によっても、異常状態において必要とされる安全機能が阻害されることがなく、原子炉の1基が関与する異常状態において他の原子炉の停止及び残留熱除去が達成可能であること、並びに共用される構築物、系統及び機器の想定される故障により同時に2基以上の原子炉の事故をもたらしえないことをいう。</p> <p>「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に留意すること、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。</p> <p>また、異常状態発生後、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。</p> <p>(1) ナトリウムは化学的に活性が高く、空気、水等と反応する。したがって、ナトリウムを内包する系統及び機器は、気密化、不活性ガス雰囲気化等によりナトリウムが空気、水等と接触しない構造とすることはもちろん、その破損を防止する設計とすることがある。また、基本的にナトリウムを内包する系統及び機器の破損により安全機能を有する構築物、系統及び機器に影響が及ばないようにするとともに、影響が及ぶ恐れがある場合には、その影響により原子炉施設の安全性を損なうことがないよう、破損の検知及び破損時のナトリウムと空気、水等との化学反応又は化学反応生成物の影響の緩和を行う必要がある。</p> <p>(2) 原子炉冷却材を保有する主要機器、配管を収納するガードベッセル、外管、エンクロージャ又は部屋には、ナトリウム漏えい検出器を設け、ナトリウムの漏えいに対処できるようにする。ナトリウム漏えい検出器の検出性能は、最大の破損想定規模に対して十分な余裕を有するとともに、微少漏えいに対する信頼性を有する必要がある。</p> <p>(3) 「ナトリウムを内包する系統及び機器」とは、内包するナトリウムの量が少なく、それが破損した場合の影響がほとんどないもの以外の系統及び機器をいう。</p> <p>(4) 「ナトリウムと空気、水等との化学反応又はその化学反応生成物の影響」とは、ナトリウム漏えい時の燃焼及びナトリウムの保有熱による熱的影響、ナトリウムと水との急激な反応による機械的影響等の他、周辺環境への放射性物質あるいは化学反応生成物の放散による影響をいう。</p> <p>(5) 「適切に行える設計」とは、破損の防止、破損の検知、影響の緩和の3方策を、破損の影響の程度に応じて適切に組合せることをいう。</p> <p>(6) 「ナトリウムの凍結により原子炉施設の安全性を損なうことのない設計」とは安全機能を有する構築物、系統及び機器がその作動を要求される場合、安全機能が阻害されないようにナトリウムの凍結を防止した設計とすることをいう。</p>

別表 1 高速増殖炉の安全設計要件の素案 (3/17)

本文の解説	
<p><b>IV. 原子炉施設全般</b></p> <p><b>要件10. 信頼性に関する設計上の考慮</b></p> <p>1. 安全機能を有する構造物、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。</p> <p>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。</p> <p>3. 前項の系統は、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。</p>	<p>「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「高速増殖炉の安全機能の重要度分類要件」において定める。</p>
<p><b>要件11. 試験可能性に関する設計上の考慮</b></p> <p>安全機能を有する構造物、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ができる設計であること。</p>	<p>「適切な方法により」とは、安全機能の重要度に応じた信頼性を確保するのに十分な頻度及び方法により試験又は検査を行うことをいう。なお、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てもよい。</p>
<p><b>要件12. 「設計拡張状態」に対する設計上の考慮</b></p> <p>原子炉施設は、「設計拡張状態」に対して重大な炉心損傷への進展防止ができる設計とし、また、炉心損傷に至ったとしてもその事故影響の緩和を適切に図ることができる設計であること。</p>	<p>設計基準事象を超える「設計拡張状態」の影響が当該プラント内で防止及び緩和され、環境への放射性物質の放散が適切に抑制されるように設計されることが必要である。ここでいう「重大な炉心損傷への進展防止」とは、有意な出力上昇はなく、炉心の冷却形状は確保され、放射性物質の格納機能に有意な影響を及ぼさないことをいう。また、「事故影響の緩和」とは、想定される炉心損傷に対して、過度の出力上昇はなく、格納容器へ有意な熱的・機械的影響を及ぼさずに放射性物質の放散を適切に抑制することをいう。</p>

別表 1 高速増殖炉の安全設計要件の素案 (4/17)

