

第4世代ナトリウム冷却高速炉の 安全設計クライテリアに関する調査研究

「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア」特別専門委員会

平成24年1月

一般社団法人 日本原子力学会

第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリアに関する調査研究

「第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア」特別専門委員会

今般の福島第一原子力発電所事故（2011/3/11）により、現在、我が国のエネルギー政策は議論されているところであり、我が国で国家プロジェクトとして推進してきた高速増殖炉（FBR）サイクル技術の実用化についても議論されることになっている。世界においても、この事故により既設炉の安全性確認等や一部の国では政策変更を行なうことになり、少なからず影響を受けた。しかしながら、フランス・ロシア・中国・インドでは、第 4 世代炉概念として有望なナトリウム冷却 FBR の開発計画は維持されており、FBR は現実に運転されている状況にある。

第 4 世代炉国際フォーラム（GIF）では、福島第一原子力発電所事故以前の 2010 年に GIF 議長により、ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア（SDC）を構築することが表明され、2011～2012 年度に構築作業を進めることになっている。GIF-SDC タスクフォース第 2 回会合（2011 年 12 月）には第 1 次案を提示することになっていた。

福島第一原子力発電所事故を受けて、世界的に原子力発電所の安全性向上を謳っており、国内外で原子力安全の議論が高まることは必至である。特に、GIF の場で議論されるナトリウム冷却高速炉の SDC は高い安全性の水準で構築されると考えられる。

そのため、本調査研究では、初年度として、国際的な SDC の構築に向けて、国際的な安全基準の動向等を調査したうえで、SDC の検討を行い、第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の安全性に関して論点整理を行った。

SDC 構築に当たっては、軽水炉の安全設計要件を記載した IAEA SSR2/1（旧 NS-R-1、改訂版ドラフト DS414）の構成を参考にして、第 4 世代炉の安全目標と安全アプローチを踏まえた上で、ナトリウム冷却高速炉の特徴を盛り込み、福島第一原子力発電所事故からの教訓を反映することとした。IAEA SSR2/1 では、設計基準事故を超える設計拡張状態（DEC）が取り入れられており、第 4 世代炉においては設計により DEC への対応を強化することとしている。

本委員会では、SDC を検討するに際して、第 1 次素案に対して委員から意見書を提出する方式で、議論の効率化を図った。多くの意見に対して回答書を作成するとともに、意見を反映して SDC の改訂を図った。また、意見を分類することにより、論点が抽出され、委員会で議論がなされた。本委員会では、以下の事項について論点整理がなされた。

- ・ 事象区分と深層防護
- ・ DEC の考え方（炉心損傷防止と影響緩和／外部事象／Na 化学反応／燃料取扱設備）
- ・ 再臨界エネルギー発生に関する要件
- ・ 原子炉容器内事象終息を要件とする必然性
- ・ 信頼性の要件（多重性、多様性、独立性など）
- ・ 電源喪失の想定 など

目次

1. 緒言	1
2. 高速増殖炉の安全関連技術に関する技術開発動向調査	3
2.1. FBR 開発の動向	3
2.1.1. FBR サイクルの実用化研究開発 (FaCT) の始動	3
2.1.2. 当初の FBR システム開発工程案	3
2.1.3. 各国の FBR 開発の動向	4
2.1.4. FBR 開発の国際協力	6
2.1.5. 福島第一原子力発電所事故後の FBR 開発の方向性	7
2.1.6. 福島第一原子力発電所事故後の FaCT プロジェクト	7
2.2. GIF の動向	7
2.2.1. GIF の概要	7
2.2.2. SDC-TF の概要	8
2.2.3. SDC の構築スケジュール	9
2.3. 軽水炉と高速炉の安全設計の比較	9
2.3.1. ナトリウム冷却高速炉の特徴	10
2.3.2. 燃料取扱い設備の特徴	11
2.3.3. シビアアクシデントに関する特徴	11
2.4. ナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要	11
2.4.1. ナトリウム冷却高速炉の安全設計の基本的考え方	11
2.4.2. ナトリウム冷却高速炉の具体的安全設計例	13
2.4.3. ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故とその格納についての設計	15
3. 国際的な安全基準の動向調査	16
3.1. 国際的な安全基準と体系化の動向	16
3.2. GIF 第 4 世代炉の安全確保の考え方	16
3.2.1. 第 4 世代原子力エネルギーシステムの技術目標	16
3.2.2. 第 4 世代炉の安全確保の考え方	17
3.3. IAEA SSR2/1 (NS-R-1 改訂版: ドラフト DS414) の概要	18
3.3.1. IAEA 安全基準について	18
3.3.2. IAEA 安全要件「原子力発電所の安全: 設計 (SSR2/1)」	20
3.4. 日米仏の安全設計要求の概要	27
3.4.1. 日本	27
3.4.2. 米国	28
3.4.3. 欧州	28
3.5. ナトリウム冷却高速炉の各国の安全基準の動向	29

3.5.1.	日本	29
3.5.2.	米国	30
3.5.3.	フランス	31
3.5.4.	その他（露・中・韓・印）	32
4.	福島第一原子力発電所事故以後の動向調査	33
4.1.	日本原子力学会	33
4.1.1.	『原子力安全』調査専門委員会」の設置	33
4.1.2.	福島第一原子力発電所事故に関するシンポジウムの開催	33
4.1.3.	日本原子力学会による事故の要因分析と提言	34
4.2.	原子力安全委員会	35
4.2.1.	福島第一原子力発電所事故以前の状況	35
4.2.2.	シビアアクシデント対策の検討	35
4.2.3.	安全設計審査指針・耐震設計審査指針の改定	37
4.3.	経済産業省 原子力安全・保安院	38
4.3.1.	緊急安全対策の実施	38
4.3.2.	外部電源の信頼性確保	39
4.3.3.	シビアアクシデントへの対応に関する措置の実施	39
4.3.4.	既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価	40
4.4.	IAEA 調査団報告と IAEA 閣僚級会議に対する日本国政府の報告	41
4.4.1.	IAEA による福島第一原子力発電所の事故調査	41
4.4.2.	IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告	41
4.5.	米国原子力規制委員会 (NRC)	42
4.5.1.	臨時検査の実施	42
4.5.2.	短期タスクフォース (NTTF) による勧告	42
4.6.	欧州諸国におけるストレステスト	45
4.6.1.	ストレステスト実施までの経緯	45
4.6.2.	ストレステストの概要	45
4.6.3.	ストレステストの実施状況	46
5.	安全設計クライテリアに関する検討	47
5.1.	検討方針	47
5.2.	第1次素案の検討フロー	49
5.3.	第1次素案の構成	50
5.4.	安全設計クライテリアへの反映事項の抽出	51
5.4.1.	安全設計クライテリアへの反映事項の抽出と整理の考え方	51
5.4.2.	ナトリウム冷却高速炉の安全設計の特徴と SDC への反映事項	54
5.4.3.	設計拡張状態の考え方	55

5.4.4.	福島第一原子力発電所の事故教訓の SDC への反映.....	59
5.5.	主要な安全設計クライテリア.....	65
5.6.	安全設計クライテリア第 1 次素案に対する意見と回答及び修正案.....	76
5.7.	自由記述意見に対する回答及び修正案.....	147
5.8.	ナトリウム冷却高速炉の安全性の考え方（案）：論点の整理.....	167
5.8.1.	主要な論点についての考え方（案）.....	167
5.8.2.	今後検討していくべき事項.....	172
6.	結言.....	174
	参考文献.....	175
	付録 A：開催実績.....	351
	付録 B：安全設計クライテリア第 1 次案.....	355
	付録 C：安全設計クライテリア用語案.....	401

図表リスト

表 1	安全設計概念の特徴に関する軽水炉との比較	182
表 2	燃料取扱設備の安全設計概念の特徴に関する軽水炉との比較	187
表 3	シビアアクシデントに関する特徴の軽水炉との比較	191
表 4	安全設計要件「原子力発電所の安全：設計」(SSR2/1) の目次構成	192
表 5	日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較	193
表 6	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	203
表 7	日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較	213
表 8	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	227
表 9	日本の高速炉に関する安全設計要求と EFR ガイドの比較	234
表 10	日本原子力学会による福島第一原子力発電所の事故からの教訓の分析	242
表 11	既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価の手法及び実施計画	254
表 12	IAEA 調査団報告書による福島第一原子力発電所の事故から得られた結論と教訓	258
表 13	日本国政府報告書による福島第一原子力発電所事故についての教訓と対応	266
表 14	「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」 における勧告内容	278
表 15	SFR の安全設計概念の特徴と SDC への反映事項	288
表 16	SFR の燃料取扱設備の安全設計概念の特徴と SDC への反映事項	293
表 17	設計拡張状態への対応案	300
表 18	福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項	304
図 1	FBR 実用化までのステップと FaCT プロジェクトの概要 (福島第一原子力発電所事故前)	332
図 2	FBR システム開発工程案 (福島第一原子力発電所事故前)	332
図 3	FBR 開発を巡る今後の世界情勢 (日本は当初計画)	333
図 4	GIF におけるナトリウム冷却 FBR 概念	333
図 5	GIF 運営体制	334
図 6	GIF スケジュール案	334
図 7	ナトリウム冷却高速増殖炉の安全設備概念	335
図 8	加圧水型軽水炉(PWR)の安全設備概念	335
図 9	沸騰水型軽水炉(BWR)の安全設備概念	336
図 10	ナトリウム冷却高速増殖炉の燃料取扱系全体システム概念	336
図 11	軽水炉(PWR)の燃料取扱設備概念	337
図 12	軽水炉のシビアアクシデントの事象進展	338
図 13	軽水炉のシビアアクシデント時の物理・化学的な現象	339
図 14	SFR のシビアアクシデントの事象進展	340
図 15	SFR のシビアアクシデント時の物理・化学的な現象	340
図 16	FaCT の開発目標と安全設計要求	341
図 17	安全設計方針の基本的枠組みの一例	342
図 18	炉停止系に関する安全設計例	342
図 19	受動的炉停止系 (自己作動型炉停止機構 : SASS) の作動メカニズム	343
図 20	原子炉冷却材液位確保に関する安全設計例	344

図 21	崩壊熱除去系に関する安全設計例	344
図 22	炉心損傷事故シナリオ例	345
図 23	安全基準体系	345
図 24	IAEA 安全基準・新体系	346
図 25	IAEA における安全基準類（抜粋）	346
図 26	プラント状態（NS-R-1 2000 版）	347
図 27	プラント状態（SSR2/1 2011 版）	347
図 28	SDC 検討フロー	348
図 29	第 4 世代原子炉システムにおける DiD レベル 4 対応の強化の考え方	349
図 30	深層防護とプラント状態の関係	350

委員リスト

	氏名	所属
主査 幹事	山口 彰	大阪大学
	守田 幸路	九州大学
委員	島川 佳郎	三菱 FBR システムズ (株)
	岡本 孝司	東京大学
	可児 吉男	東海大学
	木倉 宏成	東京工業大学
	橋爪 秀利	東北大学
	山本 章夫	名古屋大学
	高田 孝	大阪大学
	遠藤 寛	(独) 原子力安全基盤機構
	手塚 広子	(独) 原子力安全基盤機構
	糸岡 聡	日立 GE ニュークリアエナジー (株)
	松宮 壽人	(株) 東芝
	坂場 弘	三菱重工業 (株)
	植田 伸幸	(財) 電力中央研究所
	小竹 庄司	日本原子力発電 (株)
	穂村 政道	関西電力 (株) (2011 年 12 月より西川佳秀氏に交代)
藤澤 義隆	中部電力 (株)	
後藤 正治	東京電力 (株)	
与能本 泰介	(独) 日本原子力研究開発機構	
中井 良大	(独) 日本原子力研究開発機構	

計 21 名 (敬称略、順不同)

1. 緒言

高速増殖炉（Fast Breeder Reactor: FBR）サイクル技術は、我が国の長期（数千年規模）にわたる原子力利用を可能とするものであり、核分裂しにくいウラン 238 を核分裂しやすいプルトニウム 239 に変換することで消費した以上に核燃料を生産し、リサイクル利用することで、ウラン資源の利用効率が格段に高められる可能性がある。また、軽水炉再処理では高レベル廃棄物として処分されるマイナーアクチニド（MA）も FBR では核分裂できることから、放射性廃棄物の負荷を低減できると期待されている。このような特徴を踏まえて、我が国では、FBR の実用化を国家プロジェクトとして推進してきた。

今般の福島第一原子力発電所事故（2011/3/11）により、現在、我が国のエネルギー政策は議論されているところであり、FBR サイクル技術の実用化についても議論されることになっている。世界においても、この事故により既設炉の安全性確認等や一部の国では政策変更を行なうことになり、少なからず影響を受けた。しかしながら、フランス・ロシア・中国・インドでは、第4世代炉概念として有望なナトリウム冷却 FBR の開発計画は維持されており、FBR は現実に運転されている状況にある。

第4世代炉国際フォーラム（GIF）では、福島第一原子力発電所事故以前の2010年に GIF 議長により、ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリアを構築することが表明され、2011～2012年度に構築作業を進めることになっている。

福島第一原子力発電所事故を受けて、世界的に原子力発電所の安全性向上を謳っており、国内外で原子力安全の議論が高まることは必至である。特に、GIF の場で議論されるナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリアは高い安全性の水準で構築されると考えられる。

そのため、本調査研究では、国際的な安全設計クライテリアの構築に向けて、国際的な安全基準の動向等を調査するとともに、安全設計クライテリアの検討を行った。

本報告書は、以下の調査・検討内容で構成される。

第2章：高速増殖炉の安全関連技術に関する技術開発動向調査

- ・ FBR 開発の動向／GIF の動向／軽水炉と高速炉の安全設計の比較／ナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要

第3章：国際的な安全基準の動向調査

- ・ 国際的な安全基準と体系化の動向／GIF 第4世代炉の安全確保の考え方／IAEA SSR2/1 の概要／日米仏の安全設計要求の概要／ナトリウム冷却高速炉の各国の安全基準の動向

第4章：福島第一原子力発電所事故以後の動向調査

- ・ 日本原子力学会／原子力安全委員会／経済産業省原子力安全・保安院／IAEA 調査団報告と IAEA 閣僚級会議に対する日本国政府の報告／米国 NRC／欧州諸国におけるストレステスト

第5章：安全設計クライテリアに関する検討

- ・ 検討方針／第1次素案の検討フロー／第1次素案の構成／安全設計クライテリアへの反

映事項の抽出／主要な安全設計クライテリア／安全設計クライテリア第 1 次素案に対する意見と回答及び修正案／自由記述意見に対する回答及び修正案／論点の整理

第 6 章：結言

2. 高速増殖炉の安全関連技術に関する技術開発動向調査

2.1. FBR 開発の動向

2.1.1. FBR サイクルの実用化研究開発 (FaCT) の始動

日本原子力研究開発機構 (JAEA) と日本原子力発電 (株) は、1999 年 7 月から 2006 年 3 月までに FBR サイクルの将来の基幹電源としての適切な実用化像とそこに至るための研究開発計画を提示する目的で、オールジャパン体制で「FBR サイクルの実用化戦略調査研究 (Feasibility Study: FS)」を実施した¹⁾。この FS では、革新技術を採用した幅広い技術的選択肢の検討評価を行い、最も有望な候補概念として「ナトリウム冷却 FBR (MOX 燃料)、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造の組合せ」が選択された。

2005 年 10 月に閣議決定された原子力政策大綱では、FBR サイクルについては「適切な実用化像と 2050 年頃からの商業ベースでの導入に至るまでの段階的な研究計画について、2015 年頃から国として検討を行う」こととされた。これを受けて文部科学省では、科学技術・学術審議会 研究開発・評価分科会 原子力分野の研究開発に関する委員会において FBR サイクル技術の研究開発の進め方を調査審議し、これまでの研究開発成果の評価と 2015 年頃までの研究開発計画が「高速増殖炉サイクルの研究開発方針について」(2006 年度 11 月)としてまとめられた。その中では、「ナトリウム冷却 FBR (MOX 燃料)、先進湿式法再処理、簡素化ペレット法燃料製造」の組合せが、開発目標への適合可能性が高く、現在の知見で技術的実現性の面でも有望であると評価され、総合的に最も優れた概念であるとされた²⁾。経済産業省では、2006 年 8 月に取りまとめた原子力立国計画において「実証炉と関連する燃料サイクル施設に関する 2025 年の実現及び 2050 年より前の商業ベースでの FBR 導入」という FBR サイクル技術の実証・実用化のステップを明示した³⁾。原子力委員会は、経済産業省が取りまとめた原子力立国計画及び文部科学省による評価結果等を受けて、2006 年 12 月に「高速増殖炉サイクル技術の今後 10 年程度の間における研究開発に関する基本方針」を決定した⁴⁾。

このような国の方針を受け、FBR サイクル技術の研究開発は調査研究の段階から実用化に集中した開発段階に移行することとなり、JAEA は電気事業者などの協力を得て 2006 年度より「FBR サイクル実用化研究開発」、略称 FaCT プロジェクト (Fast Reactor Cycle Technology Development Project) を推進することになった。

2.1.2. 当初の FBR システム開発工程案

FaCT プロジェクトでは、2010 年に革新的な技術の採否を判断し、2015 年に開発目標を達成できる FBR サイクルの実証施設と実用施設の概念設計及び実用化に至るまでの研究開発計画を提示することを目標として研究開発を進めることになっていた (図 1)。2006 年～2010 年をフェーズ I、2011 年～2015 年をフェーズ II と呼び、実用炉/実証炉の設計及び関連する要素技術開発を進めてきた。2010 年度にはフェーズ I 評価を実施していたが、2011 年 3 月に起きた東京電力福島第一原

子力発電所事故のため、2011年度半ばになっても評価は継続中の形になっており、フェーズIIへの移行は凍結状態にある⁵⁾。また、図2中の当初のFBRシステム開発工程案が示すように、2019年頃開始の安全審査に向けて、2008年からFBR実証炉のための安全審査指針類（安全設計指針、安全評価指針、重要度分類指針）の整備が進められていた⁶⁾。

2.1.3. 各国のFBR開発の動向

(1) 米国

1940年代前半から世界に先駆けて高速炉の研究開発を開始し、数多くの実験炉（Clementine, EBR-I, LAMPRE, EBR-II, Enrico Fermi, SEFOR, FFTF）の建設・運転経験を保有している。1977年に核不拡散政策の強化を理由に原型炉CRBR（Clinch River Breeder Reactor）の建設を中止し、1983年にはプルトニウムの民生利用の研究を行わないことを決定した。さらに、1990年代前半には運転中の実験炉EBR-II及びFFTFも運転を停止した。

このように米国でのFBR開発は20年以上にわたって停滞していたが、第2.2節で述べるように、2000年に安全性、経済性、核拡散抵抗性等に優れる第4世代原子炉概念を国際的な枠組みで検討するための国際フォーラムGIFを設立した。米国は、現在、6システム概念のうち、ナトリウム冷却高速炉のシステム協定に署名して活動中である。2006年にはグローバル原子力エネルギーパートナーシップ（GNEP）構想を発表し、既存技術を用いて商業規模の先進的リサイクル炉（ARR）を2020年頃の実現を目指すこととしていた。しかしながら、2009年のオバマ政権発足後、ARR開発は凍結され、長期的研究開発に主体を置く政策に戻り、GNEP計画は同年9月で終了した。その後、高速炉開発に係る明確なマイルストーンは特に示されていない。2010年にユッカマウンテン計画の代替案を包括的に検討するため、大統領の諮問機関であるブルーリボン委員会が設置された（24か月以内に最終報告書を作成予定）。

福島第一原子力発電所事故後の2011年3月31日に、オバマ大統領はエネルギー政策について演説し、原子力の重要性を訴えるとともに、エネルギーミックスを担う技術として原子力推進に変更しないことを強調した。オプションとしての高速炉サイクル研究開発は継続することになっており、2011年7月29日のブルーリボン委員会中間報告においても同様の提言がなされた⁷⁾。