本文の解説	
<p><b>V. 炉心及び原子炉</b></p> <p><b>要件13. 炉心設計</b></p> <p>1. 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまいで、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。</p> <p>2. 炉心を構成する燃料棒以外の構成要素及び原子炉容器内で炉心の近辺に位置する構成要素は、通常運転時及び異常状態において、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。</p>	<p>(1)「燃料の許容設計限界」とは、継続して原子炉の運転をすることができる限界をいい、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時において、その時に燃料が受ける影響の程度を考慮して適切な判断基準を設ける必要がある。</p> <p>(2)「通常運転時及び異常状態において、原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保し得る設計」とは、それぞれの運転状態において、原子炉を停止できることはもちろん、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においては、燃料の許容設計限界を超えることなく炉心の冷却が可能であること、さらに「事故」及び「稀有事故」時においては、炉心が著しい損傷に至ることなく冷却が可能であることをいう。</p>
<p><b>要件14. 燃料設計</b></p> <p>1. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。</p> <p>2. 燃料集合体は、輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計であること。</p> <p>3. 燃料集合体は、炉心支持構造物等の設計とあいまいで、異なる炉心領域に誤って装着されることを未然に防止し得る設計であること。</p> <p>4. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中を通じ、炉心支持構造物等の設計とあいまいで、集合体での冷却材流路の閉塞を防止し得る設計であること。</p>	<p>(1)「生じ得る種々の因子」とは、燃料棒の内外差圧、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。</p> <p>(2)「未然に防止し得る」とは、設計により誤装荷が防止されているか、又は、燃料装荷作業の完了に先立って誤装荷を発見し、安全な措置を施すことが可能であること等をいう。</p> <p>(3)燃料集合体の冷却材流路の閉塞防止については、閉塞の原因となる原子炉冷却材バウダリ内でのルースパーツ等の発生を防止することはもちろんのことであるが、万一発生した場合にも、燃料の大規模な破損とならないように、炉心支持構造物等の設計や燃料集合体自身の設計に対する配慮も必要である。ここでは、燃料集合体に対する設計上の配慮を求めるとあり、炉内構造物等との設計と合せて十分な能力を保有する必要がある。したがって、「冷却材流路の閉塞を防止し得る」とは、炉心構造物等の設計をも考慮に入れた上で、燃料集合体入口の冷却材流路を多流路とし、燃料棒間の間隙をスペーサにより確保するなどの設計により、想定される異物の侵入や燃料棒の変形により冷却材流路に閉塞が生じた場合にも、原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系機能とあいまいで、燃料集合体の損傷を防止できることをいう。</p>
<p><b>要件15. 原子炉の特性</b></p> <p>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。</p>	<p>(1)高速増殖炉では、炉心の広い領域において冷却材温度係数が正になり、炉心冷却材の温度上昇、沸騰、気泡通過により、正の反応度が添加される可能性がある。このため、まず、通常運転時において、すべての反応度効果を含めた出力係数が負となるように設計する。また、炉心大型化にともない冷却材温度係数自身が大きくなる傾向にあるので、流量減少型事象において、炉心冷却材温度の上昇にともない、炉心出力がより上昇する傾向を持つ。このため、想定される異常状態においては、原子炉冷却系及び原子炉停止系の機能とあいまいで、炉心冷却材の沸騰までの温度余裕を確保し、かつ、温度及び出力の上昇を制限できる設計とする必要がある。</p> <p>(2)「固有の出力抑制特性を有する」とは、通常運転時及び異常状態において、原子炉出力の過渡変化に対し、燃料の損傷を防止又は緩和するため、ドップラ係数、燃料温度係数、炉心支持板温度係数、冷却材温度係数、構造材温度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。</p>

別表 1 高速増殖炉の安全設計要件の素案 (5/17)

V. 炉心及び原子炉		本文の解説
<b>要件16. 反応度制御系</b> 1. 反応度制御系は、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計であること。 2. 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材パワードリを破損せず、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容器内部構造物の破壊を生じない設計であること。	なし	なし
<b>VI. 原子炉停止系</b> <b>要件17. 原子炉停止系の独立性及び試験可能性</b> 原子炉停止系は、少なくとも二つの独立した系を有するとともに、適切な方法により試験又は検査が行える設計であること。	なし	高速増殖炉の炉心は、出力密度が高く、冷却材温度係数が炉心中心部において正となるため、異常な過渡変化時の原子炉停止機能喪失を仮定した場合、短時間で冷却材沸騰から炉心損傷に至る場合がある。したがって、炉心損傷に至る可能性を工学的見地から無視できるように、原子炉停止系は高度の信頼性を確保する必要がある。そのためには、単に独立した系とすただけでなく、構成する系統及び機器に相互に多重性又は多様性を持たせるなどの十分な設計上の配慮を行う必要がある。ここでいう「十分な」とは、各系を構成する系統及び機器の信頼性が「高速増殖炉の安全機能の重要度分類要件」に定める原子炉停止系の信頼性の基本的目標を達成するのに十分なことをいう。
<b>要件18. 原子炉停止系の反応度停止余裕</b> 1. 原子炉停止系のうち独立した系の少なくとも一つは、通常運転時及び異常状態において、反応度効果の最も大きい制御棒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、かつ低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。 2. 原子炉停止系のもう一つの系は、通常運転時及び異常状態において、反応度効果の最も大きい制御棒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。	なし	なし
<b>要件19. 原子炉停止系の停止能力</b> 1. 原子炉停止系のうち独立した系の少なくとも一つは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時にあって、燃料の許容設計限界を超えることなく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。 2. 原子炉停止系のうち独立した系の少なくとも一つは、事故及び稀有事故時において、炉心を速やかに臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。 ただし、稀有事故のうち、「運転時の異常な過渡変化時の主炉停止系機能喪失時」においては、原子炉停止系のもう一つの系は炉心を速やかに高温状態で臨界未満にできる設計であること。	なし	「速やかに」とは、「事故」及び「稀有事故」の影響が、それぞれ安全設計評価における「事故」及び「稀有事故」の判断基準を超えることなく臨界未満にできることをいう。

別表 1 高速増殖炉の安全設計要件の素案 (6/17)

VII. 安全保護系		本文の解説
<p><b>要件20. 安全保護系の多重性</b> 安全保護系は、その系統を構成する機器若しくはチャンネルに単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、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。</p>	<p>「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要素素(抵抗器、コンデンサ、スイッチ、導線等)及びモジュール(内部連絡された構要素素の集合体)の配列であったり検出器から論理回路入口までをいう。</p>	
<p><b>要件21. 安全保護系の独立性</b> 安全保護系は、通常運転時、保修時、試験時及び異常状態において、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機器及びチャンネルを相互に分離し、それぞれの間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計であること。</p>	<p>「チャンネルを相互に分離し」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。</p>	
<p><b>要件22. 安全保護系の故障時の機能</b> 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。</p>	<p>(1)「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。 (2)「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。</p>	
<p><b>要件23. 安全保護系と計測制御系の分離</b> 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。</p>	<p>「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方針VI-1～3及び6、7を満たすことをいう。</p>	
<p><b>要件24. 安全保護系の試験可能性</b> 安全保護系は、原則として原子炉の運転中に、定期的に試験できるとともに、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。</p>	<p>「原子炉の運転中に、定期的に試験できる」とは、安全保護系の機能が健全に保持されていることを運転中に適当な期間毎に確認できることをいうが、運転中における機能確認試験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、崩壊熱除去系等の不必要な動作が発生しないことをいう。</p>	
<p><b>要件25. 安全保護系の過速時の機能</b> 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。</p>	<p>なし</p>	
<p><b>要件26. 安全保護系の「事故」及び「稀有事故」時の機能</b> 安全保護系は、「事故」及び「稀有事故」時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系及び必要な系統、設備の作動を自動的に開始させる設計であること。</p>	<p>なし</p>	

別表 1 高速増殖炉の安全設計要件の素案 (7/17)

本文の解説	
<p><b>Ⅷ. 炉心支持構造物</b></p> <p><b>要件27. 炉心支持構造物</b></p> <p>1. 炉心支持構造物は通常運転時および想定される地震時等において、炉心を保持するとともに、原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保できる設計であること。</p> <p>2. 炉心構造物は、燃料集合体への冷却材流路が異物により閉塞することを防止し得る設計であること。</p> <p>3. 炉心支持構造物は、通常運転時及び異常状態において、その健全性を確保できる設計であること。</p>	<p>(1)「炉心支持構造物」は、炉心支持板、炉内構造支持構造物等からなるものをいう。炉心の重量は、これら炉心支持構造物を經由して炉内構造物取付台から原子炉容器側へ、さらに原子炉容器支持構造から建物側へ十分な信頼性で伝達される必要がある。また、炉心支持構造物は、地震時においては、水平方向及び垂直方向の振動に対し、機械的構造健全性を確保するとともに、振動により燃料の健全性が損なわれないよう、炉心を支える相対変位による合計の反応度添加により燃料の健全性を防止できるような配慮が必要がある。さらに、燃料集合体の浮き上がりを防止する必要がある。ここでいう、「浮き上がりを防止できる」とは、浮き上がりを生じないか、又は、生じたとしても原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保できることをいう。</p> <p>(2)「閉塞することを防止し得る」とは、燃料集合体への冷却材流路の入口を、多数の異なる位置及び方向から冷却材が流入する多流路構造とするなどの設計により、想定される異物の侵入による燃料集合体の損傷が防止できるか又は損傷した場合にもその拡大を防止できることをいう。</p> <p>(3)「健全性を確保できる設計」とは機械荷重、地震力あるいは中性子照射による影響等に対して耐えるとともに、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であること、及び、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をいう。炉心支持構造の著しい健全性の喪失は、急速かつ大きな反応度投入事象となる恐れがあるため、合理的に達成し得る最高度の信頼性を維持できる設計とする必要がある。このような設計概念の中には、供用期間中検査による構造健全性の確認を基本要素としたセーフライフ設計、異常検知のためのモニタリングを前提とした複合構造設計、同様にモニタリングを前提とした多重構造設計あるいはそれらの組合せが含まれる。</p>

別表 1 高速増殖炉の安全設計要件の素案 (8/17)

IX. 原子炉冷却系	本文の解説
<p><b>要件28. 原子炉冷却材バウンダリの健全性</b>                      原子炉冷却材バウンダリは、通常運転時及び異常状態において、その健全性を確保できる設計であること。                      1. 原子炉冷却材バウンダリは、通常運転時及び異常状態において、その健全性を確保できる設計であること。                      2. 原子炉冷却材バウンダリ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。</p>	<p>(1)「健全性を確保できる設計」とは、原子炉停止系、計測制御系、安全保護系等の機能によって、原子炉冷却材バウンダリの過度の温度変化を抑制し、原子炉冷却材バウンダリ自体は、その遭遇する温度、温度勾配、温度変化に対して十分耐え、異常な原子炉冷却材の漏えい又は破壊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。                      (2)「原則として隔離弁を設けた設計」とは、その配管を通じての原子炉冷却材の漏えいのおそれがないものを除き、隔離弁を設けることをいう。</p>
<p><b>要件29. 原子炉冷却材バウンダリの破壊防止</b>                      原子炉冷却材バウンダリは、通常運転時、保修時、試験時及び異常状態において、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。</p>	<p>なし</p>
<p><b>要件30. 原子炉冷却材バウンダリの漏えい対策</b>                      原子炉冷却材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検出できる設計であること。</p>	<p>内圧が低く荷重制御型荷重が低い高速増殖炉にあっては、適切な設計対策や漏えい検知等の運転管理がなされるなどの前提の下で、漏えい先行型破損(LBB)の成立性が確保できる見込みが十分高い。その場合、LBB の成立性を踏まえ、破壊力学の知見を有効に活用して破損の形態と大きさを評価して漏えい口を想定し、漏えい対策設備の設計を行うことができる。</p>
<p><b>要件31. 原子炉冷却材バウンダリの試験及び検査</b>                      原子炉冷却材バウンダリは、その健全性を確認するために、適切な方法により試験及び検査ができる設計であること。</p>	<p>LBB の成立性が十分確保できる場合、原子炉冷却材バウンダリの供用期間中の検査については、原子炉冷却材の漏えいを速やかに検知できる供用期間中を通じてナトリウム漏えい監視が基本となる。</p>
<p><b>要件32. 原子炉冷却材の確保</b>                      1. ガードベッセルは、原子炉容器等から原子炉冷却材の漏えいがあった場合、原子炉停止系、安全保護系等の機能とあいまって、炉心の冷却に必要な原子炉冷却材を確保でき、かつ、漏えいしたナトリウムと空気等との化学反応を防止できる設計であること。                      2. 外管は 1 次冷却系配管から原子炉冷却材の漏えいがあった場合、原子炉停止系、安全保護系等の機能とあいまって、炉心の冷却に必要な原子炉冷却材を確保でき、かつ、漏えいしたナトリウムと空気等との化学反応を防止できる設計であること。                      3. ガードベッセル、外管は、その健全性を確認するために、適切な方法により試験又は 検査ができる設計であること。</p>	<p>(1)「炉心の冷却に必要な原子炉冷却材を確保でき」とは、残留熱を除去する系統による残留熱の除去を行うために必要な原子炉冷却材液位を確保できることをいう。                      (2)外管を設置する設計を行う場合には、ナトリウムの漏えいを速やかに検知できる内部環境を維持するとともに、漏えいしたナトリウムの熱的影響等に対してその健全性を確保できることが必要である。</p>