(2) フランス

実験炉Rapsodie、原型炉Phénix、実証炉Super Phénixの豊富な開発経験を保有しているが、1998年にSuper Phénixの廃炉を決定し、その後、FBR開発は停滞していた。ところが、2006年1月にシラク元大統領が第4世代原子炉のプロトタイプ炉の2020年運転開始を発表し、FBR開発が急速に進められている。当初はナトリウム冷却高速炉とガス冷却高速炉の開発を進めていたが、2008年にSFRを第4世代原子炉の炉型として選定した。2009年12月にはサルコジ大統領が「大型起債計画」の詳細を発表し、「未来のための投資」として原子力を含む5分野に350億ユーロを投資するとした。本計画では、第4世代炉開発等の将来の原子力開発には10億ユーロが投資され、そのうち1億ユーロが廃棄物処理関連、9億ユーロが新型炉（ASTRID+ジュール・ホルビッツ炉）に

投資される予定である。ASTRID（Advanced Sodium Reactor for Industrial Demonstration）とは出力 50 万 kWe のナトリウム冷却高速炉のプロトタイプ炉であり、2020 年の運転開始が計画されている。また、2040 年頃から実用炉として第 4 世代原子炉を順次導入する計画である。

福島第一原子力発電所事故後の 2011 年 3 月 31 日に、サルコジ大統領はエネルギー自立と温室効果ガス削減のために原子力が重要であると強調した上で、原子力エネルギーを選択した国の責任として、原子力の安全性を高めるために尽力していくことを宣言した。また、2011 年 5 月に G20 各国の原子力の安全性に関する機関をパリに招集して会議を開催し、世界共通の原子力の安全基準の策定について検討したい旨を宣言するとともに、この会議の内容を翌 6 月に予定されている IAEA の閣僚級国際会議に上程することも提案した。このように、従来からの原子力政策は堅持されており、高速炉サイクル開発計画についても変更はない。

(3) ロシア

実験炉 BR-5/10、BOR-60、原型炉 BN-350、BN-600 の 140 炉・年に亘る豊富な運転経験を有する。2010 年 1 月に連邦目標計画「2020 年までの原子力発展戦略」を策定し、2020 年までに 60 億ドル以上を投資して、高速炉サイクルを最優先に開発することを決定した。実証炉 BN-800 は建設中であり、2014 年に運転開始予定である。また、商業規模の BN-1200 を 2020 年までに運転開始する計画であり、その後、同規模炉の実用炉を 2030 年までに少数基導入する計画である。

メドベージェフ大統領が 2011 年 5 月の G8 首脳会議において、福島第一原子力発電所事故を教訓に、IAEA 憲章や既存の国際協定を改善し、原発事故の被害を最小限に食い止めるための国際協力や原子力発電所建設時の安全基準を高めることなどを提案した。この提案は G8 各国、新興 5 カ国（BRICS）、独立国家共同体（CIS）諸国、IAEA に送付され、国際標準安全要求の策定に向けてイニシアチブを取りたいという意図が見て取れる。BN-800 建設及び BN-1200 開発計画は遅滞なく実施されており、高速炉開発計画に変更はない。

(4) 中国

2010 年 7 月 21 日に実験炉 CEFR の初臨界を達成し、以後、運転が継続されている。2009 年 10 月発表では、ロシアとの協力により、原型炉をスキップして実証炉を導入し早期実用化を目指す方向に変更した（80 万 kW 級の実証炉（BN-800 技術）をツインプラントで建設するための事前プロジェクト及び設計作業を開始するハイレベル協定に署名）。2018～2020 年に実証炉（60～90 万 kWe；ロシアとの協力状況に依存）、2028 年には高増殖の実証炉（金属燃料；100～150 万 kWe）の運転開始を計画している。2030 年頃から実用炉の導入を開始し、2050 年頃の原子力発電設備容量 2.4-2.5 億 kWe のうち約 2 億 kWe を FBR で発電する計画としている。

福島第一原子力発電所での事故発生後、実験炉 CEFR の出力上昇試験を約 2 週間中断し、安全点検を実施した。その後、試験を再開し、2011 年 7 月 22 日に CEFR で初送電（40%出力）を達成した。高速炉実証炉の開発計画に変更はなく、2011 年末に概念設計の終了を予定している。

(5) インド

1985年から実験炉 FBTR を運転中であり、現在、原型炉 PFBR（50 万 kWe）を建設中（2012 年 9 月運転開始予定）である。2023 年までに安全性、経済性を向上させた同規模の実用炉をツインプラントとして 3 セット（6 基）運転開始する計画である。また、エネルギー需給の急速な伸びに対応するため、2020 年以降は高増殖の金属燃料 FBR（100 万 kWe）を順次導入する計画である。2050 年時点の原子力発電設備容量 2.9 億 kWe のうち、2.4 億 kWe を FBR で発電する計画としている。

福島第一原子力発電所事故が発生しても、より一層の安全性を確保したうえで、原子力発電の推進することとしている。また、独立性の高い原子力規制機関を新設することが決定された。高速炉開発計画については変更ない。

(6) 韓国

1992 年から高速炉 KALIMER-600（60 万 kWe、金属燃料、タンク型）の設計を進めている。2008 年 12 月に「将来に関する長期計画」が策定された。本計画では、2016 年に軽水炉使用済燃料貯蔵施設が満杯となるため、高速炉（金属燃料）と乾式処理施設を導入して、これを処理して削減する方針が提示された。2028 年に KALIMER-600 を運転開始、2040 年頃から実用炉（120 万 kWe）を導入し、既存の軽水炉を高速炉で置き換えることを計画している。

福島第一原子力発電所事故後の 3 月 13 日及び 14 日に耐震性について緊急点検を実施するとともに、3 月 21 日に「国内原発安全点検細部計画」が決定され、最悪の事故シナリオに対する安全点検を実施することになった。3 月 28 日に開催された原子力委員会において、安定的な電力供給と気候変動への対応等を総合的に考慮した場合、原子力は不可欠であるとの理由から、「第 1 次国家エネルギー基本計画」に基づいた原子力政策を継続することが確認された。また、高速炉開発計画（KALIMER: Korea Advanced Liquid Metal Reactor）についても変更はない。

2.1.4. FBR 開発の国際協力

FBR を巡る世界情勢については、ロシア・中国・インドは 2030 年頃の実用化を目指して開発を進めており、フランスも 2040 年頃から実用炉を導入する計画であり、将来の国際展開を狙った開発競争が激化している状況である（図 3）。実用化段階の高速炉は、将来目指すべき経済性、安全性、核不拡散性等に優れた第 4 世代炉として世界な標準化を図る必要がある。一方、ロシア・中国・インドは既存技術を改良しつつ早期の実用化を図っている。新興国に高速炉建設を先行させることは、世界標準の安全性を担保する観点から大きな障害となる可能性がある。

我が国は日仏米の 3 カ国協力（JAEA-CEA-DOE）を基軸として国際協力を進めており、SFR 実証炉／プロトタイプに関する協力について協定を締結している。2008 年に覚書を結び、2010 年に協力の枠組みが合意された。特に、安全要件案を日本が中心となって検討して、3 カ国から多国間枠組みへ展開する計画である。具体的には、世界標準の安全要件を構築する活動を進め、GIF を通じてロシアや中国などへ提案する。第 4 世代高速炉の安全要件は各国でばらつきがあるため、高速

炉の安全性を担保できる要件を明確にし、高速炉開発に取り組む各国へ採用を促す考えである。GIFに参加していないインドについては、IAEAの革新的原子炉及び燃料サイクルに関する国際プロジェクト（INPRO）との協力を通して協議していくことが可能である。

2.1.5. 福島第一原子力発電所事故後のFBR開発の方向性

2011年9月22日の野田首相による国連演説では、福島第一原子力発電所事故を受けて、我が国は原子力発電所の安全性を世界最高水準に高めていき、国際的な原子力安全の向上に貢献していく考えを示している。福島第一原子力発電所事故を踏まえてもフランス・ロシア・中国・インドといった従来から高速炉開発を進めていた国々は、今後も推進が見込まれていることから、我が国は高速炉分野においても国際貢献を果たしていく必要がある。

2.1.6. 福島第一原子力発電所事故後のFaCTプロジェクト

福島第一原子力発電所事故後に我が国の原子力政策は見直されることになった。原子力委員会では、2011年7月19日にFBR開発に係る基本方針として「高速増殖炉とその核燃料サイクルについては、将来の原子力政策におけるその位置づけが定まるまでの間は、技術基盤の維持や国際標準化への貢献のために必要な取組に限って実施するべきである」とした⁸⁾。

FaCTプロジェクトでは、上記の方針を受けて、平成23年度からFaCTフェーズII開発は開始せず、ナトリウム冷却FBRの安全設計クライテリア構築と、その国際標準化に集中した研究開発を実施することになった。

そこで、当面2年間（2011/2012年度）の実実施計画では、2012年末にGIFで安全設計クライテリアを取りまとめることを目標として、福島第一原子力発電所での事故を踏まえたSFRの安全性再評価、安全性向上策の検討及び提案、これらを踏まえた安全設計クライテリアの取りまとめ及び国際的な提案を行うこととなった。また、FBRの実用化に向け、信頼性の向上や頑健な設計を検討するとともに、保守・補修性の検討することになった。研究開発では、安全設計クライテリア検討の結果を踏まえて、これまでに開発してきた安全技術を提案することとしている。提案した技術が各国で採用されるためには、技術提案に引き続きそれらの根拠となるデータを提示すること及びその技術の実現性を示すことが重要である。結果として、我が国の技術が国際標準となり、大きな国際貢献を果たすことが期待される。

2.2. GIFの動向

2.2.1. GIFの概要

米国エネルギー省（DOE）により1999年に第4世代原子炉の概念が提唱され、この基本的な概念を検討するプログラムを国際的な枠組みで推進するため、2000年にGIFが設立された。2001年

には、日本、アルゼンチン、英国、カナダ、韓国、ブラジル、米国、南アフリカ、フランスが GIF の基本となる考え方をまとめ（GIF 憲章）、その後スイス、欧州原子力共同体（EU）、中国、ロシアも GIF 憲章に署名し、現在の GIF 加盟国となっている。この憲章に署名したことは国際協力への表明である一方、実際に協力して研究開発に参加するには枠組み協定への署名が必要となる。2005 年 2 月、日本、米国、フランス、カナダ、英国は研究及び開発に関する協力を規定する「第 4 世代原子力システムの研究開発及び開発に関する国際協力のための枠組み協定」に署名した。その後、この協定にスイス、韓国、EU が、2006 年にはロシア、中国が加入した。

第 4 世代炉は、初期の原型の原子炉（第 1 世代）、現在運転されている原子炉（第 2 世代）、現在導入が始まっている改良型軽水炉（第 3 世代）に続く次世代の原子力システム概念を指す。第 4 世代炉は、従来世代の原子炉に比べて、経済性、安全性、持続可能性、核不拡散性に優れた特徴を備えることを目標としている。2030 年までに導入が可能な第 4 世代炉概念として、ガス冷却高速炉（GFR: Gas-cooled Fast Reactor）、鉛冷却炉（LFR: Lead-cooled Fast Reactor）、熔融炉（MSR: Molten-Salt Reactor）、ナトリウム冷却高速炉（SFR: Sodium-cooled Fast Reactor）、超臨界水冷却炉（SCWR: Supercritical-Water-cooled Reactor）、超高温炉（VHTR: Very-High-Temperature Reactor）が選定されている。また、第 4 世代炉で最も有望な SFR は、我が国の JSFR（Japan Sodium-cooled Fast Reactor）をはじめ、韓国の KALIMER や米国の SMFR（Small Modular Fast Reactor）がその概念として提案されている（図 4）。

2.2.2. SDC-TF の概要

2010 年 10 月、南アフリカにて開催された GIF 政策グループ会合において、GIF 議長国である日本より第 4 世代炉を対象とした安全設計クライテリア（SDC: Safety Design Criteria）の整備を提案した。SDC は、GIF の第 4 世代炉に対する高い安全目標を実現するための安全設計要件を GIF の国際標準として定めるものであり、第 4 世代炉としてプラントの設計検討が最も進んでいる SFR を最初の対象とするものである。

前述のように、福島第一原子力発電所での事故を踏まえてもフランス・ロシア・中国・インドといった従来から高速炉開発を進めていた国々は、今後も推進が見込まれており、SFR が次世代炉として高い安全性を備えるための世界標準となる SDC 整備の必要性は何ら変わっていない。特に、明確な SDC を持たない新興国が高速炉の建設を先行させることは、グローバルな安全性を担保する観点から大きな懸念材料となる。したがって、我が国の高速炉開発の方針の動向に関わらず、国際的な SDC を日本から提案し積極的にイニシアチブを執る意義は大きい。また、世界標準となる SDC を構築することは、これまで高速炉開発をリードしてきた開発先行国としての我が国の国際的な責務であると考えられる。

2011 年 5 月にモスクワで開催された政策グループ会合において、SDC 策定のためのタスクフォース（SDC-TF）の設置が承認され、7 月 12-13 日にパリでその初回が開催された。TF の議長として JAEA、副議長として米国 ANL が選任され、SDC 整備作業が開始された（図 5）。TF メンバーは、SFR 開発国（日・米・仏・露・中・韓・EU）とリスク・安全 WG（日・米・仏・韓・EU）か

ら構成される。

2.2.3. SDC の構築スケジュール

GIF では、2002 年に Technology road map⁹⁾を定め、その中で、第 4 世代炉の安全性と信頼性に関する目標として 3 つのゴールが設定された。

SR-1 : 「運転時の安全性と信頼性において優れていること」

SR-2 : 「炉心損傷の頻度が極めて低く、その程度も小さいこと」

SR-3 : 「敷地外緊急時対応が不要であること」

GIF に横断的に設けられているリスク・安全 WG は、2008 年に第 4 世代炉として各炉型共通の安全対策の基本概念を記載した報告書¹⁰⁾を発行した。

SDC は、GIF の第 4 世代炉に対する安全目標及び安全対策の基本概念（リスク・安全WG 策定）を実現するため、その下層レベルの SFR の SDC（国内では安全設計審査指針のレベルに相当）を GIF として定めるものである。また、既存の一般的な基準体系では、それらのさらに下の階層に、各国の学協会等で定めるような具体的な数値としての設計基準を定める規格・基準類が存在する。

SDC は、開発サイドとして GIF の活動の中で定めるものであるが、最終的には規制側の安全基準への反映を目指しており、その体系との整合が重要である。そのため、GIF の SDC-TF では、SDC を IAEA 安全基準の安全原則（SF-1）¹¹⁾の下位レベルに相当する安全設計要件（NS-R-1）¹²⁾に相当するレベルとし、その高速炉版を策定することを構想している。

SDC は、GIF の政策グループが設置し SFR のシステム運営委員会及びリスク&安全 WG のメンバーが中心となって構成される SDC-TF が整備する。SDC-TF は、政策グループにて承認された手順に従って、今後 1 年半程度の期間で SDC を取りまとめる予定となっている。SDC-TF では、2011 年 12 月の第 2 回会合にて日本が提案する素案に対して各国からのコメントを反映していく形で整備を進め、政策グループでのコメント反映や GIF シンポジウムでの SDC 案の議論等を踏まえ、最終的には 2013 年年頭の完成を目指す計画である（図 6）。また、国際的な規制側との調整のため、GIF と IAEA 間にて、GIF-IAEA/INPRO SFR 安全ワークショップが毎年あるいは隔年で開催されている。本ワークショップは第 4 世代炉の SFR の安全性に関する合同会議であり、SDC 案について議論されることが期待される。

2.3. 軽水炉と高速炉の安全設計の比較

SFR の SDC を構築するためには、SFR の特徴に応じた設計上考慮すべき要件を明確にして、それを内容に盛り込む必要がある。また、既存の安全設計指針類¹³⁾は、軽水炉を念頭に作成されており、軽水炉特有の要件が盛り込まれていることから、これを識別して削除する必要がある。このような検討に資するため、SFR の安全設計上の特徴を軽水炉との比較で、なるべく一般的な形で

整理した。

2.3.1. ナトリウム冷却高速炉の特徴

我が国の原子力安全委員会の「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 13 年 3 月 29 日一部改訂)¹⁴⁾では、高速増殖炉原子炉施設の安全性を評価する際の基本的考え方について調査審議を行った結果として、以下のように述べられている。「液体金属冷却高速増殖炉(以下「LMFBR」という。)は、①原子炉冷却系は低圧、高温の使用条件で設計されているが、冷却材であるナトリウムの沸点が高いため冷却材最高使用温度が沸騰温度より十分低い。②燃料にプルトニウム-ウラン混合酸化物を使用し、高速中性子による反応を主体とした増殖可能な炉心であって、出力密度及び燃焼度が高い。③プラントとしてみた場合には、原子炉冷却系と蒸気系の間に中間冷却系を有し、また、ナトリウム液面上にはカバーガス系を有している等、軽水型原子炉と異なる多くの特徴を有している。従って安全性の評価に当たっては、これらの特徴を十分踏まえて原子炉施設の位置、構造及び設備が災害の防止上支障がないものであることを評価する必要がある。」としている。

また、その別紙「LMFBR の安全設計について」では、上記の特徴に関してより具体的な考慮すべき事項が記載されている。

以上を踏まえて、次に示す観点から SFR と軽水炉の特徴の違いを整理した。各国の SFR の設計概念では、一般的に、1 次系の主要機器を配管で接続したループ型と、単一の容器に収納したタンク型があるが、ここでは、両炉型に共通の事項として整理した。また、革新的設計概念としては、2 次冷却系を削除したものも検討されているが、従来型の 2 次冷却系を有する冷却系を想定した。軽水炉は PWR を対象とした。BWR については、1 次系と 2 次系が蒸気発生器を介して分離されていない点で PWR と系統構成が異なっていることに起因して、蒸気タービン側での冷却材漏えいに対して隔離機能が重要になる等の異なる特徴を有する。検討結果を表 1 に、SFR と軽水炉のプラント概念を図 7、図 8、図 9 に示す。

軽水炉と比較して SFR の大きな特徴と捉えるべきは 2 点ある。1 つ目は、炉心に高速中性子を活用している点である。炉心は軽水炉と同様に出力係数が負となるように設計され、ドップラー効果による炉心の自己制御性と相まって炉停止系が作動すれば安全に止めることができる。しかし、軽水炉と違う点は、SFR 炉心の特徴として、発熱密度の高い稠密炉心であること及び炉心が最大反応度体系にないことが挙げられ、これに対し安全対策を講じる必要がある。このため、安全要件として除熱性の確保や炉停止失敗時の炉心損傷の影響を想定した核的ポテンシャル顕在化防止対策を考慮する必要がある。2 つ目は、冷却材にナトリウムを使用する点である。ナトリウムの熱物性の特徴を活かし、プラントを低圧にすることで、原子炉冷却材バウンダリ破損を想定しても、ガードベッセル等の静的機器により冷却材の確保が可能(冷却材の注入設備は不要)である。また、自然循環による崩壊熱除去が可能である。一方、ナトリウムは空気中で燃焼し、水とも反応するため、漏えいナトリウムの燃焼対策、蒸気発生器伝熱管破損時のナトリウム-水反応対策が必要となる。このため、ナトリウムの化学反応の影響が炉心に及ばないようにすることが重要である。

2.3.2. 燃料取扱い設備の特徴

前節で述べた燃料と冷却材の特徴に応じて、プラント内の使用済み燃料の貯蔵設備を含めた燃料取扱い設備にも設計上の特徴が表れている。原子炉施設同様に SFR と軽水炉の特徴の違いを整理した。各国の SFR の設計概念では、一般的に、高発熱燃料の崩壊熱減衰を待ち原子炉容器内で貯蔵する方式（IVS 方式）と、原子炉容器とは別のナトリウム内包容器で行う方式（EVS 方式）があるが、ここでは、EVS 方式を対象とした。検討結果を表 2 に、SFR と PWR の燃料取扱い設備の概念を図 10¹⁵⁾、図 11¹⁶⁾示す。

軽水炉と比較して SFR の大きな特徴と捉えるべき点は、軽水炉では使用済み燃料をすべて水中で扱うことに対し、高速炉ではナトリウム中から水プールへの移送といった燃料環境の変更があることである。燃料移送前に燃料に付着したナトリウムを取り除き、移送中は気中（不活性ガス中）を経る過程が必要となることから、軽水炉と比較すると燃料移送工程が増えることに加えて、移送時の放射線の遮へいに対する対応を十分考慮する必要がある。

2.3.3. シビアアクシデントに関する特徴

炉心燃料、冷却材、プラント構成の特徴に応じて、シビアアクシデントにおいて想定される現象や事象進展に特徴が表れてくる。ここでは、これまでの研究成果として得られている軽水炉及び SFR の炉心損傷後の事象進展を取り扱うレベル 2PSA（確率論的安全評価: Probabilistic Safety Assessment）の知見を参考として、両者のシビアアクシデントに関する特徴を整理した。結果を表 3 に示す。また、両者のシビアアクシデントの現象と進展の概念を図 12¹⁷⁾、図 13¹⁷⁾、図 14¹⁸⁾、図 15¹⁹⁾に示す。

軽水炉と比較して SFR の大きな特徴と捉えるべき点は、再臨界事象に着目し対策を講じる必要があることである。また、配管破損を想定しても減圧沸騰によって冷却材が格納容器内に流出することがないので、ナトリウムの持つ高い伝熱能力を活用して原子炉容器内で損傷炉心を保持及び冷却することが重要である。格納容器内事象においては、水蒸気爆発はないものの、冷却材であるナトリウムの化学反応（ナトリウム燃焼、ナトリウム-コンクリート反応）に対する対策を考慮する必要がある。

2.4. ナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要

2.4.1. ナトリウム冷却高速炉の安全設計の基本的考え方

SFR の安全設計の基本は、軽水炉を含む他の原子炉の場合と同様に深層防護の考え方であるといえる。IAEA INSAG10²⁰⁾では深層防護は 5 つのレベルで構成されるとしており、原子炉の安全設計はこの階層レベルに対応して行われるべきである。

第1のレベルは、異常を発生させないようにすることである。しかし、様々な対策手段が設計上取られていたとしても、異常が発生する可能性は残る。そのため、第2のレベルは、たとえ異常が発生しても、それが進展して大きな事故にならないようにすることである。第1レベル、第2レベルの対策が行われても、事故が発生する可能性は皆無ではない、そのため、第3レベルは、たとえ事故が起きてその事故を制御し、事故を終息できるようにすることである。さらに、事故の制御に失敗し、いわゆるシビアアクシデントの状態になっても、状態を管理し、格納バウンダリの健全性を維持することによって周辺の公衆へ被害が及ばないようにするのが第4のレベルである。最後に、第5のレベルとして、仮に公衆へ被害が及び始めた場合の敷地外緊急時対応についても準備しておく必要がある。

より高い安全性を確保する設計を目指すために、確率論的アプローチによる確認も必要である。SFRにおいては、安全設計についての確率論的評価を行い、炉心損傷頻度を 10^{-6} /炉年以下、炉心損傷時の格納機能喪失頻度を 10^{-7} /炉年以下となるように、設計を行っている。

これらの安全設計の基本的考え方にに基づき、2.3.1節で述べられたSFRの安全上の特徴を十分考慮したうえで、FaCTプロジェクトでは、SFRの安全性に関する設計要求は、以下のようにまとめられている。

SR-1.1 安全設計の基本原則の遵守

深層防護思想に従って安全対策を講じることにより、設計基準事象（DBE：Design Basis Events）の範囲内では周辺公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えない

SR-1.2 敷地外緊急時対応が発動されるような事態の防止

炉停止失敗事象（ATWS：Anticipated Transient Without Scram）に対して受動的な安全炉停止機構による炉心損傷回避を達成、炉心損傷に至った場合でも、格納施設内で炉心損傷の影響の終息を達成

適切な時間余裕とアクシデントマネージメント（AM）策によって、原子炉液位喪失事象（LORL：Loss Of Reactor Level）及び除熱喪失事象（PLOHS：Protected Loss Of Heat Sink）の回避を達成

SR-1.3 リスク目標の達成

炉心損傷の発生頻度は 10^{-6} /炉年以下

炉心損傷時の格納容器機能喪失発生頻度は 10^{-7} /炉年以下

これらの安全設計に対する目標は、原子力委員会及び GIF においても同様の要求が提示されている。図 16 にこれらの安全を含む目標の対比を示す。

2.4.2. ナトリウム冷却高速炉の具体的安全設計例

SFR の安全設計は、前節で述べた基本的考え方のもと、SFR の安全上の特徴を踏まえつつ行われる。図 17 に SFR の安全設計方針の基本的枠組み²¹⁾ を一例として示す。

以下に、SFR の具体的安全設計について JSFR を例として述べる。

(1) 炉心設計、炉心、ブランケット

炉心、ブランケットは、全運転領域において、温度上昇、出力上昇が、原子炉の反応度に負のフィードバックを持つように設計される。特にドップラー係数については、十分に負になることが要求される。また、一般にナトリウムのボイド反応度が炉心中央部では正であるので、炉心部に気泡が流入しないように設計される。さらに、後述するように最大ボイド反応度（炉心部の正の反応度を持つ領域の和）について制限を持たせる設計とすることにより、原子炉停止に失敗することによって生じる炉心損傷に至った場合でも、その影響を緩和する設計としている。

(2) 燃料集合体

燃料集合体は、不純物や異物等によって、燃料集合体内の局部流路閉塞を生じる可能性ができるだけ少ないように設計される。各燃料集合体の冷却材入口部は、小さな流入孔を多数設けることなど、完全な流量喪失を防止するように設計される。また、燃料集合体は、その内部の局所破損がそれによって生じる機械的、熱的、水力的影響により、隣接する燃料集合体に損傷を与えないように、熱、照射、地震等による変形を抑制できる拘束炉心として設計される。この拘束炉心による変形防止対策により原子炉停止系の制御棒挿入性も確保できる設計としている。

さらに、後述するように原子炉停止に失敗した場合に想定される炉心損傷事象に対応するために、炉心損傷時の熔融燃料大規模プールが形成される前に炉心領域外に熔融燃料を排出し、未臨界を達成するために内部ダクト付き集合体を配置している。

(3) 原子炉停止系

2 個またはそれ以上の独立かつ多様な作動原理の炉停止系を設けることにより、高い信頼性を確保する。また、炉停止は、多重・独立な検出系からの信号により作動される。

DBE に対処する能動的システムとして、主炉停止系と後備炉停止系を設置し、駆動力、ディラッチ機構及び検出器に独立性及び多様性を持たせる。また、設計拡張状態（DEC : Design Extension Conditions）としての ATWS に対処するための受動的システムとして、自己作動型炉停止機構（SASS : Self Actuated Shutdown System）を設置し、後備炉停止系のディラッチ機構にキュリー点電磁石方式を採用した受動的炉停止機能を導入している。図 18 に一例として JSFR における炉停止系に関する安全設計の概念を示す。また、図 19 に SASS の作動メカニズムについて示す。DEC として想定される安全保護系信号から遮断器までの故障による原子炉トリップ失敗だけでなく、ディラッチ機能の喪失時にも対応できるようにキュリー点磁石方式により、炉心上部のナトリウム冷却材がある温度以上になると磁力を失い、受動的に制御棒が切り離れるメカニズムとしている。

(4) 原子炉冷却材バウンダリ

原子炉冷却材バウンダリは、ナトリウム冷却材を使用することから高温構造の設計とし、想定される熱過渡の条件下でも健全性を確保できる設計としている。また、1次ナトリウム漏えいを極力なくするために枝管や貫通部を設けない設計としている。一方、ナトリウム冷却材は低圧で使用され、かつ沸点と運転温度の差が大きく冷却材圧力バウンダリとしての設計は必要でない。また、冷却材の圧力が低く材料特性から配管の突発的なギロチン破断は発生し難いため、DBE ではギロチン破断に対する設計上の考慮は必要でない。ただし、DEC においてギロチン破断を考慮して、次項の外管の健全性を確保する設計としている。

(5) ガードベッセル及び外管

1次系ナトリウムバウンダリを構成する機器あるいは容器から、ナトリウム漏えいが起きた場合には、そのナトリウムを保持するためガードベッセルで囲む設計としている。また、配管については高所引廻しの設計とした上でリークタイトなガードベッセル及び外管で囲む設計としている。1次系ナトリウムバウンダリとガードベッセル及び外管の間隙部容積は原子炉容器内の液位を崩壊熱除去に必要な位置に確保できるように制限を設けるとともに間隙部は不活性ガス雰囲気状態としてナトリウムの化学反応が起きない設計としている。図 20 に一例として JSFR におけるガードベッセル及び外管設置による原子炉冷却材液位確保に関する安全設計の考え方を示す。

(6) 崩壊熱除去系

多重性を有する崩壊熱除去系により、高い信頼度で崩壊熱除去が行われる設計としている。崩壊熱除去系の流路パスは、原子炉容器からのループに加え、二つの中間熱交換器の1次系部からのループによるもので構成され、系統の多重化を図るとともに、最終ヒートシンクである空気冷却器のダンパは多重化及び多様化した設計としている。冷却材駆動力は、自然循環により必要な流量が確保できる設計としている。また、何らかの異常が重なった場合の DEC においては、付加的空気冷却器ダンパの設置により最終ヒートシンクを確保し、常用系の送風機運転などのアクシデントマネージメントが行える設計となっている。図 21 に一例として JSFR における崩壊熱除去系に関する安全設計の考え方を示す。

(7) ナトリウム-水反応に対する防御系

蒸気発生器では、水の漏えいを早期に発見し、原子炉停止等適切な処置を取りうるよう、水素検出器等が設けられる。ナトリウム-水反応の結果、高圧が発生する可能性があるため、ラプチャーディスク、反応生成物収納容器が設けられる。蒸気発生器は主系統から隔離され、蒸気発生器内の水は、ナトリウム-水反応を停止させるために急速に排出される。なお、ナトリウム-水反応の影響を局限化するため伝熱管を2重化する設計としている。これにより伝熱管破損の伝播を制限できるようになっている。

(8) 不活性雰囲気

液面を有する1次系ナトリウムを包含する機器は、不活性ガスをカバーガスとしてナトリウム

が反応しない設計としている。また、冷却材バウンダリとガードベッセル及び外管の間隙部は、ナトリウム漏えい時にナトリウムが反応しないように不活性ガス雰囲気とするように設計される。

(9) 格納容器

格納容器は、放射性物質の環境への放出を防止する最後の砦である。格納容器は、想定される温度上昇や圧力上昇に耐えるように設計される。また、地震、津波、洪水、津波等の自然現象に起因する外部事象に対しても十分健全性を維持できるように設計される。

2.4.3. ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故とその格納についての設計

原子炉停止の失敗に伴う炉心損傷事故（Core Disruptive Accident: CDA）とその格納の問題は、SFR の非常に重要な問題の一つとして位置づけられてきた。

JSFR では、CDA が起きた場合には、原子炉容器内で事故事象の進展が終息する（In-Vessel Retention: IVR）ように特に再臨界状態によるエネルギーの放出がないように設計対応がなされている。具体的には、炉心損傷の起因過程においては、炉心設計におけるボイド反応度制限（6%未満）等を設け、炉心の急速なボイド化による即発臨界を回避するように設計される。次の遷移過程においては、内部ダクト付き燃料集合体の設置により、熔融燃料の集中による再臨界を回避する設計としている。従来の遷移過程とは異なり、再臨界の懸念がなく早期に燃料が流出することから、JSFR では「早期流出過程」と呼ばれる。さらに、熔融燃料が原子炉容器内で再配置していく過程においては、SASS の遅延落下による未臨界の維持及び燃料再配置促進が図られ、最終的に炉心下部のナトリウムインベントリ確保、多段受皿の設置等により崩壊熱の冷却過程を恒久的に維持し、IVR を達成するように設計対応がなされる。図 22 に一例として JSFR における CDA シナリオを示す。

3. 国際的な安全基準の動向調査

3.1. 国際的な安全基準と体系化の動向

安全基準をその階層においてみると、図 23 に示すように、最上段は安全原則、中段に原子力発電プラントに対する安全要求があり、最下段には各国における規格・基準類が存在する。中段に位置する安全要求としては、IAEA の NS-R-1¹²⁾などが代表的であるが、主に現行世代の軽水炉発電プラントを前提としたものとなっている。我が国においては、指針体系の見直しが必要であるとの検討結果を受けて、望まれる指針類の構成が整理されており²²⁾、基本的な考え方は同様である。なお、海外の安全指針体系の調査は JAEA 報告書に整理されている²³⁾。

現在、IAEA においては、最上段を安全原則、中段に総合安全要件と個別安全要件、最下段に安全ガイド(総合安全ガイドと個別ガイド)する新体系へ移行する方向で検討が進められている²⁴⁾。具体的には、図 24 に示すような要件が整理されている。

IAEA での検討を踏まえても、大きな階層化は変わらないと考えられる。また、最上段の安全原則¹¹⁾は普遍的な表現としていることから、大きく変わることは考えられない。一方、安全要件については、総合安全要件は共通的なものだが、個別安全要件は個別の施設に応じたものである。

3.2. GIF 第 4 世代炉の安全確保の考え方

3.1 節で述べたように、IAEA (規制側と位置付けられる)で構築される指針階層に対して、開発側は第 4 世代炉のための炉型に依存しない共通の安全目標を設定した⁹⁾。また、炉型に依存しない共通の安全確保の考え方を示している¹⁰⁾。これらは最上段の安全原則を示すことになるが、報告書の細部では開発側としての努力が含まれている。第 2 章で示した FBR の SDC は安全要件に相当するが、クライテリアを構築するに当たっては、実効的なものとするため、規制側に提案していく内容とする必要がある。以下では、最上段の安全目標や安全確保の考え方を述べる。

3.2.1. 第 4 世代原子力エネルギーシステムの技術目標

第 4 世代原子力エネルギーシステムの技術目標は、GIF ロードマップ⁹⁾の中で、持続可能性(2つの目標)、経済性(2つの目標)、安全と信頼性(3つの目標)、核拡散抵抗性と核物質防護(1つの目標)が設定されている。安全と信頼性(SR)の3つの目標は、SR-1:「運転時の安全性と信頼性において優れていること」、SR-2:「炉心損傷の頻度が極めて低く、その程度も小さいこと」、SR-3:「敷地外緊急時対応が不要であること」が掲げられている。

SR-1 の目的として、異常事象・設備の問題・ヒューマンエラーの減少があげられ、これらの信頼性の向上は経済性の上でも有用と述べられている。適切かつロバストな設計要求として、シンプル化、深層防護の向上、建設性・運転性・保守性・経済性の向上、異常事象の防止、先進的

な計装系やデジタルシステムによるヒューマンエラーの防止、強化された安全性の実証、検証されたツールと試験で裏付けられたプロトタイプの実証、豊富な解析・試験・研究成果で裏付けられた既存技術の活用が強調されている。また放射線防護としては As Low As Reasonably Achievable (ALARA) に則っている。

SR-2 の目的としては、出力運転状態に復帰できるように投資を防護することとされる。確率論的リスク評価 (PRA)は、炉心損傷やサイト外放射性物質放出となる事故シーケンスを同定あるいは防止に役立つとしており、また不確かさを減少する重要性も指摘される。追加的な手段として、燃料冷却性に資するため、あるいは非常用電源の必要性を低減するための受動安全設備の活用が掲げられ、適宜、受動安全性評価の継続、受動安全設備の組み込みをすべきとされる。

SR-3 は、敷地外緊急時対応が不要であることを示すことは達成不可能ではあるが、この目標により革新的な安全技術を促すことが挙げられている。そのための方法論としては、まず敷地外に放射性物質放出に至るシビアアクシデントを同定し、敷地外緊急時対応不要となる設計対策の有効性や経済性への影響を評価するようにとされている。この目標を解釈すれば、敷地近傍住民や公衆にとって敷地外緊急時対応が要求されることは安全上の弱点であると思われることから、この SR-3 目標を達成するための設計努力が払われるべきである、ということにあり、行政上の緊急対応を不要にするという意味ではないことに注意が払われるべきである。

3.2.2. 第4世代炉の安全確保の考え方

第4世代炉の安全確保の考え方は、「第4世代炉の設計と評価のための安全アプローチの基礎」¹⁰⁾において説明されている。そこでは、第4世代システムの設計と評価のための適用される統一的な戦略の必要性が指摘され、“深層防護”は第4世代システムの設計においても保たれるべきこと、設計過程は“リスク情報を活用した”アプローチによって進めなければならないことが述べられ、また第4世代システムに向けては、その試作と実証に加えて、モデリングとシミュレーションが設計と評価で大きな役割を果たすことが指摘されている。

第4世代原子炉とそれまでの世代との関係として、原子力発電所（第2世代）の大半が達成している安全性のレベルは既に非常に良く、また第3世代炉（AP1000 や EPR）に適用される定量的安全目標は意欲的なもので、実証可能な方法によりリスクレベルは減少、防護レベルは向上されること、それらを踏まえて、第4世代システムの安全性レベルは、それまでの知識と技術の進展を通じてさらに向上でき、また設計早期段階で総合的な安全確保の考え方を適用することができることとされている。具体的には、運転経験や事故経験を踏まえた改良を、プラントシステムに“added-on（追加される）”よりむしろ、基本設計に“built-in（組み込まれる）”とする安全設計の考え方によって、より高い安全性レベルが達成できるとしている。

安全性向上に寄与する技術的要素として、“最適なリスク低減”、研究を推進するような意欲的な安全目標の採用、革新技术の採用、緩和対策を伴う事故防止対策、ロバストな安全基盤の探求、安全性実証のロバスト性向上を挙げている。技術要件の採用においては、これらの項目につ

いて利得・利益をもたらすことができるかどうかを考慮するよう促している。

第4世代システムが有すべき安全アプローチは、次のような観点を持つよう述べられている。

- 1) 現在及び想定される将来の規制との整合性
- 2) 深層防護の実証性を持った遂行
- 3) 過酷なプラント状態を含む幅広い条件での決定論的及び確率論的評価
- 4) 内部事象への対応と可能な限り整合した内的及び外的ハザードへの対応
- 5) 技術ギャップ存在領域に対する安全実証性の向上

“深層防護”に対しては、原子力安全に役立っており、第4世代システムでも堅持する必要がある、とされる。深層防護は、特に支配的なリスクが顕在化しないよう、第4世代システムの安全性を強化する鍵としており、そのために深層防護は包括的、進歩的、耐性を有し、柔軟で、バランスが取れた方法とすべきとしている。第4世代での設計過程では、“リスク情報を活用した”アプローチによって進めるべきとしており、決定論的アプローチの補完として PSA 技術を正式に採用すること、設計プロセスを通して活用することにより、第4世代炉設計の安全性、また結果としてその経済性を向上させる方向に作用するとしている。

第4世代炉の設計と評価では、試作と実証に加えて、モデリングとシミュレーションが大きな役割を担うべきとしている。洗練されたモデリングツールと先進的な計算能力を活用したモデリングとシミュレーションは、複合技術の設計と評価でますます用いられており、試作及び実証を通じた新技術の開発は時間と費用のかかることを考えれば、モデリングとシミュレーションを活用することで、設計を徹底的に評価することができ、結果的に不確実性を減らして安全性を改善することができる、としている。

3.3. IAEA SSR2/1 (NS-R-1 改訂版：ドラフト DS414) の概要

3.3.1. IAEA 安全基準について

(1) はじめに

IAEA 安全基準シリーズ「原子力発電所の安全：設計」安全要件 NS-R-1(2000年版)¹²⁾の序文では、以下のように述べられている（邦訳：2009年 独立行政法人 原子力安全基盤機構）。

IAEA憲章に定める機能の一つは、平和を目的とした原子力エネルギーの開発及び応用における健康、生命及び財産の防護のための安全基準を制定又は採択し、これらの基準の、IAEA自身の業務及び支援する業務への適用、当事者からの要請に応じての二国間或いは多国間の取決めに基づく業務への適用、あるいは加盟国の要請に応じて原子力エネルギーの分野での加盟国の活動への適用について定めることである。