別表 1 高速増殖炉の安全設計要件の素案 (9/17)

IX. 原子炉冷却系	本文の解説
<p><b>要件33. 1次主冷却系</b>                      1. 1次主冷却系は、通常運転時及び異常状態において、炉心の冷却に必要な原子炉冷却材流量を確保できる設計であること。                      2. 1次主冷却系は、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へのガス混入及び系統内のガスの滞留を抑制できる設計であること。</p>	
<p><b>要件34. 2次主冷却系</b>                      1. 2次冷却系は、通常運転時及び異常状態において、その健全性を確保できる設計であること。                      2. 2次冷却系は、蒸気発生器伝熱管からの水漏えいが生じた場合でも、その影響により、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うことがないよう考慮された設計であること。</p>	なし
<p><b>X. 原子炉カババーガスバウンダリ</b></p>	本文の解説
<p><b>要件35. 原子炉カババーガスバウンダリの健全性</b>                      1. 原子炉カババーガスのバウンダリは、通常運転時及び異常状態において、その健全性を確保できる設計であること。                      2. 原子炉カババーガスのバウンダリ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。</p>	<p>「隔離弁を設けた設計」とは、1次アルゴンガス系に接続され、その一部が原子炉カババーガスバウンダリを形成する配管系に関しては、原子炉カババーガス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、原子炉カババーガス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。</p>
<p><b>要件36. 原子炉カババーガスバウンダリの漏えい検出</b>                      原子炉カババーガスバウンダリから原子炉カババーガスの漏えいがあった場合、その漏えいを検出できる設計であること。</p>	なし

別表 1 高速増殖炉の安全設計要件の素案 (10/17)

X I. 残留熱を除去する系統		本文の解説
<b>要件37. 残留熱を除去する系統の機能</b>	<p>1. 残留熱を除去する系統は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の停止後、燃料の許容設計限界を超えることなく、かつ、原子炉冷却材パウンダリの健全性を十分な余裕を持って確保できるように、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最終的な熱の逃がし場に輸送できる設計であること。</p> <p>2. 残留熱を除去する系統は、「事故」及び「稀有事故」時に、原子炉の停止後、燃料の重大な損傷を防止でき、かつ、原子炉冷却材パウンダリの健全性を確保できるように、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最終的な熱の逃がし場に輸送できる設計であること。</p>	<p>(1)「残留熱を除去する系統」とは、原子炉停止後に、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(USFR)における炉心補助冷却系)をいう。</p> <p>(2)「原子炉冷却材パウンダリの健全性を十分な余裕を持って確保できる」とは、原子炉冷却材パウンダリの温度が、通常運転に復帰するのに支障のない範囲に維持されることをいう。</p> <p>(3)「その他の残留熱」とは通常運転中に炉心、1次主冷却系の構成材、1次主冷却材、2次主冷却材に蓄積された熱をいう。</p>
<b>要件38. 残留熱を除去する系統の信頼性及び試験可能性</b>	<p>1. 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ように、多重性及び独立性を適切に備えた設計であること。</p> <p>2. 残留熱を除去する系統は、定期的に試験及び検査ができるとともに、その健全性を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること。</p>	<p>(1)原子炉の停止とそれに引続く残留熱の除去は、原子炉施設の安全性確保の基本となる機能であり、残留熱を除去する系統は、原子炉停止系と同様の高度の信頼性を確保することが必要である。</p> <p>この信頼性の確保に当たっては、多重性及び独立性及び独立性を確保することはもちろん、自然循環を行いやすい液体金属冷却高速増殖炉の特性を生かして、自然循環熱を有効に活用することが重要である。</p> <p>(2)「多重性及び独立性及び独立性を適切に備え」とは、「高速増殖炉の安全機能の重要度分類要件」に定める信頼性の基本的目標を達成するために、多重性及び独立性及び独立性を適切に組合せることをいう。</p>
<b>要件39. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統</b>	<p>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造物、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。</p> <p>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ように、多重性及び独立性を備え、かつ、適切な方法により試験又は検査ができる設計であること。</p>	<p>「最終的な熱の逃がし場」とは、海、大気、河、池、湖をいう。</p>
<b>要件40. 電源喪失に対する設計上の考慮</b>	<p>原子炉施設は、短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、停止後の残留熱除去を行える設計であること。</p>	なし

別表 1 高速増殖炉の安全設計要件の素案 (11/17)