下記の諮問機関が安全基準の策定を監督する：安全基準諮問委員会 (ACSS)；原子力安全基準諮問委員会 (NUSSAC)；放射線安全基準諮問委員会 (RASSAC)；輸送安全基準諮問委員会 (TRANSSAC)；廃棄物安全基準諮問委員会 (WASSAC)。これらの委員会は様々な加盟国の代表により構成されている。

最大限の国際的な合意を確保するため、安全基準は、（安全原則及び安全要件に関しては）IAEA理事会によって又は（安全指針に関しては）事務局長を代行して出版委員会によって承認される前に、すべての加盟国に提示され意見を求められる。

IAEA安全基準は加盟国を法的に拘束するものではないが、自国の活動に関する国内法規で準用するために、加盟国の裁量で採用することができる。この基準は、IAEAによる活動に関してIAEAを、また、IAEAが支援する活動に関して加盟国を拘束する。原子力施設の立地、設計、建設、試運転、運転又は廃止措置、又はその他の活動に対する支援を受けるためにIAEAと協定を締結することを望む加盟国は、協定の対象となる活動に対応する安全基準に従うことを要求される。しかし、いかなる許認可手順においても、最終決定及び法的な責任は加盟国にあることに留意すべきである。

この安全基準は安全に対する不可欠な基本を定めているが、国内の実務と合致するように、より詳しい要件の組入れが必要かもしれない。さらに、一般的に言って、ケース・バイ・ケースで専門家による評価が必要となる特殊な状況があるだろう。

核分裂性物質及び放射性物質並びに原子力発電所全体の核物質防護については、概念的に適宜言及されているが、詳しくは扱われていない。この点に関しての加盟国の義務は、IAEAの後援の下に策定された関連文書及び出版物を基にして考慮すべきである。

産業安全及び環境保護などの放射線以外の側面も、明示的には考慮されていない。加盟国は、これらの点に関して国際的な約束及び義務を果たすべきであると認められる。

このIAEA安全基準記載の要件及び推奨事項は、以前の基準に基づき建設されたいくつかの施設では、完全には満たされないかもしれない。このような施設にこの安全基準を適用する方法についての決定は、個々の加盟国でなされる。

IAEA安全基準は、法的には拘束力はないが、例えば環境保護に関連するような一般的に受け入れられている国際法や規則の原則の下で加盟国が義務を果たせるような方法で、原子力エネルギー及び放射性物質の平和的利用がなされることを確実にすることを目的として策定されているという事実を、加盟国は留意すべきである。かかる一般原則に従い、加盟国の領土を他の加盟国に損害を与える形で使用してはならない。加盟国はこのように弛まぬ努力を継続する義務と他国への配慮という基準を持たなくてはならない。

即ち、IAEA安全基準シリーズは「最大限の国際的な合意」に基づき策定されたものであり、「加盟国を法的に拘束するものではない」が、「自国の活動に関する国内法規で準用するために、加盟国の裁量で採用」することができ、「IAEAによる活動に関してIAEAを、また、IAEAが支援する活動に関して加盟国」を拘束する。しかし、「いかなる許認可手順においても、最終決定及び法的な責任は加盟国」にあり、「この安全基準は安全に対する不可欠な基本を定めているが、国内の実務と合致するように、より詳しい要件の組入れが必要」かも知れず、さらに、「ケース・バイ・ケースで専門家による評価が必要となる特殊な状況があるだろう」と述べている。

(2) IAEA安全基準体系

IAEA安全基準の体系は「安全原則」、「安全要件」及び「安全ガイド」の3階層からなり、「安全原則」は、平和目的のための原子力開発と応用に際しての安全と防護の基本的な目的、概念及び原則を示している。「安全要件」は、「安全原則」で述べられている目標と原則に則って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を定めている。「安全ガイド」は、「安全

要件」を満足するための活動、方法、条件又は手続きを推奨している。図 24 に IAEA 安全基準体系を示す。

(3) IAEA 安全基準シリーズの構成

IAEA 安全基準シリーズは、原子力安全、放射線安全、輸送安全及び廃棄物安全の活動全般に関わる総合安全分野と、立地評価、原子力発電所の安全、研究炉の安全等からなる個別安全分野からなり、それぞれの分野は安全要件文書とそれに対応する複数の安全指針文書で構成されている。図 24 に IAEA 安全基準シリーズの構成を示す。IAEA 安全基準シリーズは、現在、図 24 に示した構成及び文書番号への移行過程にあり、2020 年を目標に全ての文書の改訂を終了する予定である。

IAEA 安全原則は「基本安全原則(SF-1)」1 件、「総合安全要件」は「政府、法律と規制の枠組み (GSR Part1)」から「緊急事態の準備と対応 (GSR Part7)」まで 7 件、「個別安全要件」は全部で 7 件ある (図 24 参照)。「安全ガイド」は、既に出版されているものと改定中のものを合わせて 2011 年 11 月現在 100 件程度あり、図 24 の体系下で総合安全要件に関わるものは「GSGxxx」の番号で、個別安全要件に関わるものは「SSGxxx」の番号で識別される。

(4) 「原子力発電所の安全：設計 (SSR2/1)」の位置づけ

「原子力発電所の安全：設計 (SSR2/1)」は、IAEA 安全要件シリーズのうちの個別安全要件に属し、原子力発電所の安全のための要件である「試運転と運転(SSR2/2)」と対を成している。図 25 に原子力発電所の安全要件に関連の深い IAEA 安全基準を抜粋して示した。原子力発電所の安全要件；「設計 (SSR2/1)」及び「試運転と運転(SSR2/2)」を満足する為の指針として、安全上重要な機器・設備・構造設計に関わる指針、内外事象の取り扱いに関わる指針、安全解析に関わる指針等が準備されている。

3.3.2. IAEA 安全要件「原子力発電所の安全：設計 (SSR2/1)」

(1) 概要

➤ 発行年等:IAEA 安全基準シリーズの同名の要件文書「原子力発電所の安全:設計(NS-R-1)」2000 年発行の改訂版として 2011 年 8 月に IAEA 理事会に提案された。近日中に出版予定。

➤ 目次構成：表 4 に SSR2/1 の目次構成を示す。

➤ 内容概要

原子力発電所の安全は、適切なサイト選択・設計・建設及び試運転、及びそれらの適切な評価、さらに原子力発電所に於ける適切な管理・運転・維持によって確実となる。これらの分野のうち、本書 SSR2/1 は原子力発電所の安全設計を扱うものであり、安全運転への情報を提供するものである。

本書では、基本的な安全機能の遂行と深層防護の適切な適用を確保する為の一般的な設計要件及び炉心・炉心冷却系・格納容器・計測制御系等個別の設計要件について述べている。

なお、SSR2/1 では、安全基準シリーズ要件文書の新様式に従って、統合的安全要件 (Overarching Requirement; OAR) に対してそれを補完する要求項目 (paraguraphs) を記述する形式となった。

SSR2/1 への改定に当たっては、上位文書である安全原則を受けて、放射線の影響に対する環境と人の防護がより強く謳われ、安全とセキュリティの融合についても触れられている。技術的内容については、NS-R-1 からの大きな変化は無いが、これまで文書内で重複していた要件が整理され、また要件を実現する手段等は下位の文書に記すべきこととして削除された。安全に対する責任の所在の明確化がなされるとともに、新規の原子力発電プラントの設計に対してはシビアアクシデントの防止とその影響緩和の要求がより明確になった。

(2) 適用範囲（第 1 章）

SSR2/1 は主に水冷却型の熱中性子利用炉（軽水炉）への適用を想定しているが、その策定方針に則って炉型の干渉を受けない（technology neutral）ように安全要件が策定されているので、他の炉型へは判断をしながら適用することが出来る、としている。

したがって、SSR2/1 を液体ナトリウム冷却型の高速中性子炉へ適用するには、軽水炉に対する安全要件の差異を明らかにすると共に現行の各々の安全要件に対して高速炉特有の要件を加味するか否かを十分に考慮する必要がある。

なお、SSR2/1 では核セキュリティ、通常の産業安全、原子力発電所の運転から生ずる非放射線影響は、これらを扱わない、としている。

(3) 安全原則について（第 2 章）

IAEA の基本安全原則 SF-1 では、原子力発電プラントの運転また活動の実施における基本的な安全目標として、以下の 3 項目を挙げ、これらの目標は、計画立案、立地、設計、製造、建設、試運転及び運転、さらに廃止措置と閉鎖を含む、原子力発電所の寿命期間のすべての段階に適用される、としている。

- ① 運転時の人の放射線被ばくと放射性物質の環境への放出を抑制すること
- ② 原子炉炉心、核連鎖反応、放射能線源、使用済核燃料、放射性廃棄物、または原子力発電所におけるその他すべての放射線発生源の管理の喪失に結びつくかもしれない事象の可能性を防止すること
- ③ そのような事象が万一発生しても、その影響を緩和すること

SSR2/1 では、上述の安全目標を満たす為に、設計に於いて以下の事項を果たすための措置が講じられなければならない、としている。

- ① 原子炉炉心又はその他の放射線発生源の管理が不十分なために生じる、有害な影響を与える事故を防止し、また万一発生した場合の事故の影響を緩和すること
- ② 施設の設計で考慮したすべての事故について、あらゆる放射線の影響を関連する制限値未満にし、また合理的に達成可能な限り低く維持することを、確実にすること
- ③ 重大な放射線の影響を伴う事故が発生する可能性を極めて低くなるようにすることと、またそのような事故による放射線の影響を実行可能な限り大きく緩和することを、確実にすること

(4) 安全概念；深層防護の適用（第 2 章）

原子力発電プラント設計への深層防護の適用は、既に IAEA 安全基準シリーズ「原子力発電所の安全規則：設計 No.50-C-D(Rev.1)」(1988 年版)で提示され、この時点で既にシビアアクシデント対策が深層防護の第 4 段階として述べられていたが、その改訂版である「原子力

発電所の安全：設計(NS-R-1)」（2000年版）でシビアアクシデント対策とそれに続く防災対策がそれぞれ第4段階、第5段階として明確にされた。

原子力発電所に適用する深層防護の概念をより正確に理解する為に、以下に SSR2/1 より該当するパラグラフの要約を紹介する。

(パラグラフ 2.12) 原子力発電所の事故を防止しかつ事故の影響を緩和する主要な手段は、深層防護の考え方を適用することであり、この考え方は、安全に関連する活動の全てに、すなわち、組織的、行動的、及び設計上の活動、また、プラントの様々な全ての状態に適用する。これは、安全に関連する全ての活動に独立した多層の措置が準備されていることを確保することであり、万一故障や失敗が生じて、独立した多層の措置があることで適切な措置により検知されて補正・是正されることを意味する。

(パラグラフ 2.13) 深層防護の考え方を原子力発電プラントの設計に適用すれば、人及び環境への放射線の有害な影響を防止し、並びに、その防止が失敗した場合には有害な影響の適切な防護と影響結果の緩和を確保するための複数のレベルの防護（固有の特性、設備及び要領）を備えることになる。**異なる防護レベルの各々が独立して効力を発揮することが全てのプラントにおける深層防護の基本的な要素であり、これは一つの防護レベルの故障が他のレベルの故障をもたらすことがないような措置を講じることによって達成される。**

5段階の深層防護の目的は以下のとおり。

- ① 第1の防護レベルの目的は、通常運転からの逸脱と安全上重要な設備の故障を防止することである（通常運転系の設計）。これは、品質管理と適切かつ実証された工学的手法に従ってプラントを健全でかつ保守的に立地し、設計し、建設し、保守し、また運転するという要件に結びつく。
- ② 第2の防護レベルの目的は、運転時に予想される事象が事故の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管理することである（事故防止系の設計）。第2の防護レベルでは、設計で特定の系統と設備を備えること、それらの有効性を安全解析により確認すること、さらにそのような起因事象の影響を防止するかさもなければ最小に留め、又はそのプラントを安全な状態に戻す運転要領の確立が必要となる。
- ③ 第3の防護レベルでは、予期される運転時の過渡事象または想定起因事象が拡大して前段の防護レベルで制御できないこと、並びに事故に進展するかもしれないことを想定する（異常の影響緩和系の設計）。第3の防護レベルでは、炉心の損傷や放射性物質の重大なサイト外放出を防止し、さらにプラントを安全な状態に導くための工学的安全施設、安全系、さらに手順書を用意することが要件となる。
- ④ 第4の防護レベルの目的は、深層防護の第3の防護レベルが失敗した結果の事故の影響を緩和することにある（シビアアクシデント対策の設計）。第4の防護レベルの最も重要な目標は、閉じ込め機能を確実にして、放射性物質の放出を合理的に達成可能な限り低く維持することである。
- ⑤ 最後となる第5の防護レベルの目的は、事故の状態に起因して発生しうる放射性物質の放出による放射線の影響を緩和することである（防災対策の設計）。これには、十分な装備を備えた緊急時管理センターの整備と、所内と所外の緊急時対応に対する緊急時計画と緊急時要領が必要である。

(5) 設計における安全の管理（第3章）

SSR2/1 では、安全管理の所在について、事業者がその責任を負うことを明記している。

設計組織は、設計に関するすべての安全要件を考慮して設計プロセスのすべての局面でそれを実施し、さらに最終設計でそれを満足することを確実にするための管理システムを定めてそれを実施しなければならず、運転組織は、プラントの全寿命期間に渡って、プラント設計の持続的な安全を確実にするための正式のシステムを確立しなければならない。

(6) 主要な技術要件（第4章）

SSR2/1 では、主要な技術要件として、基本的な安全機能・放射線防護・原子力発電プラントの設計・深層防護の適用・安全のセキュリティ及び保障措置とのインターフェイス・実証された工学的手法・安全評価・建設のための備え・放射性廃棄物管理と廃止措置を講じる方法、の項目を安全要件として取り上げている。

原子力発電プラントに対する基本的な安全機能としては、事故状態（シビアアクシデントを含む）を含む全てのプラント状態で下記の3点を満たすことを要求している。

- ① 反応度の制御
- ② 原子炉と燃料貯蔵場所からの熱の除去
- ③ 放射性物質の閉じ込め、放射線遮へい、さらに、計画的な放射性物質の放出の管理と、偶発的な放射性物質の放出の制限

特筆すべき点は以下の通り：

- ✓ 原子力発電プラントの設計では、放射性廃棄物の発生と放出を適切な設計上の対策と運転及び廃止措置の方法によって最小限レベルに留めることを要求している。
- ✓ 深層防護の適用では、上述の深層防護を設計に取り入れそれぞれの防護レベルは可能な限り独立したものであることを要求している。
- ✓ 安全のセキュリティ及び保障措置とのインターフェイスについては、それぞれの措置・システムが互いに機能を損なうことがないように、統合された方法で設計・実施されることを要求している。
- ✓ 放射性廃棄物管理と廃止措置を講じる方法では、放射性廃棄物管理並びに将来の廃止措置及びプラントの撤去が容易にできるように、特性の組み込みに対して原子力発電プラントの設計段階で特別な配慮を払うことを要求している。

(7) 一般プラント設計（第5章）

一般プラント設計は、「設計基準」、「プラントの寿命を通しての安全運転のための設計」、「人的因子」、「その他の設計上の配慮」、及び「安全解析」、から成っている。

「設計基準」では、プラントの状態を明確に区分し、安全上重要な設備のそれぞれの設計基準を体系的に正当化し、文書化し、安全上重要な設備の設計限界を特定すると共に関連する国内のまた国際的な基準及び法規と一貫したものとすることを要求している。設計では、工学的判断と、決定論的及び確率論的評価の両方の結果に基づいて想定起因事象を特定する。プラントの出力・運転状態にかかわらず、プラントの構築物、系統及び機器、運転過誤により予見しうる影響、並びに、内的及び外的危険事象からもたらされる可能性のある影響を全て想定起因事象に含め、これらの想定起因事象の影響がもたらすプラントの安全上重要な設備の設計に使用する負荷を決めなければならない。安全上重要な機器設備の設計では、要求

される機能を果たす為に、それらの重要度（即ち、安全性の分類）を明確にしてその重要度に応じた高い信頼性が要求される。信頼性確保の手段として、安全系の物理的分離と独立性、共通原因故障の考慮、単一故障基準の適用、フェイルセーフの設計等が要求される。

2011年3月に発生した福島第一原子力発電所での事故経験を念頭において、第5章より特筆すべき点を以下に摘出した。

✓ 外的事象

(ア) 自然現象（気象、水文学、地質学及び地震事象を含む）と人為的事象（航空機落下等）を考慮し、短期的には、プラントの安全は、電力供給及び消火隊のような所外サービスの利用の可能性に依存してはならない。即ち、設計では、サイト特有な条件に伴う必要な所外サービスの最大の時間遅れを考慮しなければならない。（5.17）

(イ) 外的事象の発生確率と可能性のある有害な影響を最小限にするように、安全上重要な設備を設計し、配置しなければならない。（5.18）

(ウ) 複数のユニットのある発電所サイトについては、特定の危険事象が敷地内の複数のプラントに同時に影響を与える可能性を、設計は考慮しなければならない。（5.22）

✓ 事象の組み合わせ

工学的判断、決定論的安全評価及びPSAの結果により、事象の組合せが運転時に予想される事象や事故の状態に結びつく場合には、そのような事象の組合せを設計基準事故として考慮し、また、地震直後の洪水のように、主にそれらの発生の可能性に依存して、DECの一部として含めなければならない。（5.32）

✓ プラント状態の区分

NS-R-1（2000年版）及びその改訂版SSR2/1(2011年版)のプラント状態の区分図をそれぞれ図26及び図27に示す。プラント状態は両者共に運転状態と事故状態に2分されている。運転状態(Operational states)については両者間の違いは無いが、事故状態(Accident conditions)については、NS-R-1ではやや曖昧であった領域をSSR2/1では設計基準事故(Design Basis Accidents)とシビアアクシデントを含む拡張設計状態(Design Extention Conditions)に2分し、全てのプラント状態に対して設計で考慮することを要求している。なお、シビアアクシデント対策の要求はNS-R-1においても本文の随所で触れられているが、巻末の図には明確に記されていない。

✓ 設計基準事故に関わる要件

保守的な方法で分析すること。この手法には、安全系統において一定の故障を想定すること、設計基準を定めること、ならびに、解析で保守的な仮定、モデル及び入力パラメータを使用することが含まれる。（5.26）

✓ 設計拡張状態に関わる要件

原子力発電プラントの安全をさらに向上するために、設計基準事故より厳しく追加的な故障を付随した事故一式（設計拡張状態）を想定し、工学的判断、決定論的評価及び確率論的な評価に基づいて検討する。これらの拡張設計状態に対して、設計で取り扱う追加の事故シナリオを明確にして、事故の防止又は緩和のための実行可能な対策をたてなければならない。（REQ.20）

- (ア)設計拡張状態に於ける格納容器の性能を保証する対策の有効性は、最適評価手法に基づいて分析することができる。(5.27)
- (イ)特に、格納容器とその安全施設は、とりわけ炉心溶融を含んでいる極端なシナリオに耐えることができなければならない。(5.30)
- (ウ)設計においては、重大な放射性物質の放出に結びつくかもしれない拡張設計状態を現実的に排除するように、現実的に排除できない拡張設計状態に対しては、区域と時間の範囲を限定する防護対策だけが、公衆の防護のために必要であるように、また、これらの対策を行うに十分な時間を確保できようにならなければならない。(5.31)

「プラントの寿命を通しての安全運転のための設計」では、安全上重要な設備の保守点検、機器認定及び経年劣化管理に関わる要件が述べられ、「人的因子」では、運転員が最適な操作をもたらすための設計要件が述べられている。「その他の設計上の配慮」では、原子力発電プラントの複数ユニット間の安全システムの共用、核分裂性物質または放射性物質を含む系統、プラントからの退避経路、プラントでの通信連絡システム、発電所への立入管理等が述べられている。「安全解析」では原子力発電プラントの設計における安全解析は、決定論的手法と確率論的手法の両方の手法を用いて実施されなければならない、としている。安全解析で特筆すべき点は以下の通り。