本文の解説	
<p><b>X II. 原子炉格納容器</b></p> <p><b>要件41. 原子炉格納容器の機能</b></p> <p>1. 原子炉格納容器は、「事故」及び「稀有事故」時に、その事象に起因する荷重(圧力、温度)及び想定される地震荷重に耐え、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率を超えることがない設計であること。</p> <p>2. 原子炉格納容器は、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。</p> <p>3. 原子炉格納容器は、電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計であること。</p>	<p>「その事象に起因する荷重(圧力、温度)に耐え」とは、「事故」及び「稀有事故」時において、その事象に起因する圧力、温度が最高使用圧力、最高使用温度以下であることという。</p>
<p><b>要件42. 原子炉格納容器ハウンドダリの破損防止</b></p> <p>原子炉格納容器ハウンドダリは、通常運転時、保修時、試験時及び異常状態において、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。</p>	<p>なし</p>
<p><b>要件43. 原子炉格納容器の隔離機能</b></p> <p>1. 原子炉格納容器壁を貫通する配管系は、原則として、原子炉格納容器隔離弁を設けた設計であること。</p> <p>2. 主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、「事故」及び「稀有事故」時に、隔離機能の確保が必要となる事象に際して、原則として、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。</p>	<p>(1)「原子炉格納容器隔離弁」とは、自動隔離弁(「事故」及び「稀有事故」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逆止弁をいう。上記でいう「事故」及び「稀有事故」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。</p> <p>(2)「原則として、原子炉格納容器隔離弁を設けた設計」とは、その配管を通じての放射性物質の漏えいが原子炉格納容器の設計漏えい率に対して有意な寄与とならない程度に少ないものを除き、原子炉格納容器隔離弁を設けることをいう。</p> <p>(3)「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恐れのある配管系をいう。</p> <p>(4)原則として、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、原子炉格納容器隔離弁以外の隔離障壁とあいまって、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。この機能は、「事故」及び「稀有事故」時においては、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確保されねばならない。また、ここでいう「原則として」とは、主要な配管系であっても「事故」又は「稀有事故」の収束に必要な系統の配管系は、その系統の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なければならない。</p> <p>なお、自動的に閉止される原子炉格納容器隔離弁も、「事故」及び「稀有事故」後の必要な処置のため隔離解除が考慮されなければならない。</p>

別表 1 高速増殖炉の安全設計要件の素案 (12/17)

X II. 原子炉格納容器		本文の解説
<p><b>要件44. 原子炉格納容器隔離弁</b></p> <p>1. 原子炉格納容器隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に接近して設けた設計であること。</p> <p>2. 原子炉格納容器隔離弁の設置は、次の設計であること。</p> <p>(1) 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、原則として原子炉格納容器の内側に1個及び外側に1個とすること。</p> <p>(2) 前号(1)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、原則として原子炉格納容器の外側に1個とすること。</p> <p>(3) 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。</p> <p>(4) 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。</p>	<p>「原子炉格納容器の外側で閉じていない配管」とは、「事故」及び「稀有事故」時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。</p> <p>「原則として原子炉格納容器の内側に1個及び外側に1個とする」とは、原子炉格納容器隔離機能以外の安全上の考慮も含め、その妥当性が示される場合には、外側に2個の原子炉格納容器隔離弁を設けることも許容されることを意味する。</p> <p>「原則として原子炉格納容器の外側に1個とする」とは、機能状態を考慮し原子炉格納容器外部に連絡していない配管系については、内側又は外側に1個の原子炉格納容器隔離弁を設けることも許容されることを意味する。</p>	
<p><b>要件45. 非常用ガス処理系</b></p> <p>1. 非常用ガス処理系は、「事故」及び「稀有事故」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。</p> <p>2. 非常用ガス処理系は、「事故」及び「稀有事故」時に、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ように、多重性又は多様性及び独立性を備え、かつ、適切な方法により試験又は検査ができる設計であること。</p>	<p>「非常用ガス処理系」とは、「事故」及び「稀有事故」時に、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質が直接環境へ放散されることを防止する設備であり、コンファインメント、非常用ガス処理設備等をいう。</p>	

別表 1 高速増殖炉の安全設計要件の素案 (13/17)

XIII. 計測制御系及び電気系統	本文の解説
<p><b>要件46. 計測制御系</b></p> <p>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いて、次の各号に掲げる事項を十分考慮した設計であること。</p> <p>(1) 炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉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は、適切な予想範囲に維持制御されること。</p> <p>(2) 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より監視が可能な設計であること。</p> <p>2. 計測制御系は、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを適切な方法で十分な範囲にわたり監視し得るとともに、必要なものについては、記録が可能な設計であること。</p> <p>特に原子炉の停止状態及び炉心の冷却状態は、2種類以上のパラメータにより監視又は推定できる設計であること。</p>	<p>なし</p>
<p><b>要件47. 電気系統</b></p> <p>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源を必要とする場合においては、外部電源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る設計であること。</p> <p>2. 外部電源系は、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。</p> <p>3. 非常用所内電源系は、多重性又は多様性及び独立性を有し、その系統を構成する機器の単一故障を仮定しても次の各号に掲げる事項を確実に行うのに十分な容量及び機能を有する設計であること。</p> <p>(1) 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。</p> <p>(2) 事故及び稀有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必要の系統及び機器の安全機能を確保すること。</p> <p>4. 重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分を適切な方法により試験又は検査できる設計であること。</p>	<p>(1)「外部電源系」とは、外部電源(電力系統又は主発電機)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。</p> <p>(2)「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ア、ケーブル等)をいう。</p> <p>(3)「重要度の特に高い安全機能」及び「重要度の高い安全機能」については別に「高速増殖炉の安全機能の重要度分類要件」において定める。</p>

別表 1 高速増殖炉の安全設計要件の素案 (14/17)

XIV. 制御室及び緊急時施設	本文の解説
<p><b>要件48. 制御室</b>                      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とともに、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。</p>	なし
<p><b>要件49. 制御室外からの原子炉停止機能</b>                      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。                      (1) 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。                      (2) 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。</p>	なし
<p><b>要件50. 制御室の居住性に関する設計上の考慮</b>                      制御室は、火災に対する防護設計がなされ、さらに、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。</p>	なし
<p><b>要件51. 原子力発電所緊急時対策所</b>                      原子炉施設は、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。</p>	なし
<p><b>要件52. 通信連絡設備に関する設計上の考慮</b>                      原子炉施設は、適切な警報系及び通信連絡設備を備え、事故時に原子力発電所内に居るすべての人に対する的確に指示ができるとともに、原子力発電所と所外必要箇所との通信連絡設備は、多重性又は多様性を備えた設計であること。</p>	なし
<p><b>要件53. 避難通路に関する設計上の考慮</b>                      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。</p>	なし

別表 1 高速増殖炉の安全設計要件の素案 (15/17)

X V. 燃料取扱系	本文の解説
<p><b>要件54. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備</b></p> <p>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。</p> <p>(1) 安全機能を有する構造物、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。</p> <p>(2) 放射線防護のための適切な遮へいを有すること。</p> <p>(3) 貯蔵設備及び取扱設備は、適切な格納系及び空気浄化系を有すること。</p> <p>(4) 貯蔵設備は、適切な貯蔵能力を有すること。</p> <p>(5) 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。</p> <p>2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。</p> <p>(1) 貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ輸送できる系統及びその浄化系を有すること。</p> <p>(2) 貯蔵設備は、冷却材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。</p> <p>(3) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。</p> <p>(4) 取扱設備は、取扱い中の燃料の温度が過度に上昇することを防止できること。</p>	<p>なし</p>
<p><b>要件55. 燃料の臨界防止</b></p> <p>燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、幾何学的な安全配置又はその他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止できる設計であること。</p>	<p>なし</p>
<p><b>要件56. 燃料取扱場所のモニタリング</b></p> <p>燃料取扱場所は、崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態及び過度の放射線レベルを検出できるとともに、これを適切に従事者に伝えるか、又はこれに対して自動的に対処できる設計であること。</p>	<p>なし</p>

別表 1 高速増殖炉の安全設計要件の素案 (16/17)

XVI. 放射性廃棄物処理施設	本文の解説
<p><b>要件57. 放射性気体廃棄物の処理施設</b> 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性気体廃棄物の処理施設は、適切なる過、貯留、減衰、管理等により、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。</p>	なし
<p><b>要件58. 放射性液体廃棄物の処理施設</b> 1. 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性液体廃棄物の処理施設は、適切なる過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰、管理等により、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り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。</p>	なし
<p><b>要件59. 放射性固体廃棄物の処理施設</b> 原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の処理施設は、廃棄物の破砕、圧縮、焼却、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計であること。</p>	なし
<p><b>要件60. 固体廃棄物貯蔵施設</b> 固体廃棄物貯蔵施設は、原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計であること。</p>	なし

別表 1 高速増殖炉の安全設計要件の素案 (17/17)

XⅧ. 放射線管理	本文の解説
<p><b>要件61. 周辺の放射線防護</b>                      原子炉施設は、通常運転時に於いて原子炉施設からの直接ガンマ線及びブサイクシヤインガンマ線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。</p>	<p>なし</p>
<p><b>要件62. 放射線業務従事者の放射線防護</b>                      1. 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。                      2. 原子炉施設は、異常状態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。</p>	<p>なし</p>
<p><b>要件63. 放射線業務従事者の放射線管理</b>                      原子炉施設は、放射線業務従事者を放射線から防護するために、放射線被ばくを十分に監視及び管理するための放射線管理施設を設けた設計であること。                      また、放射線管理施設は、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計であること。</p>	<p>なし</p>
<p><b>要件64. 放射線監視</b>                      原子炉施設は、通常運転時及び異常状態において、少なくとも原子炉格納容器内雰囲気、原子炉施設の周辺監視区域周辺及び放射性物質の放出経路を適切にモニタリングできるとともに、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計であること。</p>	<p>なし</p>

## 付録 C 高速増殖炉の安全機能の重要度分類要件案

### ○高速増殖炉の安全機能の重要度分類要件（素案）

#### I. まえがき

本要件は、安全審査ワーキンググループによる検討の結果を安全設計の観点から整理することを目的としてとりまとめたものである。

原子炉施設の安全性を確保するために必要な各種の機能（以下、「安全機能」という）について、安全上の見地からそれらの相対的な重要度を定め、もって、これらの安全機能を果たすべき構築物、系統および機器の設計に対して適切な要求を課すための基礎を定めることが、安全機能の重要度分類の目的である。ここでは、「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」を参考にするとともに、確率論的な検討、すなわち定量的な信頼度や事象発生頻度に基づく考察も踏まえて、高速増殖炉の安全機能の重要度分類に関する要件をまとめた。

なお、本要件は、現在設計研究が進められている高速炉を対象に、その研究進捗に応じた適用性検討に基づき作成されたものであるが、今後の設計研究および安全研究の進展を踏まえて、引続き明確化・具体化を図っていく必要がある。

#### II. 本要件の位置づけと適用範囲

本要件は、今日までの高速増殖炉に関する経験と最新の技術的知見に基づき、高速増殖炉の設置許可申請に係る安全審査において、「高速増殖炉の安全設計要件」（以下「安全設計要件」という。）に定める各要件の具体的な適用に当たって、安全機能の重要度分類についての判断のめやすを与えるものである。

#### III. 安全機能の重要度分類

##### 1. 安全機能の区分

安全機能を有する構築物、系統及び機器を、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種類に分類する。

- (1) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、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（異常発生防止系。以下「PS」という。）。
  - (2) 原子炉施設の異常状態において、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を防止し、又は緩和する機能を有するもの（異常影響緩和系。以下「MS」という。）。
    2. 重要度分類