- ✓ 安全系の自動起動及び運転員の期待される操作と一緒に安全施設の使用により拡張設計状態を管理することが可能であることを、決定論的手法で証明すること。
- ✓ プラントの状態に大きな変化（クリフエッジ効果）を引き起こすかもしれないプラントパラメータの僅かな変動が防止されることを、確率論的手法で保証すること。

(8) 具体的なプラントと系統の設計（第6章）

ここでは、安全上重要な機器・設備について、それぞれの機能要求を述べている。2011年3月に発生した福島第一原子力発電所での事故経験を念頭において、第6章より特筆すべき点を以下に記した。

- 原子炉炉心とその機能
 - ✓ 原子力発電プラントの燃料要素及び燃料集合体とその支持構造物は、運転状態とシビアアクシデント以外の事故の状態において、十分な冷却ができる形状が維持され、また制御棒の挿入が妨げられないように設計すること。
 - ✓ 炉心の損傷を生じない事故の状態を含む、原子力発電プラントの炉心のあらゆる状態で生じる中性子束分布は、本来安定したものでなければならない。すべての運転段階において、中性子束の分布やレベル及び安定性を定められた設計制限値内に維持するために制御系を働かせることを最小にすること。
 - ✓ 原子力発電プラントの原子炉の運転状態及び事故状態（シビアアクシデントを含む）において原子炉を停止する能力があることと、炉心の最も反応度の高い状態においても停止状態を維持することができることを確実にするための手段を準備すること。
 - ✓ 原子炉を停止するための手段は、少なくとも2つの多様なかつ独立した系統で構成すること。
 - ✓ 2つの異なる運転停止系のうちの少なくとも1つは、最も反応度が高い炉心の状態であっても、十分な余裕と高い信頼度で原子炉を未臨界に維持すること。
- 原子炉冷却材系
 - ✓ 原子力発電プラントの原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管に対して、放射性

の流体（1次冷却材）のいかなる喪失も制限し、また、接続する系統を通して冷却材が喪失することを防止するために、適切な隔離装置を備えること。

- ✓ 原子炉冷却材の容積変化及び漏えいを考慮して、そのインベントリ、温度及び圧力を制御するための対策を講じ、原子力発電プラントのあらゆる運転段階において定められた設計限界を超えないことを確保すること。
- ✓ 燃料、原子炉冷却材圧力バウンダリ、及び安全上重要な構築物の設計限界を超えないように、原子力発電プラントの停止状態で炉心から残留熱を取り除く手段を設置すること。
- ✓ 一次冷却材系の圧力バウンダリの健全性が維持されない場合であっても、原子力発電プラントにおける事故の状態下で燃料の冷却を復旧しかつ維持するために、炉心を冷却する手段を設置すること。
- ✓ 残留熱を原子力発電プラントの安全上重要な機器から最終的な熱の逃がし場へ輸送する系統を設けること。この機能は、すべてのプラント状態において、非常に高い信頼性をもって遂行すること。
- 格納容器と格納容器系統
 - ✓ 環境への放射性物質の放出が許容値を超える恐れのある事故事象では、格納容器の気密性保持を目的として、原子炉冷却材圧力バウンダリの一部として格納容器を貫通する、または格納容器の雰囲気と直接接続する配管はすべて、自動的かつ確実に閉鎖すること（格納容器の隔離）。
 - ✓ 格納容器内の圧力と温度を管理するために、また核分裂生成物又は、格納容器内に放出される可能性があり安全上重要な系統の運転に影響を与えるかもしれないその他の気体、液体あるいは固体の物質の蓄積を管理するために、備えを設けること。
 - ✓ 格納容器内へ放出される可能性のある核分裂生成物、水素、酸素及びその他の物質を管理するために、以下の設計設備を必要に応じて準備すること。
 - ① 事故の状態において環境に放出されうる核分裂生成物の量を減少させるためのもの。
 - ② 格納容器の健全性に脅威を及ぼしうる爆燃荷重または爆発荷重を防止するように、事故の状態の格納容器雰囲気中の水素、酸素及びその他の物質の濃度を管理するためのもの。
- 計測制御系
 - ✓ 運転に必要なプラントの基礎的情報を得るために、また事故時のプラントの状態を判断するために、原子力発電プラントにおける核分裂プロセス、炉心の健全性、原子炉冷却材系及び格納容器に影響を与える主要なパラメータのすべてを判断するための計装を、設置すること。
 - ✓ 安全上重要な設備の計装及び制御系の設計は、要求される安全機能の重要度の応じた信頼性を有すること、また、定期的な試験が容易になされること。
 - ✓ 安全上重要な系統が計算機ベースの設備に依存する場合、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すること。開発全体を、品質管理システムの対象とすること。
 - ✓ 中央制御室がその機能を果たすことができなくなった場合に備えて、中央制御室から物理的・電氣的及び機能的に分離した場所で必要な計測制御設備が利用できるよ

うに補助制御室を設けること。これは、原子炉を停止状態に移行してその状態を維持し、崩壊熱を除去し、さらにプラントの重要なパラメータをモニタするために充てられる。

- ✓ 中央制御室及び補助制御室の両方から独立して、原子力発電プラントにおいて緊急時対応を指揮することができる所内緊急時制御センターを設置すること。
- ✓ 緊急時制御センターでは、プラントの重要なパラメータ及び原子力発電プラントと周辺の放射線の状況に関する情報を入手できなければならない。所内緊急時制御センターには、中央制御室、補助制御室、発電所内の他の重要な場所、さらに所内・所外の緊急時対応機関と連絡するための手段を備えること。
- 非常用電源供給系
 - ✓ 非常用電源供給系は、外部電源の喪失の事象において、運転時に予想される事象及び事故の状態の中で、必要な電力を供給すること。
 - ✓ 非常用電源供給系の設計基準では、性能、有用性、必要な電源供給期間、容量、さらに継続性の要件を決定するために、想定起因事象とそれに関連する安全機能を考慮すること。
- 補助系及び補機系
 - ✓ 運転状態及び事故の状態で機能する必要がある原子力発電プラントの系統及び機器から、必要に応じて熱を除去するための補助系を備えること。
 - ✓ 火災検出系と消火系、防火壁、さらに排煙設備などを含む火災防護系統は、火災災害の解析結果を検討して、原子力発電プラント全体に設置すること。
 - ✓ 想定起因事象の後に発生する可能性のある火災の防護に必要な火災検出系と消火系は、当該の想定起因事象の影響に耐えられると認定されたものであること。
- 燃料取扱・貯蔵系
 - ✓ 照射済み燃料及び未照射燃料の取扱系と貯蔵系は、所定の裕度をもって臨界を防止すること。
 - ✓ 運転状態及び事故の状態において、燃料から適切に熱除去を行うこと。
 - ✓ 燃料貯蔵プールの水位を監視しまた管理する手段、さらに漏洩を検知する手段を設けること。

(9) 福島第一原子力発電所での事故教訓の反映

SSR2/1は2007年から開始した改訂作業を2011年上半期にほぼ終了し、2011年8月現在においてその出版準備中である。このため、2011年3月11日の巨大地震とそれに伴って起きた津波による福島第一原子力発電所での事故教訓は、本文書の次回の改訂の際に必要なに応じて反映される予定である。

3.4. 日米仏の安全設計要求の概要

3.4.1. 日本

我が国では、原子力安全委員会が決定した「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計指針」に、基本的な安全設計要求が取りまとめられている¹³⁾。本指針は、発電用軽水型原子炉の設置許可申

請等に係る安全審査において、安全性確保の観点から設計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作成されており、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とされている。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 59 項目から構成され、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も付記されている。

PSA やシビアアクシデントに関する要求がないことが、米国等の基準と比較した場合の特徴であったが、本指針に基づき審査された福島第一原子力発電所での事故を踏まえ、「電源喪失に対する設計上の考慮」や、シビアアクシデントの防止及び影響緩和に関する要求等について、指針類の改定・策定が進められている。

3.4.2. 米国

米国の安全設計要求は、Nuclear Regulatory Commission (NRC) によって、政策声明(NRC policy statements 等)、規則(10CFR)、規制ガイド (Regulatory Guide)、委員会ペーパー (SECY)等の形で、基本的なものから技術的詳細にいたるまで多岐にわたり取りまとめられている。このうち、10 CFR Part-50 Appendix A General Design Criteria (GDC) ²⁵⁾は、軽水型原子炉施設に対する基本的な要求事項を定めたものであり、我が国の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の策定に際して、参考にされている (表 5)。また、規制側の要求を明確にし審査内容を統一的なものにすること等を目的として、標準審査指針 (Standard Review Plan (SRP)) がある ²⁶⁾。これらの文書は、最新知見や審査の経験等を踏まえて、頻繁に改訂・追加がなされている。

安全設計要求では、決定論的な評価に加えて確率論的評価に基づくことが求められている。スクラムや電源等のリスクに強く影響する事項については、共通要因故障等に対する信頼性の高い設計が要求されている。シビアアクシデントについては、確率論的な評価だけではなく、放射性物質の早期大量放出がないことを決定論的に確認すること等が求められている。さらに、費用対効果の観点から、PSA を用いて安全設計の妥当性を検討することが求められている。

新型炉の安全設計についての基本的立場は、「新型炉の規制に関する政策声明 ²⁷⁾」等にまとめられている。この中では、9.11 (テロ) も踏まえ、簡素化され、固有の特性や受動的な方法に基づく安全とセキュリティ機能の向上を強く設計に求めている。原子炉設置の具体的な計画がなくとも、審査申請が可能な設計認証制度 (design certification) を採用していることもあり、受動安全炉、ガス炉、ナトリウム炉等の新型原子炉の安全審査がこれまで多数、実施されている。これらタイプの異なる原子炉に対する共通の安全要求をとりまとめるための検討も進められている ²⁸⁾。

3.4.3. 欧州

欧州では、従来は各国の規制機関により設計要求が取りまとめられてきた。設計基準事故に対する要求は基本的に米国等と同様であるが、例えば、フランスでは、シビアアクシデントの影響緩和に関して設計で直接的に対応することや、航空機落下に対するより確実な防御策を求める等

の違いがある。ドイツとフランスが取りまとめたヨーロッパの代表的次世代型炉 EPR の設計要求では、PSA の使用や、シビアアクシデントの防止・影響緩和に関する要求がなされている²⁹⁾。

新設炉や将来型炉については、欧州の安全規制機関の代表で構成され、1999 年に発足した西欧原子力規制者協会（WENRA: Western European Nuclear Regulators' Association）が、欧州として調和のとれた規制を目指し、安全に関わる声明、参照安全レベルや安全性テストの提言などを行っている³⁰⁾³¹⁾³²⁾³³⁾³⁴⁾。新設炉に対しては、特に、放射性物質の早期もしくは大量の放出に至る事故は事実上生じないように設計することが求められている。

3.5. ナトリウム冷却高速炉の各国の安全基準の動向

3.5.1. 日本

我が国では、高速増殖原型炉「もんじゅ」の原子炉設置許可申請時、申請者である旧動力炉・核燃料開発事業団により、「液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針」³⁵⁾が作成された。「もんじゅ」は、昭和 55 年 12 月に原子炉設置許可を申請、昭和 58 年 5 月に原子炉設置許可を経て、平成 6 年 4 月に初臨界に成功した出力 28 万 kW の液体金属冷却型高速増殖炉である。本安全設計方針は、発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計指針¹³⁾を参考に（表 6 参照）、同時期に原子力安全委員会にて決定された「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」¹⁴⁾に基づいて作成された。高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の別紙「液体金属冷却高速炉（LMFBR）の安全設計と安全評価について」の「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（(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、その要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」とされている。このため、「もんじゅ」の安全評価では、軽水炉では取り扱われていない設計基準外事象(BDBE)が対象となったことが特徴的である。

その後、「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」に基づき、1990 年代後半から 2000 年代初頭に着工を目標に、電気事業者により高速増殖実証炉の設計が行われた。この実証炉の安全審査のために指針の整備が必要となり、財団法人原子力安全研究協会が旧科学技術庁からの委託研究として平成 3 年から平成 8 年度まで高速炉の安全基準に関する調査が行われた³⁶⁾。この調査のために、高速炉安全基準調査専門委員会が原子力安全研究協会内に設置され、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応事例、安全評価のための DBE の選定及び判断基準、設計基準外事象の取扱い等が議論された。同専門委員会の検討結果に基づき、「もんじゅ」の安全設計方針等を参考に、高速増殖炉の「安全設計方針」、「安全評価方針」、「安全機能の重要度分類に関する方針」が作成された。安全設計方針は、安全上重要だと考えられる構造物等に対する基本的安全要求が示されている。また解説において、本方針の本文の意味や解釈を明確にするため、「事故」を「事故」と「稀有事故」の 2 つに分類、また「付加的限界事象」として設計基準外事象に対する設計要求が記載されている。稀有事故とは、「事故を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、発生した場合に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」と定義されている。一方、付加的限界事象とは、「稀有事故を超える過酷な状態であって、発生する頻度はさらに低く、技術的見地からは起こることは考えられないものの、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。

3.5.2. 米国

米国の CRBR では、DOE を中心とした開発主体により建設許可が申請(1975 年)され、サイト準備工事 (Site preparation work) が NRC から許可(1982 年)された後、開発コストの増加等を理由に建設計画が事実上中止(1983 年)されたが、CRBR 安全評価報告書³⁷⁾において建設許可申請に対する安全審査の結果が記載されている。そこでは、(1)軽水炉の General Design Criteria (GDC) 10CFR50 Appendix A、(2)当時米国原子力学会 (ANS) で検討されていた液体金属冷却高速増殖炉一般設計クライテリア (ANS54.1)、及び(3) 申請者が提案した設計クライテリア案を基本とし CRBR の特徴を反映した設計クライテリア (PDC: Principal Design Criteria) が NRC によって整備された。安全要求上の特徴としては、1) 軽水炉施設と類似の安全上重要な機器類(SSC)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、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、とされていることに特徴がある。CDA については、設計基準から除外しながら、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、機械的側面と熱的側面の両面で裕度をもって CDA の影響を収納できることが示された。

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、1983 年 CRBR 中止以降、DOE 推進の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。) 1990 年代初頭に PRISM 設計概念に対し NRC 予備審査 (申請前審査) が行われ、PRISM 予備審査報告書³⁸⁾としてまとめられている。そこでは NRC により、軽水炉一般設計クライテリア (GDC) のクライテリア 55 項目が、そのまま適用可能(27)、修正が必要 (26)、適用不可能 (2)に分類され、追加すべき安全要求が提案されている。bounding event については、申請者側はナトリウム沸騰や炉心溶融を考慮する必要はないと主張したのに対し、NRC 側は GDC には明示されていない bounding event の安全評価を要求した。NRC の立場は、軽水炉とは運転経験が異なるうえ、革新技術を導入していることから、少なくとも軽水炉と同レベルの安全性を有することを判断するために、ATWS を含む DBE の上限であろう bounding event による影響を考慮すべきというものである。

Advanced Burner Test Reactor (ABTR) は、DOE の先進的燃料サイクルイニシアチブ (AFCI:

Advanced Fuel Cycle Initiative)³⁹⁾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の TRU 燃焼炉である⁴⁰⁾。ABTR の予備的な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のために DOE が整備した SDC の比較が行われた⁴¹⁾。また、軽水炉の GDC に対してナトリウム冷却炉に共通のクライテリアと修正が必要なクライテリアに分類された⁴²⁾。さらに、修正が必要なクライテリアに対しては、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）の考え方も提示された。参考のため、日本及び米国的高速炉に関する設計要求の比較を表 7 にまとめている。

4S 炉（Super-Safe, Small & Simple Reactor）に関しては、NRC に対する予備審査申請において申請者側から PDC が提案された。

米国においては、米国原子力学会のもと、ANS 54.1 Standard: Nuclear Safety Criteria and Design Process for Liquid-Sodium-Cooled-Reactor Nuclear Power Plants:「ナトリウム冷却炉に関する安全クライテリア及び設計プロセス」に関する基準が策定中である⁴³⁾。ANS 54.1⁴⁴⁾は、1989 年に一旦策定後、1999 年に Withdrawal された経緯があり、2010 年から再策定が開始され、2011 年末のドラフト完成を目標としている。本基準は、SCR（Sodium Cooled Reactor）全般を対象としたクライテリアであり、決定論に基づくクライテリアに Risk-Informed で補完することとしている。また安全クライテリアに加えて設計プロセスを含む内容となる予定である。

3.5.3. フランス

Super Phénix2 に関連し、「ナトリウム冷却プール型高速炉の将来における 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⁴⁵⁾。第 1 編「一般規定」にて、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おり、第 2 編「技術規定」にて、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。参考のため、日本的高速炉に関する設計要求と Super Phénix2 に関する安全基準を表 8 にて比較している。

EFR（European Fast Reactor）は、2010 年代商用化を目標に欧州共同で 1998 年に開発開始され、概念設計と予備的な安全評価（1993 年）後に計画終了したものだが、「LMFBR 将来炉の設計検討のための安全基準とガイド」が欧州委員会の FBR 安全作業部会により取りまとめられた⁴⁶⁾。その記載対象は DBE 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。これらの事故は、さらに詳細な事象に分類される。表 9 にて日本的高速炉に関する設計要求と EFR ガイドの比較をまとめている。

現在、ASTRID を対象に、開発側（CEA, AREVA）にて安全要件を検討準備中である。

3.5.4. その他（露・中・韓・印）

ロシアでは、SFR(BN-1200)を含む新設炉に対する安全基準として、2000年前後に策定された安全基準である「General Regulations on Ensuring Safety of Nuclear Power Plants. OPB-88/97」⁴⁷⁾及び「Nuclear Safety Rules for Reactor Installations of Nuclear Power Plants. PBYa RU AS-89」⁴⁸⁾を適用する意向である。

中国では、現状存在する安全基準として、PWRを対象としたものやIAEAベースのものがあるが、SFRの安全基準については特にないため、CEFR（中国のSFR実験炉）の建設経験（5,000超の設計ドキュメント）をもとに構築する意向である。

韓国では、PWRの安全要件をSFRへ適用することについて、規制側(Korea Institute of Nuclear Safety: KINS)にて検討中であり、またSFR(KALIMER)に関する安全要件については2015年までに規制側で整備する予定である。

インドでは、SFRに関する次世代炉の安全クライテリアについて、2006年8月よりタスクフォース活動を開始し、IAEA NS-R-1の体系をもとに、PFBR（インドのプロトタイプ炉）での経験を反映する予定である。

4. 福島第一原子力発電所事故以後の動向調査

4.1. 日本原子力学会

4.1.1. 「『原子力安全』調査専門委員会」の設置

東北地方太平洋沖地震とその津波に起因した福島第一原子力発電所の事故を受け、日本原子力学会は、学会としての基本スタンスを公表すると共に、2011年4月5日に、「『原子力安全』調査専門委員会」を立ち上げた。また、同委員会の下に、4月11日に技術分析分科会、放射線影響分科会、4月23日にクリーンアップ分科会の計3分科会を設置した。この中で安全設計に関係の深いものは、技術分析分科会である。

技術分析分科会は、事故の技術的分析及び今後の安全確保・安全研究等を検討することを目的としている。4月18日に「福島第一原子力発電所1号機～3号機の現状推定」を公表し、その時点での福島第一原子力発電所1号機～3号機の状況として、以下のような見解を出した⁴⁹⁾。

- 現在、東京電力福島第一原子力発電所の各原子炉及び使用済み燃料貯蔵プールは継続的な注水を前提として、安定した状態にあると認められる。
- 適切な冷却が続けられれば原子炉の安定状態を得ることができ、今後、大きな放射性物質の放出を生じる可能性は徐々に小さくなるものと考えられる。但し、余震等のリスクに十分配慮し、長期的に安定な冷却システムの構築と放射性物質の閉じ込め対策を行う必要がある。
- 冷却の継続、冷却方法を多重化する努力など原子炉の安定状態を維持する努力が最優先であるが、同時に放射性物質に汚染された水が環境中へ漏えいしないようにすることも重要である。

また、技術分析分科会は、5月9日に、「福島第一原子力発電所事故からの教訓」⁵⁰⁾をまとめ、教訓の抽出と対策例の提言を行った。

4.1.2. 福島第一原子力発電所事故に関するシンポジウムの開催

日本原子力学会は、福島第一原子力発電所事故に関するシンポジウムを随時開催し、事故の原因究明、教訓の抽出及び対策の検討を行ってきた。

5月21日には、東京にて「福島第一原子力発電所事故に関する緊急シンポジウム」を開催し、技術分析分科会、放射線影響分科会、クリーンアップ分科会の活動報告を行い、原子炉の現状推定と事故の教訓、汚染状況、大気拡散の状況と放出率、チェルノブイリ発電所事故との環境汚染の比較等を報告した。

8月2日には、茨城県東海村にて、技術分析分科会の主催で「福島第一原子力発電所事故と原子力安全に関するシンポジウム」を開催し、原子炉の現状推定と事故の教訓、特に、確率論的安全評価の重要性を報告した。

9月19日には、福岡県北九州市で開催された「日本原子力学会『2011年秋の大会』」の特別シンポジウムとして、「福島第一原子力発電所事故に関する特別シンポジウム」を開き、福島第一原子力発電所の現状と見通し、事故の遠因とこれからの取組み等について報告した後、パネルディスカッションにて原子力学会の役割について討論を行った。

10月31日～11月1日には、日本原子力学会主催、日本保全学会共催にて、「原子力安全国際シンポジウム」(ISONS2011)を開催した。福島第一原子力発電所の事故の概要と現状、事故以降における世界の原子力発電を巡る動向、事故を踏まえた原子力安全に関する各国事業者の取組み、事故以降の原子力安全に関する学会の活動について報告した後、パネル討論にて、事故教訓を生かした今後の原子力安全のあり方、特に設計基準外事象への対応について議論を行った。2日間のシンポジウムの最後に、「原子力安全国際シンポジウム (ISONS2011) 声明 -原子力安全の確保に向け最大限の貢献⁵¹⁾」を採択し、事故の真摯な反省と教訓の抽出、その教訓を基にした提言や学術的、技術的支援、より高い安全性を目指した原子力安全基準の策定等への積極的参画等をうたった共同宣言を行った。なお、この声明の添付資料として、ISONS2011 の討議を踏まえた事故の要因分析結果、教訓及びこれらを踏まえた学会の取り組むべき役割についての提言がまとめられている。

4.1.3. 日本原子力学会による事故の要因分析と提言

福島第一原子力発電所の事故について、日本原子力学会から公開された要因分析と提言に係る文書は2011年11月25日時点で2件存在する。1件目は、「原子力安全」調査専門委員会 技術分析分科会が5月9日に出した「福島第一原子力発電所事故からの教訓⁵⁰⁾」である。これは、今回の事故とその対応を12項目に分類し、その時点で入手可能であった公開資料を基に教訓の抽出と対策例の提言を行ったものである。提言は、短期的なもの(1年程度)と中期的なもの(2～3年程度)に分けられている。

2件目は、日本原子力学会と日本保全学会が11月1日に出した共同声明⁵¹⁾の添付文書であり、ISONS2011 の討議を踏まえ、事故の要因分析結果、教訓及びこれらを踏まえた学会の取り組むべき役割についての提言がまとめられている。事故の直接要因及び教訓として8項目、事故の遠因及び学会の役割として9項目が抽出されている。

上記2件の文書に記載されている教訓と提言を、5月9日の「福島第一原子力発電所事故からの教訓」の12項目を用いて分類し、整理したものを表10に示す。両文書の分析結果を比較すると、概ね対応が取れており、11月1日の声明添付文書は、5月9日の分析に対し、その後の情勢変化を踏まえて更新と整理がなされたものであることが分かる。特に、「原子力安全規制に関する組織等の改革の基本方針⁵²⁾」が8月15日に閣議決定され、原子力安全規制に関する関係業務が一元化されて「原子力安全庁(仮称)」が設置されることになったことを踏まえ、安全規制組織に係る記述が大幅に更新されている。また、学会の役割として、国際連携に係る記述が追加されている。なお、5月9日の分析は、技術分析に重点を置いているため、11月1日の声明添付文書よりも個別具体的な記述が含まれている箇所もある。

4.2. 原子力安全委員会

4.2.1. 福島第一原子力発電所事故以前の状況

原子力安全委員会は、2010年12月2日に「原子力安全委員会の当面の施策の基本方針」⁵³⁾を決定し、以下の3項目を基軸として委員会の活動を行うこととした。

- (1) 原子力安全の基本的考え方の提示
- (2) 原子力安全規制制度の運用のさらなる改善等
- (3) 原子力安全規制を支える環境整備等

この中で、「原子力安全の基本的考え方の提示」には、以下の6つが具体的項目として挙げられている。

- ① 原子力安全の基本原則の明文化
- ② 安全目標の明確化とリスク情報活用に向けた検討
- ③ 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
- ④ 安全評価の高度化に向けた安全余裕の定量化
- ⑤ 放射線防護の考え方を踏まえた原子力施設の安全の考え方の高度化
- ⑥ その他、基本的考え方の検討

これらの検討を具体的に進めるため、原子力安全委員会は、2011年2月3日に、「当面の施策の基本方針の推進に向けた取組について」⁵⁴⁾を決定し、特に重点的な調査審議が必要となる以下の事項について、外部の専門家との意見交換を積極的に実施することとした。

- ① 安全確保の基本原則に関すること
- ② 安全審査の高度化に関すること
- ③ その他基本方針に記載した重要事項に関すること

この決定文に基づき、「当面の施策の基本方針の推進に向けた外部の専門家との意見交換 ―安全確保の基本原則に関すること―」(以下、「基本原則に係る意見交換会」)が始まった。これは、東北地方太平洋沖地震の発生までに2回開催され、基本安全原則、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等の議論が始まったところであった。

4.2.2. シビアアクシデント対策の検討

東北地方太平洋沖地震とその津波に起因した福島第一原子力発電所の事故を受け、「基本原則に

係る意見交換会」での議論の方向性は変更を受けることとなった。事故前は、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整備の位置づけを明確化するに当たり、現行の「核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(原子炉等規制法)等を変更しないことを前提に議論が行われてきたが、事故後は、IAEA 閣僚級会議で日本国政府が提出した報告書⁵⁵⁾にてアクシデントマネジメント整備を法規制上の要求とすることが明記されたことを受け、法規制化を前提として議論を行うこととなった。

「基本原則に係る意見交換会」にて2回議論がなされた後、2011年10月20日に、「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について」⁵⁶⁾が原子力安全委員会決定され、これにより、従来用いられていた「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」⁵⁷⁾が廃止された。この決定文の要点は以下のとおりである。

(i) シビアアクシデント対策：第4の防護レベルの強化

従来の規制要求では、DBE への対処(深層防護レベル3まで)にとどまっていたことを改め、今後は、深層防護レベル4に相当する「シビアアクシデントの発生防止、影響緩和」に対しても、規制上の要求や確認対象の範囲を拡大することを含め、安全確保策を強化する。

(ii) シビアアクシデント対策における原子炉設置者と規制の役割

シビアアクシデント対策の有効性維持及び継続的改善に係る第一義的責任は原子炉設置者であり、規制の役割は、上記対策の有効性を継続的に評価・監視することにある。

(iii) シビアアクシデントに係る安全評価

シビアアクシデント対策に係る安全評価では、PSA によってリスク上重要なシーケンスを見いだし、これらについて決定論的安全評価を行うことを基本とし、事故事象をできるだけ現実的に予測すること(最適予測)に重点をおく。

(iv) 法令要求の範囲

シビアアクシデント対策に係る設備設計及び原子炉設置者の緊急時対応能力について、より確かにするための法令要求の整備を行う。特に、地震、津波を起因事象とする全交流電源喪失、最終ヒートシンク喪失については、設備対応及び事故時手順の再整備等の実行状況について早急な確認を行う。

(v) 安全研究の推進

シビアアクシデント対策の整備と継続的改善を図る中で、安全規制の科学技術的基盤としての安全研究を推進する。

4.2.3. 安全設計審査指針・耐震設計審査指針の改定

発電用軽水型原子炉の設置許可申請に係る原子力安全委員会での安全審査において、安全性確保の観点から設計の妥当性を判断する際の基礎として、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」¹³⁾(以下、「安全設計審査指針」)が定められている。また、同安全審査のうち、耐震安全性の確保の観点から耐震設計方針の妥当性について判断する際の基礎として、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」⁵⁸⁾(以下、「耐震設計審査指針」)が定められている。これらは、軽水炉を対象とした指針ではあるが、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」¹⁴⁾にて、高速炉の審査の際にもこれらを参考にすることとされている。また、耐震設計審査指針の運用・解釈を明確化することを目的として、「発電用原子炉施設の耐震安全性に関する安全審査の手引き」⁵⁹⁾(以下、「耐震安全審査手引き」)が定められている。

東北地方太平洋沖地震とその津波に起因した福島第一原子力発電所の事故を受け、原子力安全委員会は、これまでに蓄積された知見や、今回の地震及び津波に係る知見、事故の教訓を踏まえ、安全確保等の抜本的な見直しを図る必要があるのとの考えから、2011年6月16日に、原子力安全基準・指針専門部会(以下、「基準・指針専門部会」)に対し、安全設計審査指針及び関連の指針類並びに耐震設計審査指針及び関連の指針類に反映すべき事項を検討し、2012年3月を目途に論点等を整理して原子力安全委員会に報告することを指示した⁶⁰⁾。

この指示を受け、基準・指針専門部会は、安全確保策の抜本的な見直しに関する検討を行うに当たり、専門的かつ効率的な審議に資するため、6月22日の会合にて、安全設計審査指針等検討小委員会(以下、「設計小委」)及び地震・津波関連指針等検討小委員会(以下、「地震小委」)を設置した。

(1) 設計小委での検討状況

設計小委では、安全設計審査指針及び関連の指針類における当面の改定内容並びに長期的な改訂の方向性及びその改定内容について検討を行っている。

最優先事項として、東北地方太平洋沖地震とそれに引き続き発生した津波によって福島第一原子力発電所が全交流電源喪失の事態に陥り、この状態が長時間継続したことによって大規模な炉心損傷に至ったことを踏まえ、全交流電源喪失への対処策について検討が行われた。検討結果は、「安全設計審査指針等検討小委員会における検討状況について」⁶¹⁾としてまとめられ、12月28日に、基準・指針専門部会に報告された。

この報告では、全交流電源喪失への対策の基本的な考え方として、

- (i) 全交流電源喪失の発生確率を合理的に達成できる限り低いものとする。
- (ii) 全交流電源喪失が発生した際には、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却を確保し、かつ復旧できること。
- (iii) 全交流電源喪失が発生し、原子炉の停止後の炉心及び使用済燃料プールの冷却並びに原子炉格納容器の健全性の安定的な確保が困難となるような状況においても、炉心損傷を防止する

ための措置及び炉心損傷に至った場合においても環境への放射性物質の放出を十分に低く制限するための措置が可能であること。

の3つが挙げられ、それを具体化したものとして、基本設計段階、詳細設計段階、アクシデントマネジメントのそれぞれの段階での要求が示された。

(2) 地震小委での検討状況

地震小委では、耐震設計審査指針及び関連の指針類における当面の改定内容並びに長期的な改訂の方向性及びその改定内容について検討を行っている。自然力(地震動、津波)のみを検討対象とし、これらの外力に対する設計に係る検討は別途行われることとされている。

具体的な指針の検討に先立ち、まず、東北地方太平洋沖地震、それに伴う余震及び誘発されて発生したと考えられる比較的規模の大きな地震に係る知見並びに東北地方太平洋沖地震に伴って発生した津波及び世界の主要な津波事例に係る知見について整理が行われた。

その上で、整理された知見に基づき、耐震設計審査指針及び耐震安全審査手引きにおいて規定すべき想定津波の設定及びそれに対する安全評価について検討が行われ、検討結果は、「地震・津波関連指針等検討小委員会における検討状況について」⁶²⁾としてまとめられ、12月28日に、基準・指針専門部会に報告された。

この中間報告書では、従来の耐震設計審査指針で津波が地震随件事象に含まれていたことを改め、別途、独立した項目立てを行い、津波評価に必要な規定を設けることが提言されている。また、耐震安全審査手引きにおける津波評価に係る記述を拡充することが提言され、津波の発生メカニズムを踏まえた調査、想定津波の設定とモデル化、水位変動及び砂移動等に対する評価等について、規定すべき事項がまとめられている。

なお、設定を超える津波が発生した場合の安全確保の考え方については、地震小委ではなく、別途、原子力安全委員会において検討が実施されることとなり⁶³⁾、12月より、「当面の施策の基本方針の推進に向けた外部の専門家との意見交換 一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について(想定を超える津波に対する安全確保の基本的考え方)」にて検討が始まった。

4.3. 経済産業省 原子力安全・保安院

4.3.1. 緊急安全対策の実施

2011年3月30日、原子力安全・保安院は、東北地方太平洋沖地震のような巨大地震に付随した極めて大きな津波は、その発生頻度は相当に小さいもののそれによる原子力発電所への影響が甚大となる可能性のあることに鑑み、その時点で判明している知見に基づき、放射性物質の放出をできる限り回避しつつ、冷却機能を回復することを可能とするための緊急安全措置を講じることとし、実施体制・実施手順の整備、訓練の実施等を規制上の要求とするために省令改正を行った⁶⁴⁾。また、同日、経済産業省は、一般電気事業者等に対し、福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電

所を除くすべての原子力発電所について、津波により3つの機能（全交流電源、海水冷却機能、使用済み燃料貯蔵プール冷却機能）をすべて喪失したとしても、炉心損傷等を防止できるよう、緊急安全対策の強化と、その実施状況の報告を指示した⁶⁵⁾。

原子力安全・保安院は、各電気事業者等から受けた報告について、保安検査官が立入検査等を行い、電源車・ポンプ車等の資機材の配備状況、緊急時の対応マニュアルの整備状況、緊急時対応訓練の実施状況等について確認した結果、5月6日、福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所、女川原子力発電所を除く原子力発電所について、緊急安全対策が適切に実施していることを確認したと公表した⁶⁶⁾。女川原子力発電所については、6月1日に緊急安全対策が適切に実施していることを確認したと発表した⁶⁷⁾。

福島第二原子力発電所については、経済産業省は、4月21日に緊急安全対策の実施と報告を指示し⁶⁸⁾、5月20日に報告を受け取った。また、7月21日に補正報告を受け取った。

4.3.2. 外部電源の信頼性確保

2011年4月7日に発生した宮城県沖地震による電力系統の一部における地絡事故を発端として、原子力発電所及び再処理施設への外部電源を供給する電力系統が停止したことを受け、原子力安全・保安院は、一般電気事業者等に対し、①原子力発電所等の外部電源となる電力系統の信頼性評価、信頼性向上対策の実施 ②複数電源線の全ての回線の各号機への接続 ③送電鉄塔（電源線）の耐震性等の評価、対策の実施 ④開閉所の津波対策（屋内化、水密化等）の4項目を指示した⁶⁹⁾。

原子力安全・保安院は、5月16日、一般事業者等から原子力発電所等（福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所を除く）に関して上記指示に対する報告を受け、6月7日にその評価結果を公表した⁷⁰⁾。

また、東北地方太平洋沖地震により、福島第一原子力発電所所内の開閉所における遮断器等が損傷を受けたことから、原子力安全・保安院は、6月7日、一般電気事業者等に対し、原子力発電所等において開閉所等の電気設備が機能不全となる倒壊、損傷等が発生する可能性についての影響評価及び機能不全となる倒壊、損傷等が発生する可能性があるとして評価された設備の地震対策の策定を指示し、その実施状況について7月7日までの報告を求めた⁷¹⁾。

4.3.3. シビアアクシデントへの対応に関する措置の実施

2011年6月7日、原子力災害対策本部において福島第一原子力発電所事故に関する報告書⁵⁵⁾が取りまとめられた。その中では、各電気事業者等の緊急安全対策の実施状況が適切であることが原子力安全・保安院により確認されているとした上で、同事故を踏まえ、万一シビアアクシデントが発生した場合でも迅速に対応する観点から措置すべき事項が整理されている。

それを踏まえ、同日、経済産業省は、各電気事業者に対し、福島第一原子力発電所以外の原子力

発電所において、①中央制御室の作業環境の確保、②緊急時における発電所構内通信手段の確保、③高線量対応防護服等の資機材の確保及び放射線管理のための体制の整備、④水素爆発防止対策、⑤がれき撤去用の重機の配備、の実施を指示し、状況を6月14日までに報告することを求めた⁷²⁾。

原子力安全・保安院は、各電気事業者等から実施状況について報告を受け、現地の保安検査官が立入検査等を行い、資機材の配備や手順の整備、訓練の実施状況等について確認を行った結果、6月18日、各電気事業者等から報告のあったシビアアクシデントへの対応に関する措置は適切に実施されているものと評価すると発表した⁷³⁾。

4.3.4. 既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価

2011年7月6日、原子力安全委員会は、経済産業省に対し、既設の発電用原子炉施設について、設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性に関する総合的な評価を実施すること及びそのための総合的な評価手法及び実施計画を策定し、原子力安全委員会に報告することを要請した⁷⁴⁾。原子力安全・保安院は、7月15日、21日の2回にわたって原子力安全委員会に評価手法及び実施計画を報告し、それを踏まえ、7月22日、各電気事業者等に対し、この評価手法及び実施計画に基づいて発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価を行い、その結果を報告するよう指示した⁷⁵⁾。報告内容は、原子力安全・保安院が確認した後、原子力安全委員会に報告され、その妥当性の確認を求めることになっている。

上記指示文に添付されている評価手法及び実施計画⁷⁶⁾を整理したものが表11である。総合的評価は一次評価と二次評価に分けられている。一次評価は、定期検査中で起動準備の整った原子炉に対して順次実施することとなっており、安全上重要な施設・機器等が設計上の想定を超える事象に対し、どの程度の安全裕度を有するかについて評価することとされている。一方、二次評価は、評価対象となるすべての発電用原子炉施設に対して実施することとなっており、第4.6節に記載している欧州諸国のストレステストの実施状況、日本国政府の「東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会」(以下、「事故調査・検証委員会」)⁷⁷⁾の検討状況も踏まえ、総合的な安全評価を実施することとされている。事業者から原子力安全・保安院への二次評価結果の報告時期は2011年内を目途としているが、欧州諸国におけるストレステストの実施状況、事故調査・検証委員会の検討状況を踏まえ、必要に応じ見直すこととされている。

2011年12月25日現在、大飯発電所3号機(11/11)、4号機(11/17)、伊方発電所3号機(11/14)、泊発電所1号機(12/7)、玄海原子力発電所2号機及び川内原子力発電所1号機、2号機(12/14)、美浜発電所3号機(12/21)の一次評価結果が原子力安全・保安院に報告され、その審査が原子力安全・保安院にて始まったところである。

4.4. IAEA 調査団報告と IAEA 閣僚級会議に対する日本国政府の報告

4.4.1. IAEA による福島第一原子力発電所の事故調査

国際原子力機関 (IAEA) は、福島第一原子力発電所の事故の現状確認と当面の教訓を明らかにするため、日本国政府との合意に基づき、12 か国の原子力専門家から構成される調査団 (団長: Weightman 英国保健安全執行部主席検査官) を、2011 年 5 月 24 日～6 月 2 日にかけて日本に派遣した。調査団は、関係省庁との会合並びに福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所及び東海第二原子力発電所の現地視察を行い、日本国政府に対し 6 月 1 日に報告書暫定的要旨^{78),79)}を提示し公表した。正式版報告書^{80),81)}は 6 月 16 日に発行され、「原子力安全に関する IAEA 閣僚会議」(ウィーン, 6 月 20 日～24 日) に提出された。