##### 2. 重要度分類

PS 及び MS のそれぞれに属する構築物、系統及び機器を、その有する安全機能の重要度に応じ、それぞれクラス1、クラス2及びクラス3に分類する。それぞれのクラスの呼称は第1表に掲げるとおりとし、それぞれのクラスに属する構築物、系統及び機器の定義並びにその安全機能は、第2表に掲げるとおりとする。

#### IV. 分類の適用の原則

第2表に示す分類を、具体的に適用する場合は、原則として次項以下に定めるところによるものとする。

##### 1. 関連系の範囲と分類

第2表に示す安全機能を直接果たす構築物、系統及び機器（以下「当該系」という。）が、その機能を果たすために直接又は間接に必要とする構築物、系統及び機器（以下「関連系」という。）の範囲と分類は、次の各号に掲げるところによるものとする。

- (1) 当該系の機能遂行に直接必要となる関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとみなす。

- (2) 当該系の機能遂行に直接必要はないが、その信頼性を維持し、又は担保するために必要な関連系は、当該系より下位の重要度を有するものとみなす。ただし、当該系がクラス3であるときは、関連系はクラス3とみなす。
2. 二つ以上の安全機能を有する構築物、系統及び機器  
一つの構築物、系統及び機器が、二つ以上の安全機能を有するときは、果たすべきすべての安全機能に対する設計上の要求を満足しなければならない。
3. 分離及び隔離の原則  
安全機能を有する構築物、系統又は機器は、これら二つ以上のもの間において、又は安全機能を有しないものとの間において、その一方の運転又は故障等により、同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全機能が阻害され、もって原子炉施設の安全が損なわれることのないように、機能的隔離及び物理的分離を適切に考慮しなければならない。
4. 異クラスの接続  
重要度の異なる構築物、系統又は機器を接続するときは、下位の重要度のものに上位の重要度のものと同等の設計上の要求を課すか、又は上位の重要度のものと同等の隔離装置等によって、下位の重要度のものの故障等により上位の重要度のものの安全機能が損なわれないように、適切な機能的隔離が行われるよう考慮しなければならない。

## V. 安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する設計上の考慮

1. 基本的目標  
各クラスに属する構築物、系統及び機器の基本設計ないし基本的設計方針は、確立された設計、建設及び試験の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次の各号に掲げる基本的目標を達成できるものでなければならない。
- (1) クラス1：合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。  
(2) クラス2：高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。  
(3) クラス3：一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
2. 「安全設計要件」への分類の適用  
安全機能を有する構築物、系統及び機器については、上記1.の基本的目標を満足するように、設計上の配慮がなされなければならない。このため、「安全設計要件」に、本要件の分類を次の各号に定めるところにより適用する。
- (1) 信頼性に対する設計上の考慮  
次に掲げる系統は、「安全設計要件」要件10. 第2項の「重要度の特に高い安全機能を有する系統」とみなす。
- (a) MS-1  
(b) MS-2のうち  
i) 事故時のプラント状態の把握機能を果たすべき系統  
ii) 使用済燃料の冷却機能を果たすべき系統  
iii) 蒸気発生器水漏えい時の健全性確保機能の一部（水漏えい検出系）
- (2) 自然現象に対する設計上の考慮  
次に掲げるものは、「安全設計要件」要件2. 第2項の「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」とみなす。
- (a) クラス1  
(b) クラス2のうち、特に自然現象の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器。
- (3) 電気系統に対する設計上の考慮  
「安全設計要件」要件47. 第1項及び第4項の「重要度の特に高い安全機能」及び「重要度の高い安全機能」とは、それぞれ次に掲げるものをいう。
- (a) 重要度の特に高い安全機能  
i) MS-1  
ii) MS-2のうち、

- ア) 事故時のプラント状態の把握機能
- イ) 使用済燃料の冷却機能
- ウ) 蒸気発生器の水漏えい時の健全性確保機能の一部（水漏えい検出系）
- エ) 制御室外からの安全停止機能
- オ) 非放射性ナトリウムの燃焼抑制機能（原子炉停止後の除熱機能）
- (b) 重要度の高い安全機能
  - i) クラス 1
  - ii) クラス 2

第 1 表. 安全上の機能別重要度分類

機能による分類		安全機能を有する構築物、系統及び機器		安全機能を有しない構築物、系統及び機器
		異常の発生防止機能を有するもの(PS)	異常の影響緩和の機能を有するもの(MS)	
安全に関連する構築物、系統及び機器	クラス 1	PS-1	MS-1	
	クラス 2	PS-2	MS-2	
	クラス 3	PS-3	MS-3	
安全に関連しない構築物、系統及び機器				安全機能以外の機能のみを行うもの

第2表. 安全上の機能別重要度分類

分類	定義	機能
クラス1	PS-1 1) その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材バウンダリ機能
		2) 炉心形状の維持機能
	MS-1 1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器  2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能
		2) 未臨界維持機能
		3) 原子炉停止後の除熱機能
		4) 原子炉冷却材の液位確保機能
		5) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能
		1) 特に重要な安全機能を有する設備への作動信号の発生機能
	2) 放射性ナトリウム燃焼抑制機能（放射性物質の閉じ込め機能維持）	
	3) 安全上特に重要な関連機能	
クラス2	PS-2 1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのあるか、若しくはナトリウムと水との化学反応又は化学反応生成物の影響により原子炉施設の安全性が損なわれるおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材バウンダリとあいまって、一次系の障壁となる機能
		2) 原子炉冷却材を内蔵する機能（ただし、原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものは除く。）
		3) 原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能
		4) 燃料を安全に取り扱う機能
		5) 非放射性ナトリウムの保持機能
		6) ナトリウムと水との障壁となる機能
		7) 使用済燃料の冷却機能
	MS-2 1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器  2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	1) 使用済み燃料の冷却機能
		2) 使用済み燃料の冷却材液位確保機能
		3) 放射性物質放出の防止機能
1) 事故時のプラント状態の把握機能		
2) 制御室外からの安全停止機能		
3) 非放射性ナトリウムの燃焼抑制機能（原子炉停止後の除熱機能）		
4) 蒸気発生器水漏えい時の健全性確保機能		
クラス3	PS-3 1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器  2) 冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	1) 主冷却系冷却材の循環機能
		2) 使用済燃料冷却材の循環機能
		3) 放射性物質の貯蔵機能
		4) 電源供給機能（非常用を除く。）
		5) プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く。）
		6) プラント運転補助機能
		7) ナトリウム酸化防止機能
		8) 非放射性ナトリウムの浄化機能
		9) 燃料集合体毎の流量配分機能
	MS-3 1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器  2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能
2) 冷却材の浄化機能		
1) 運転時の異常な過渡変化時の事象緩和機能		
1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能		
2) 非放射性ナトリウムの燃焼抑制機能		

This is a blank page.

# 国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位

基本量	SI基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質の量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m <sup>2</sup>
体積	立法メートル	m <sup>3</sup>
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s <sup>2</sup>
波数	毎メートル	m <sup>-1</sup>
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m <sup>2</sup>
比体積	立方メートル毎キログラム	m <sup>3</sup> /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m <sup>2</sup>
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 <sup>(a)</sup> , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m <sup>3</sup>
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m <sup>2</sup>
屈折率 <sup>(b)</sup>	(数字の)	1
比透磁率 <sup>(b)</sup>	(数字の)	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。  
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI組立単位		
	名称	記号	他のSI単位による表し方
平面角	ラジアン <sup>(b)</sup>	rad	1 <sup>(b)</sup>
立体角	ステラジアン <sup>(b)</sup>	sr <sup>(c)</sup>	1 <sup>(b)</sup>
周波数	ヘルツ <sup>(d)</sup>	Hz	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m kg s <sup>-2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s
電荷, 電気量	クーロン	C	s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	Vs
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(e)</sup>	°C	K
光照射度	ルーメン	lm	cd sr <sup>(c)</sup>
放射線量	グレイ	Gy	J/kg
放射性核種の放射能 <sup>(f)</sup>	ベクレル <sup>(d)</sup>	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト <sup>(g)</sup>	Sv	J/kg
酸素活性化	カタール	kat	s <sup>-1</sup> mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。  
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。  
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。  
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。  
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。  
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。  
 (g) 単位シーベルト (PV.2002.70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI組立単位	
	名称	記号
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s
表面張力	ニュートンメートル	N m
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s <sup>2</sup>
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	W/m <sup>2</sup>
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>
電表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>
誘電率	ファラド毎メートル	F/m
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s
放射線強度	ワット毎ステラジアン	W/sr
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m <sup>2</sup> sr)
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m <sup>3</sup>

表5. SI接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 <sup>24</sup>	ヨタ	Y	10 <sup>1</sup>	デシ	d
10 <sup>21</sup>	ゼタ	Z	10 <sup>2</sup>	センチ	c
10 <sup>18</sup>	エクサ	E	10 <sup>3</sup>	ミリ	m
10 <sup>15</sup>	ペタ	P	10 <sup>6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>12</sup>	テラ	T	10 <sup>9</sup>	ナノ	n
10 <sup>9</sup>	ギガ	G	10 <sup>12</sup>	ピコ	p
10 <sup>6</sup>	メガ	M	10 <sup>15</sup>	フェムト	f
10 <sup>3</sup>	キロ	k	10 <sup>18</sup>	アト	a
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h	10 <sup>21</sup>	ゼプト	z
10 <sup>1</sup>	デカ	da	10 <sup>24</sup>	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>
リットル	L, l	1 L=1 dm <sup>3</sup> =10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>
トン	t	1 t=10 <sup>3</sup> kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 <sup>-19</sup> J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 <sup>-27</sup> kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 <sup>11</sup> m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1 MPa=100 kPa=10 <sup>5</sup> Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322 Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1 nm=100 pm=10 <sup>-10</sup> m
海里	M	1 M=1852 m
バイン	b	1 b=100 fm <sup>2</sup> =(10 <sup>12</sup> cm) <sup>2</sup> =10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>
ノット	kn	1 kn=(1852/3600) m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的関係は、 対数量の定義に依存。
ベール	B	
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エル	erg	1 erg=10 <sup>-7</sup> J
ダイン	dyn	1 dyn=10 <sup>-5</sup> N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm <sup>-2</sup> =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm <sup>2</sup> s <sup>-1</sup> =10 <sup>-4</sup> m <sup>2</sup> s <sup>-1</sup>
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm <sup>-2</sup> =10 <sup>4</sup> cd m <sup>-2</sup>
フオト	ph	1 ph=1 cd sr cm <sup>-2</sup> 10 <sup>4</sup> lx
ガリ	Gal	1 Gal=1 cm s <sup>-2</sup> =10 <sup>-2</sup> ms <sup>-2</sup>
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm <sup>2</sup> =10 <sup>-8</sup> Wb
ガウス	G	1 G=1 Mx cm <sup>-2</sup> =10 <sup>-4</sup> T
エルステッド <sup>(c)</sup>	Oe	1 Oe <sub>e</sub> =(10 <sup>3</sup> /4π) A m <sup>-1</sup>

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「△」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 <sup>10</sup> Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 <sup>-4</sup> C/kg
ラド	rad	1 rad=1 cGy=10 <sup>-2</sup> Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 <sup>-9</sup> T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 <sup>-15</sup> m
メートル系カラット		1メートル系カラット=200 mg=2×10 <sup>-4</sup> kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858 J (「15°C」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1 μm=10 <sup>-6</sup> m