正式版報告書には、福島第一原子力発電所の事故調査の結果得られた、原子炉安全の改善に関する 15 の結論と 16 の潜在的教訓が記載されている。これらは、IAEA 基本安全原則 SF-1^{11),82)}、IAEA 安全要件・安全指針、IAEA の安全サービス、IAEA の将来のミッションに分類されている。

これら結論と教訓を上記分類ごとに整理したものを暫定的要旨の内容とともに表 12 に示す。IAEA 調査団報告書における分析の特徴は、主として IAEA 基本安全原則 SF-1 に照らし、今回の事故の分析を行っていることである。特に、「原則 9. 緊急時の準備と対応：原子力または放射線の異常事象に対する緊急時の準備と対応のための取り決めを行わなければならない。」に照らして敷地外緊急時対応の検討に重きを置いている。一方、表 10 の日本原子力学会の分析と比較すると分かるように、具体的な安全設計に係る記述は少なく、特に、格納容器ベントシステム 及び 使用済燃料プールに係る具体的な記載はない。

4.4.2. IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告

原子力災害対策本部は、IAEA の「原子力安全に関する閣僚会議」(ウィーン, 6 月 20 日～24 日) にて福島第一原子力発電所の事故の報告を行うに当たり、その時点までに得られた事実関係を基に、事故の発生と進展、原子力災害への対応、事故の教訓等を暫定的に報告書⁵⁵⁾(以下、「6 月報告書」) に取りまとめ、6 月 7 日に発表した。また、その内容を「原子力安全に関する閣僚会議」にて日本国政府として報告した。同報告書には、事故の教訓として 28 項目が挙げられ、以下の 5 グループに分類して提示されている。この中で、安全設計に関連の深いものは、第 1、第 2、第 4 グループである。

第 1 グループ：シビアアクシデント防止策の強化

第 2 グループ：シビアアクシデントへの対応策の強化

第 3 グループ：原子力災害への対応の強化

第 4 グループ：安全確保の基盤の強化

第 5 グループ：安全文化の徹底

さらに、原子力災害対策本部は、6月報告書以降の状況を追加報告書⁸³⁾(以下、「9月報告書」)として取りまとめ、9月11日に発表した。これには、6月報告書以降に得られた事故に関する追加的情報や事故収束に向けた取組みの現況に加え、上記28項目の教訓に対する取組み状況が示されている。

6月報告書に記載されている28項目の教訓に対し、9月報告書に記載されている国の取組み状況を対応させて整理したものを表13に示す。9月報告書に記載されているような具体的な対応行為の内容をSDCにそのまま含めて仕様を規定する等のことは、SDCの趣旨から外れるため行わないが、要求事項の検討をする際には、このような具体例を念頭に置きながら進めることが重要である。

6月報告書の分析結果は、日本原子力学会の提言・声明(表10)、IAEA調査団の報告書(表12)及び第4.5.2節にて後述する米国原子力規制委員会短期タスクフォースの勧告(表14)と比較すると、技術的分析内容の記述に簡略な箇所もあるものの、最も網羅的な項目分類を用いて記載がなされている。したがって、第5.4.4節にて福島第一原子力発電所の事故教訓からSDC素案への反映事項を抽出する際には、6月報告書で用いられている5グループ28項目の分類を用いて他の分析結果も整理し、反映事項を検討することとする。

4.5. 米国原子力規制委員会 (NRC)

4.5.1. 臨時検査の実施

福島第一原子力発電所での事故を受け、米国NRCは、全米104基の運転中の原子炉の安全性を確認するため、2011年3月23日に臨時指示として、極限的事象によって引き起こされる電源喪失もしくは敷地の大規模な被災に対処できるか調べるよう、「福島第一原子力発電所燃料損傷事故のフォローアップ(TI2525/183)」⁸⁴⁾を発出した。検査の締切は4月29日とされ、NRCは5月13日までに報告書をまとめることとなった。

NRCは、5月13日に検査結果についての報告書を発行し⁸⁵⁾、5月20日には検査結果の要約を公開した⁸⁶⁾。すべてのプラントがそのような事象に対しても原子炉及び使用済燃料プールを冷却できることが再確認された。一方、65カ所の原子力発電所のうち、12カ所に問題があったことも分かり、12カ所のうち3カ所は既に問題を解決し、残りは解決に向けて活動中とのことであった。

さらに、NRCは、6月6日、運転中の104基の原子炉について、シビアアクシデント管理指針(SAMG)の検査結果を公表した⁸⁷⁾。すべてのプラントがSAMGを備えているが、定期的レビュー及び改定を行っているのは42%、緊急時訓練に定期的にSAMGを含めているのは61%のみであることが判明した。検査結果は、第4.5.2節で言及する短期タスクフォースでの検討に反映された。

4.5.2. 短期タスクフォース (NTTF) による勧告

福島第一原子力発電所での事故を受け、NRCは、2011年3月23日、福島第一原子力発電所の

事故から得られる教訓をレビューすると発表した⁸⁸⁾。NRC は、規制機関による米国内の原子力発電所の直接的改善の必要性 並びに NRC の規則、検査手順書、許認可手続きの変更の要否に関して検討し、勧告すること目的として、4月1日に6名のNRCスタッフからなる短期タスクフォース (The Near-Term Task Force: NTTF) を設置した⁸⁹⁾。4月1日にNRCから承認された綱領⁸⁹⁾によれば、NTTFは、90日間の短期レビューの後、長期レビューにて評価すべきトピックスを識別することになっている。

NTTFにおける評価及び調査は、5月12日(30日後)、6月15日(60日後)に進捗報告が行われ、7月12日(90日後)に調査結果及び勧告が報告書として公表された^{90),91)}。この報告書は短期レビューとの位置づけであり、福島第一原子力発電所の調査結果とそれを踏まえた12の勧告から構成されている。

表14にNTTF報告書に記載されている勧告内容を示す。勧告にはそれぞれ具体策が提示されている。なお、12の勧告のうち、勧告3, 6, 10, 11は長期的検討事項として位置付けられている。表13の日本国政府報告書での分析結果と比較すると分かるように、NTTF報告書は、勧告9～勧告11にて、緊急時対応策 (EP) の充実を強く勧告しているのが特徴である。また、勧告4にて長時間の交流電源喪失に対する緩和能力の強化を強く勧告しており、その具体策として、

- 最低8時間の耐久時間の確保
- 最低72時間の延長耐久時間の確保
- サイト外準備機器の72時間以内のサイト内への設置

のように具体的な時間が記載されている。一方、他の機関の分析結果と異なり、安全系の独立性・多様性の必要性を陽には記載していない。また、最終的な熱の逃がし場の喪失への対応についても具体的な記述はない。さらに、格納容器ベントシステムの強化(信頼性の向上)については勧告されているが(勧告5)、日本国政府6月報告書や日本原子力学会の分析結果で指摘されているフィルターベントについては、具体的な記述はない。

NRC スタッフは、NTTF 報告書に記載されている勧告の具体策の中から、遅滞なく実施すべきものとして以下の7項目を選び、9月9日にSECY-11-0124⁹²⁾にてNRCに提言した。

- 2.1. 地震と洪水の再評価
- 2.3. 地震と洪水からの防護に向けた見回り(walkdowns)
- 4.1. 全交流電源喪失に対する規制行為
- 5.1 MK-I型格納容器に対する信頼性の高いハード・ベント
- 4.2. 10CFR50.54(hh)(2)に基づいて設置されている設備
8. 「緊急時運転手順 (EOP)」、「シビアアクシデント管理指針 (SAMG)」、「拡大被害緩和指針 (EDMG)」の内容の充実と一本化

9.3. 緊急事態対応の規制活動(要員の配置と通信手段の確保)

具体策 5.1 の格納容器ベントに係る要求の対象が MK-I 型格納容器のみであり、MK-II 型格納容器は含まれていないことに注意が必要である。

一方、NRC は、8 月 19 日のスタッフ要件メモにて、NRC スタッフに対し、勧告の具体策に優先順位をつけるよう指示した。それを受け、NRC スタッフは、勧告の具体策を以下の 3 段階の優先順位に分類し、10 月 3 日に SECY-11-0137⁹³⁾にて NRC に報告した。

第 1 段階：不必要に遅滞することなく開始すべきと NRC スタッフが判断したもの

第 2 段階：更なる技術的評価と調整の必要性等のため、早期に開始できないもの

第 3 段階：規制措置の裏付けに更なる検討が必要等、長期的評価として判断されたもの

最優先事項である第 1 段階に挙げられた具体策は以下の 8 項目である。SECY-11-0124 の最優先事項からの変更点は、具体策 5.1 にて格納容器ハード・ベントを要求する対象として MK-II 型格納容器も含まれたこと 及び 具体策 7.1 の使用済燃料プールに対する計装系の要求が追加されたことの 2 点である。

2.1. 地震と洪水の再評価

2.3. 地震と洪水からの防護に向けた見回り (walkdowns)

4.1. 全交流電源喪失に対する規制行為

4.2. 10CFR50.54(hh)(2)に基づいて設置されている設備

5.1 MK-I、MK-II 型格納容器に対する信頼性の高いハード・ベント

7.1. 使用済燃料プールの計装系

8. 「緊急時運転手順 (EOP)」、「シビアアクシデント管理指針 (SAMG)」、「拡大被害緩和指針 (EDMG)」の内容の充実と一本化

9.3. 緊急事態対応の規制活動(要員の配置と通信手段の確保)

また、SECY-11-0137 では、元々 NTF 報告書に記載されているもののほかに、新たに以下の具体策を追加提言している。

- 格納容器フィルタードベント
- 地震モニタリングのための計装
- 緊急時計画区域の範囲の基準
- 10 mile を超えた範囲でのヨウ化カリウムの事前準備
- 使用済燃料の乾式キャスク貯蔵への移行

- 最終ヒートシンクの喪失

10月18日、NRCはNRCスタッフに対し、SECY-11-0124に挙げられている7項目の勧告(具体策)を実行するよう指示した⁹⁴⁾。つまり、2011年11月25日現在、実行に移されているのはSECY-11-0137の第1段階の8項目ではなく、SECY-11-0124の7項目である。また、具体策4.1にて新しい全交流電源喪失規則が要求されていることから、NRCは2014年4月までに規則制定プロセスを完了することとしたとしている⁹⁵⁾。

4.6. 欧州諸国におけるストレステスト

4.6.1. ストレステスト実施までの経緯

福島第一原子力発電所の事故を受け、欧州理事会 (European Council) は、2011年3月25日、欧州連合 (European Union: EU) 内のすべての原子力プラントについて、包括的で透明性のあるリスク・安全性評価、いわゆる「ストレステスト」を実施することを決定した⁹⁶⁾。欧州原子力安全規制者グループ (European Nuclear Safety Regulators Group : ENSREG) と欧州委員会 (European Commission) は、WENRAの協力を得て、ストレステストの範囲と手順について可能な限り早期に作成することとなった。安全評価自体は各国の規制当局が行い、第三者によるピアレビューを受けることとなった。結果と必要な措置は欧州委員会及びENSREGで共有され、かつ、公開されることとなった。欧州理事会は、欧州委員会からの報告に基づき、2011年末までに最初の答申に対する評価を行うこととなった。

WENRAは、ストレステストの仕様作成のためにタスクフォースを設置し、3月23日にストレステストの範囲、方法、期間等について最初の提案を行った⁹⁷⁾。WENRAは更に検討を続け、4月21日にストレステストの仕様案を提案した⁹⁸⁾。

5月13日、欧州委員会とENSREGは、WENRA提案に基づき、ストレステストを6月1日から開始することで合意した⁹⁹⁾。

5月25日、EUは、EU内の全143基の原子力プラントについて、EU共通の基準に照らして6月1日から再評価を行うと発表した¹⁰⁰⁾。

6月23日、アルメニア、ベラルーシ、クロアチア、ロシア、トルコ、ウクライナが、ストレステストに参加する旨を発表した¹⁰¹⁾。

4.6.2. ストレステストの概要

ENSREGの声明⁹⁹⁾によると、ストレステストの定義は、原子炉の安全機能への脅威となってシビアアクシデントにつながる可能性のあるような極限的な自然現象に対し、原子力プラントの安全裕度を再評価することとされている。再評価は、以下の2項目について行われることになっており、作業開始は6月1日とされている。

- 声明中の「技術スコープ」で想定される極限的状态に対する原子力プラントの応答評価
- 深層防護の論理 (起因事象、安全機能の喪失、AM) に則って選定された進展防止策と影響緩和策の有効性の検証

EU のプレス発表文¹⁰⁰⁾によると、ストレステストでは自然災害及び人為的ハザード(航空機衝突、テロ攻撃)に対して再評価を実施するとしている。ただし、テロ等によるセキュリティ関連のリスクについては、別途ワーキンググループを設置して非公開で検討される。原子力プラントの再評価は、以下の3段階の過程で行われることとなっている。

第1段階 「事前評価」 : 原子力プラント事業者によるもの

第2段階 「国別報告」 : 事前評価における事業者の報告を基に各国規制当局が作成

第3段階 「ピアレビュー」 : 多国籍チーム (7名で構成) による国別報告書のピアレビュー

ENSREG の声明⁹⁹⁾によると、中間報告の締切は、事業者報告書が8月15日、国別報告書が9月15日となっており、最終報告の締切は、事業者報告書が10月31日、国別報告書が12月31日となっている。欧州委員会は欧州理事会に対し、中間報告を12月9日の会議、最終報告書を2012年6月の会議にて提出することとなっている。

4.6.3. ストレステストの実施状況

9月20日、ENSREGは、EU加盟14か国(スロベニア、英国、スウェーデン、スペイン、スロバキア、ルーマニア、リトアニア、ハンガリー、ドイツ、フランス、フィンランド、チェコ、ベルギー、ブルガリア)及びスイスについて、ストレステストに関する国別報告書の中間報告をENSREGのウェブサイトにて公開した。なお、11月25日時点で同サイトにて公開されている中間報告には上記のほか、オランダが含まれている。

10月13日、ENSREGは、10月11日のENSREG第16回会合にてストレステストのピアレビュー手続きについて合意がなされた旨を公表した¹⁰²⁾。合意の結果、ストレステストの主要トピック及び国別報告書に関するピアレビューチームが設置されることとなった。ピアレビューは2012年4月末までに実施され、2012年6月に欧州委員会が欧州理事会に報告する予定となっている。

5. 安全設計クライテリアに関する検討

本特別専門委員会では、第4世代炉のSFRのSDCを検討するにあたって、2章から4章に記載したとおり、現在のFBRの技術や国際的な安全基準の動向、福島第一原子力発電所事故後の動向を調査した。これらの調査結果を踏まえて、IAEAのSAFETY STANDARDS SERIESにおける安全要求（Safety requirements）のNo. NS-R-1 Safety of Nuclear Power Plants: Designの改訂版であるSSR2/1（ドラフトDS414：現在改訂中）を基本として、これにGIFの技術目標や軽水炉と高速炉の特徴の違い及び福島第一原子力発電所事故を反映してSFRのSDCとすることとした（図28参照）。以下には、SDCの検討方針や反映事項の摘出、SDCの第1次素案作成結果等を示し、さらに素案に対して論点となった事項を記す。

5.1. 検討方針

SDCの構築にあたっては、以下に挙げる4つの方針に沿ったものとなるようにした。

方針1：全体方針

SDCは、GIFにおけるSFR開発者の安全設計に対し、具体的なシステム構成や機器等での選択や設計上の自由裁量を許容しつつ、安全に係る一定の性能上の方向性を与えるための合意事項となる。その一方で、特定の構成・機器等に対して規定を行うことは意図されていない。

またSFRに関する安全要件について、将来的にIAEA等の国際的な場で規制側を含めて検討される場合には、開発者側であるGIFにおいて策定されたSDCが参考資料となることを念頭に置く。

方針2：安全要求の詳細度

SDCでは、SFR開発者が安全設計を行う際に、そのような安全要求が“なぜ”あるのか、理由や背景を含めて理解されることが必要である。また、着目する特性や事象“どの”系統機器の安全設計と関連しているのか、抜け無く確認できることも必要である。

よってSDCでは、安全要求(NS-R-1レベル)の内容を基本に、SFR特有の構成や特性、並びに着目する事象に関連する事項に関してはより詳細な要求を記載することとする。その際、設計上の選択が特定されないよう留意する。

方針3：策定対象

SDCはSFR全般を対象とする一方、GIFの下でのクライテリアであることに鑑み、システムや系統の概略構成については、GIFにおいて選定されたSFR概念を念頭に置く。

システム構成：	ループ型、プール型、小型モジュール
電気出力規模：	50 - 2,000MWe
冷却系統：	ナトリウム冷却材による2次冷却系を設置

1 次冷却材系の 2 重バウンダリ (ガードベッセル)

補助系設備関連： 蒸気サイクル (代換概念 - 超臨界 CO₂)

燃料： MOX、金属、その他

方針 4：記載方針

SDC の記載に際しては、DS414 文面を可能な限り活用する一方、第 4 世代炉の目標や高速炉特有の要求については注意喚起を適宜図る。

GIF の活動の一環であることに鑑み、GIF として備えるべき安全目標及び開発目標については、積極的に踏み込んだ記載(性能上の方向性を示す記述)とする。特に重要な観点については、全体要求に加えて、個別の系統要求においても強調する。

その一方、クライテリア間の結びつきや組合せを開発者自らが読み解く必要があるようなクライテリアが列挙された形は避ける。また DS414 は現行世代の軽水炉を対象としており、追加・修正・削除にあたってはその理由を明確にする。

5.2. 第1次素案の検討フロー

GIF の SDC タスクフォースでの検討スケジュールは、以下の通りとなっている（図6参照）。

- 第1回 SDC-TF 会合(2011年7月)後、目次案、重要事項について、各国からのコメントを募集。取りまとめ後、SDC 構成方針を議長案として整理するとともに、第1次案を併せて提案する。
- 第2回 SDC-TF 会合(2011年12月開催)にて、目次案及び重要事項の整理、SDC 構成方針及び第1次案について議論の予定。
- 2011年末～2012年頭にかけて、SDC 第1次案に対する意見書を各国から募集。意見書を取りまとめ後、SDC 第2次案へ反映（2012年2月頃を予定）。

これを踏まえ、SDC の第1次案を本特別専門委員会において検討するスケジュールとしては、以下のようなものとした。

- 第2回会合(2011年10月)において、SDC 構築の基本的な考え方と素案を提示。委員からのコメントを意見書の形で集約し、第1次案へ反映する。
- 第3回会合(2011年11月)において、コメント反映の考え方を提示。審議の結果に基づき、再度反映を図り、第1次案として整備。
- 11月中旬に GIF の SDC-TF に対し第1次案を提示。

5.3. 第1次素案の構成

SDC 第1次素案の検討にあたり、その検討フローとしては、基本的な構成や流れは NS-R-1 (DS414)を参照するとともに、第4世代 SFR を対象とした SDC としてのポイントを充実させることとした。第1次素案の目次案の概要は、以下の通りとなる。

- 第1章 緒言
- 第2章 安全目的及び安全概念
- 第3章 設計における安全の管理
- 第4章 主要な技術要件
 - 基本的安全機能や深層防護の適用等を記載
- 第5章 一般プラント設計
 - 設計基準(ハザード, DBA, DEC 等)を記載
 - プラント寿命を通しての安全運転のための設計、人的因子、その他の設計上の配慮、安全解析等も記載
- 第6章 具体的なプラントと系統の設計
 - プラントシステム全体
 - 炉心と関連機能
 - 原子炉冷却系
 - 格納容器構築物と格納容器系
 - 計測制御系
 - 非常用電源供給系
 - 補助系及び補機系
 - その他の出力変換系
 - 放射性排出物及び放射性廃棄物の処理
 - 燃料取扱・貯蔵系
 - 放射線防護

5.4. 安全設計クライテリアへの反映事項の抽出

5.4.1. 安全設計クライテリアへの反映事項の抽出と整理の考え方

SDC への反映事項を抽出する着目点は、以下の4つである。

- 1) 第4世代炉の安全目標と安全アプローチに関するもの
- 2) 設計拡張状態（DEC）への対応に関するもの
- 3) 「ナトリウム冷却」「高速炉」の特徴に関するもの
- 4) 東京電力福島第一原子力発電所事故からの教訓に関するもの

1) 第4世代炉の安全目標と安全アプローチに関するものとしては、安全機能を **add-on** ではなく **built-in** で対応することと、サイト外緊急対応の必要性が実質的に除外されるほど高い安全性を設計上達成することが挙げられる。これらの要求は、シビアアクシデントの影響を抑制するため、格納系の健全性への脅威となることを實際上可能な限りを防止する対策が要求される。”Add-on”とは、既設炉に対して追加的な要求を新たに課した場合に、既存設備を改造したり電源設備を増設したりすることで対応することであり、”Built-in”とは、基本設計の段階から DEC 対策を含めた必要な安全機能を設計に取り入れて対応することである。

2) DEC への対応に関するものとしては、シビアアクシデントの影響を原子炉容器内に抑制し、格納系の健全性への影響を防止するための具体的な対応をプラント各システムに対して求めることとなる。下記の3)で述べる SFR の特性から、シビアアクシデントとしては CDA が重要であり、炉心損傷に至るシビアアクシデントの発生防止（カテゴリ1）と、発生した場合の影響緩和（カテゴリ2）の両面を考慮する（図29参照）。具体的には、CDA の発生防止対策及び影響緩和対策を **built-in** で要求することとなる。CDA の発生防止対策としては、SFR の特性を考慮して受動的な炉停止機構を要求し、CDA の影響緩和対策としては、再臨界による大規模エネルギー発生を防止する構造や特性を、集合体及び炉心支持構造、炉心の核熱特性、原子炉冷却系の設計において要求する。

3) 「ナトリウム冷却」「高速炉」の特徴に関するものとしては、まず炉心構成が最大反応度体系になく、炉心中心部で正ボイド反応度となる可能性がある点が重要であり、DEC との関係では、核的ポテンシャル顕在化、具体的には CDA における再臨界に伴う大きなエネルギー発生を防止することが重要となる。またナトリウムを冷却材として用いることから、その優れた熱伝達特性を自然循環崩壊熱除去に活用可能である一方、化学的に活性であることから、Na 漏洩対策、Na 火災/Na-水反応対策、破損前漏洩検出(LBB: Leak Before Break)や連続漏洩監視が重要となる。DEC との関係では、Na 化学反応性が炉心の核的ポテンシャルへ影響しないことが重要となる。すなわち、炉心損傷を防止するためには、炉心の冷却と出力のバランスに直接影響する事象に加えて、ナトリウムの化学反応に伴う熱や圧力、反応生成物の発生を起因とする異常の影響が炉心

に及ぶことがないようにすることが重要である。SFR は軽水炉と比較し、高温条件・高照射量条件での運転となるため、構造材のクリープや照射効果を考慮することが重要となる一方、低圧条件下での運転であり、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）に至らない（軽水炉における冷却材注入型の緊急炉心冷却装置（ECCS）は不要）ものの、ガードベッセル、外管等による液位確保が重要となる。DEC との関係では、液位確保失敗・崩壊熱除去失敗への対策が重要となる。SFR 固有の機器・配管系であるカバーガス、2次冷却系、ナトリウム凍結防止、燃料貯蔵 Na タンクに対する設計要求も必要となる。各プラント系統への反映事項を具体的に書き下せば、以下のものがある。

- プラント全般的な特徴、特有の構造・システム及び構成要素
 - 運転条件(低圧・高温システム及び Na 冷却材に由来)
 - 材料クリープ、高速中性子照射影響の考慮、Na 漏えい検出、Na 液中検査、Na 放射化
- 炉心・燃料
 - 低圧システム（冷却材高圧力状態の考慮不要）
- 冷却系
 - 2次冷却系の存在
 - 液面・カバーガスの存在
 - 炉心からの残留熱除去（緊急時炉心冷却における LOCA 前提の削除）
 - 液位確保の原則（軽水炉での冷却材インベントリ確保の代替）
- 格納系
 - 格納バウンダリ構成
 - 格納容器内の Na 燃焼及び Na-コンクリート反応による水素燃焼への配慮
- 補助系・補機系、燃料取扱及び貯蔵系
 - Na 予熱系、Na 浄化系、Na 火災/Na-水反応対策設備、Na 洗浄系、炉外燃料貯蔵タンクなど

4) 東京電力福島第一原子力発電所事故からの教訓に関するもの

現時点で得られている教訓に基づき、それらを反映させる観点では、以下のものがある。

- シビアアクシデント防止策の強化

- 地震・津波への対策の強化
- 代替電源の確保
- 原子炉・格納容器・使用済燃料プールの確実な冷却機能の確保
- 水素発生への対策
- 原子炉及び格納容器などの計装系の強化
- 安全系の独立性と多様性の確保

以上の4つの観点をまとめると、目次案に対して、GIFのSFR用SDCとして、以下の事項を追加することとなる。

第1章 序論

GIFにおいて、SFRを対象としてSDC構築活動が開始された背景と経緯、SDCの目的、SDC策定方針について記述する。

第2章 安全目的及び安全概念

GIFの安全目標と安全アプローチ（GIFロードマップ、基本的安全アプローチレポート）について記述する。

第4章 主要な技術要件

深層防護の適用において、敷地外緊急対応を実質的に不要とするほどの高いレベルの安全性を設計上確保するよう要求する（深層防護レベル4の強化）。

第5章 一般プラント設計

内的ハザードにおいて、Na火災やNa-水反応等に対する考慮を追加する。

外的ハザードにおいては、福島第一原子力発電所事故経験の反映の観点から、地震に伴う随伴事象の考慮と、全交流電源喪失に対する基本的安全機能の維持を要求する。

設計拡張状態(DEC)において、「防止策」と「緩和策」双方をbuilt-inで要求する。

第6章 具体的なプラントと系統の設計

SFRプラントへの総括的な要求として、高速炉の特徴、Na冷却材の特徴、DECであるCDAに対して設計上考慮することを要求する。

炉心と関連機能において、燃料の誤装荷防止、流路閉塞防止、高温構造・Naとの共存性に係る要求、高速炉特有の炉心特性への考慮、CDA緩和のための集合体・炉心支持構造と炉心核熱特性及びCDA防止のための受動的炉停止機構を要求する。

原子炉冷却系において、高温構造・Na との共存性に係る要求、LBB 及び連続漏洩監視に関する要求、崩壊熱除去系の独立性と可能な限りの多様性に関する要求、ガードベッセルと外管による液位確保の要求、Na 流動特有の現象考慮を要求する。また CDA 緩和のための原子炉容器内構造を要求する。さらに福島第一原子力発電所事故経験の反映の観点から、全交流電源喪失への耐性強化と DEC 時の最終ヒートシンクに対する多様性を要求する。

格納容器構築物と格納容器系に対しては、Na 燃焼の防止・抑制、CDA に対する閉込機能及び Na-コンクリート反応の防止・抑制を要求する。

補助系及び補機系に対しては、Na 予熱系に関わる要求を追加する。

燃料取扱・貯蔵系に対しては、燃料貯蔵 Na プールに係る要求及び外部電源喪失時における冷却維持を追加する。

非常用電源供給系に対しては、外的事象による共通要因で機能喪失しないことを要求する。

5.4.2. ナトリウム冷却高速炉の安全設計の特徴と SDC への反映事項

「2.3 軽水炉と高速炉の安全設計の比較」において SFR の安全設計上の考慮すべき特徴を抽出した。抽出した個々の特徴に対して SFR の設計において考慮すべき安全要件を検討し、SDC へ反映すべき事項を整理した。

(1) 原子炉施設の特徴と SDC への反映事項

原子炉に関する SFR の特徴と SDC への反映事項を検討した結果を表 15 に示す。原子炉に関する SFR の特徴は、炉心燃料の特徴、冷却材の特徴、ナトリウムを扱う事に起因したプラントの特徴の 3 つに大きく分類出来る。

炉心燃料の主な特徴としては、発熱密度の高い稠密炉心であること及び炉心が最大反応度体系にないことが挙げられる。従って、燃料の比出力が高く局所的な流路閉塞による燃料破損を防止する必要がある。また、冷却材ボイド反応度が正であることから、予期せぬ正の反応度投入の原因となりえる冷却材の流路閉塞やガス巻き込み及び冷却材沸騰を防止するとともに、同じく正の反応度投入となるような炉心の変形を防ぐ設計要件を加える。さらに、こうした炉心の異常事象の拡大防止及び影響緩和のため、少なくとも 2 系統の独立かつ多様な炉停止系の設置を要件としている。

冷却材の特徴は、ナトリウムを使用していることである。ナトリウムは空気中で燃焼し、水とも反応することから、こうしたナトリウムの化学反応の影響が炉心に及ばないように対策することが必要である。従って、ナトリウムの漏えいを早期に検知することやナトリウムの燃焼抑制対策、蒸気発生器伝熱管破損時におけるナトリウム-水反応の抑制対策等を要件とする。

ナトリウムを扱う事に起因したプラントの特徴としては、ナトリウムの沸点が高いことから、高温及び低圧の冷却系としていることが挙げられる。従って軽水炉の LOCA 時の様な冷却材の

減圧沸騰が無く、原子炉冷却材バウンダリ破損を想定しても、ガードベッセル等の静的機器により冷却材を保持することが可能である。また、ナトリウムの利用により、炉心出入口の温度差を大きくとることが出来ることから、冷却材の密度差を用いた自然循環冷却が採用できる。以上の様な利点は、炉心を「冷やす」機能の確保に有益であることから、設計にこれらの利点を反映することを要件とする。一方で、軽水炉に比較して高温設計となることから、炉心の構造や原子炉冷却系の配管に対して、クリープ特性を考慮した構造設計とすることを要件として求める。

(2) 燃料取扱設備の特徴と SDC への反映事項

原子炉施設同様に、SFR の燃料取扱設備の特徴を考慮して SDC に反映すべき事項を検討した結果を表 16 に示す。SFR の燃料の特徴として、Pu 富化度が高く冷却材喪失を仮定すると臨界となりやすい傾向であることが挙げられるが、臨界防止という観点は軽水炉の燃料取扱いにおいても考慮されているため、SDC への追加事項とはなっていない。一方で、冷却材がナトリウムであることから、燃料装荷時に肉眼で確認ができないため、燃料の誤装荷防止措置を要件とする。また、ナトリウム中から水プールへの移送といった燃料環境の変更があるため、水プール移送前にナトリウムを除去及び不活性化することを要件として追加する。

なお、燃料取扱設備における DEC として、例えば、燃料移送中に長時間電源喪失が生じた場合に除熱喪失から燃料溶融に至ることなどが考えられることから、燃料取扱及び貯蔵中における燃料破損防止を要件として追加した。

5.4.3. 設計拡張状態の考え方

(1) 基本的な考え方

DEC とは、DBE を超える規模の破損や動的機器の多重故障を想定した状態であり、シビアアクシデントを含む。

一方、第 4 世代炉では、安全性と信頼性に関する技術目標として、「サイト外緊急時対応の必要性を排除すること」を掲げている。従って、放射性物質の放出に至るような DEC について、第 4 世代炉の安全設計要件では、ALARP (As Low As Reasonably Practicable) ではなく、重大な放射性物質の放出が実質上無くなる (Practically eliminated) ような要件とする必要がある。なお、「サイト外緊急時対応の必要性を排除すること」は、深層防護のレベル 5 としてサイト外緊急時対応を用意した上で、既設炉における従来の想定では、サイト外緊急時対応が発動されるような事故シーケンスに対し、放射性物質の環境放出を適切に抑制できるよう設計方策を予め取り入れておき、その設計方策の効果によってサイト外緊急時対応が発動されることを回避できるようにすることを意図しており、深層防護のレベル 5 としてのサイト外緊急時対応を否定するものではない。

このため、従来 AM (ここでは緊急時手順に基づく運転員操作と付加的な設備対策による運

転管理上の対策を意味する)により対応していた深層防護レベル4 (IAEA 基準)において新たに、「重大な炉心損傷に至ることを防止するための対策を講じる」とともに、「重大な炉心損傷が発生した場合でも敷地外緊急時対応が必要となるような大規模な放射性物質の放出を回避できるよう影響を緩和する」ことを安全設計要件とする。これは、深層防護レベル4に対して add-on (付加的な設備対策)や運転手順によるアクシデントマネジメントのみではなく、built-in (予め設計段階で取り入れられた対策) の設計対応を要求することを意味する。

DS414によれば、ある状態が発現する可能性が「実質上無くなる (Practically eliminated)」と判断する考え方は以下のとおり。

- ・ 物理的に発現が不可能
- ・ 高い信憑性を持って極めて発現しがたいと判断される場合

従って、DECにおいて機能達成を期待する設備について、DECを想定しても、従属的にも共通要因的にも機能喪失に至らない事を高い信憑性をもって示すことが出来れば、その機能を期待することができると考えられる。この結果、DECにおいて要求機能が達成されることから、DECを超える事象進展を考慮する必要がなくなる。すなわち、「重大な放射性物質の放出は実質上無くなる」と判断でき、「サイト外緊急時対応の必要性を排除すること」という技術目標が達成可能となる。

放射性物質の放出に至るようなDECとしては、重大なCDAが該当する。CDAは、主に「原子炉停止」または「炉心冷却」機能の不具合、喪失に起因して生じる。

「原子炉停止」機能は、制御棒の緊急挿入(スクラム)により達成されるが、炉心の冷却材流量減少など原子炉施設の異常時にスクラム失敗を生じると、急速に炉心損傷に至る恐れがある。これを「炉停止失敗事象」と呼ぶ。

「炉心冷却」機能の喪失は、炉心を冷やすために必要な冷却材が確保できなくなる「液位確保失敗事象」と、炉心からの熱を逃がす場(ヒートシンク)を失う「除熱源喪失事象」に分類され、これらを合わせて除熱系喪失事象と呼ぶ。

以上の事象に対する対策案を以下に示す。

- ・ 炉停止失敗事象：

炉停止失敗事象への対策として、受動的な炉停止機構を導入する。受動的な炉停止機構の一つであるSASSは制御棒の切り離し機構であり、能動系とは別に組み込まれ、物理現象に基づいて受動的に制御棒を挿入できるシステムであることから、制御棒の挿入性のような共通要因的な機能喪失が支配的とならないように設計すれば、炉停止機構としては高い信憑性を持つと考えられる。この受動的炉停止機構の高い信憑性の問題とは別に、CDAは炉心の反応度が最大の体系にないことから、SFRの許認可で歴史的に考慮されてきている実績があり、クリフエッジとならないように、代表的な炉心損傷シーケンスとして考慮する必要がある。

- ・ 除熱失敗事象：

崩壊熱除去系は、最終ヒートシンクも含めて冗長性及び多様性を有するように設計され、かつ、自然循環機能も持つので、同種機器の多重故障に対して除熱能力の余裕を有する。

これらに加えて、従属的にも共通要因的にも機能喪失しない独立した代替系統を取り入れることで、炉心損傷への事象進展が実質上なくなると考える。これらの機能が十分でないと判断される場合、除熱機能喪失型の炉心損傷事象に対する設計対策が必要となる。

- ・ 液位確保失敗事象：

最も高い信頼性が確保される原子炉容器の破損は DEC と位置づけられ、原子炉容器漏えいに対してガードベッセルが従属破損も共通要因破損もしないことを示すことができれば、2重破損は実質上なくなると考える。これらの機能が十分でないと判断される場合、2重破損を想定し、必要に応じて液位喪失型の炉心損傷事象に対する設計対策が必要となる。

(2) 炉心損傷防止と影響緩和

深層防護レベル4に位置づけられる DEC 対策を、炉心損傷への進展防止（カテゴリ1）と格納機能確保（カテゴリ2）に分類する。この場合、カテゴリ2は、原子炉容器内での終息か、格納容器内終息かは、設計依存、事象依存となる。（現状の DS-414 では、格納容器内に多量の放射性物質が存在する事故状態の管理を求めているが、これを修正する。）ただし、炉停止失敗からの炉心損傷に対しては、即発臨界超過にともなう機械的エネルギー放出（エナジェティクス）によって原子炉容器が破損する場合、格納機能が深刻に脅かされることから、エナジェティクスを防止して、原子炉冷却材バウンダリが維持されることを要件とする。また、損傷炉心から発生する熱の影響についても、原子炉冷却材バウンダリの維持が推奨されるが、格納容器内で保持する設計選択もありうることから、格納機能確保を要件とする。

カテゴリ1については、PSAにおいて同定される全ての事象タイプに対して設計対策を求める。これは特定の事故状態がリスク支配要因とならないようにするためである。

カテゴリ2については、カテゴリ1が失敗した場合の事象推移の類似性と包絡性を考慮して代表的な事故状態を設定する。炉停止失敗からの炉心損傷については、大規模放出につながるポテンシャルを有していることから、カテゴリ2の代表状態に含める。炉停止失敗以外の典型的な事象タイプは崩壊熱除去失敗であり、これには除熱源喪失と液位確保失敗がある。これらにおいては、炉心溶融から原子炉容器下部のメルトスルー、格納容器内事象に至りうるが、これらに対して事故を終息させるためには、検討の前提条件として喪失すると想定した除熱源あるいは液位確保機能を他の手段で代替させることが求められる。つまり、要件としては、除熱源と液位確保機能の多様化及び格納機能確保とする。炉心損傷が実質上なくなると判断できるか、炉心損傷を考慮するとしても損傷炉心の保持位置が原子炉容器内か格納容器内かについては設計依存であるが、ナトリウム冷却炉では、「5.7.1 (5) 原子炉容器内終息(IVR)を要件とする必然性」において述べる理由から、原子炉容器内終息の範囲で設計対策することが推奨される。

表17に炉停止失敗と崩壊熱除去失敗に関するDECへの対応例を示す。

(3) 外的事象の DEC の考え方

外的事象に対しても DEC を考慮する。

外的事象の想定条件は、サイト特性を考慮して設定されるが、近年の地震については、設計基準地震動を超える地震動が国内外のサイトで観測されている。

耐震設計審査指針では、地震学的見地から設計基準地震動を上回る強さの地震動が発生する可能性は否定できないため、「残余のリスク」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としている。

スリーマイル島事故の教訓から PSA から得られる情報を基に、設計基準を大幅に超えるシビアアクシデント対策を検討し、これを設計に取り入れるようになってきた経緯を踏まえれば、地震を含む外的事象に対して、設計基準を超える条件を考慮して設計対策を行うことは自然な対応と思われる。

外的事象では、地震のようにプラント施設に一斉に荷重が加わることで共通要因破損に至りうるポテンシャルを有するもの、強風や火山灰降下のように、プラントの外部環境や周辺施設の機能に影響を与えるものが考えられる。設計基準を超える条件となる状況では、長期の外部電源喪失を伴う可能性がある。

それぞれの設計基準を超える外的事象に対して、影響を受ける安全設備の耐性を確保すること、耐性が確保できない場合、その機能喪失と長期の外部電源喪失を想定しても、炉停止と長期の安定冷却が可能なが求められる。また、設計基準の外的事象に内的異常事象や炉停止等の影響緩和設備の一部不作動を重ね合わせて DEC とすることも考えられる。

カテゴリ 2 の設計対策が必要か否かについては、安全設備の有する裕度に依存する。例えば、設計基準地震動と比較して発生頻度にして相当程度（例えば一桁）低い条件に対して、原子炉冷却材バウンダリ構成機器、炉心支持構造、原子炉停止系が機能し、炉心損傷することなく炉停止及び冷却することが可能であれば、さらに炉心損傷事象の影響緩和対策の必要はないと考えられる。

蒸気発生器を含む 2 次冷却系が飛来物によって破損する事態が想定される場合、外的事象の影響として適切に考慮する必要がある。

(4) ナトリウムの化学反応の DEC の考え方

DEC は DBE を超えた低頻度事象に相当すると考えられることから、格納容器外に設置される蒸気発生器を含む 2 次冷却系についても、その破損に伴うナトリウムの化学反応の影響が炉心の安全性に及んでリスク支配要因とならないようにするため、DEC を考慮した設計対策を求める。

設計基準を超える配管や伝熱管の破損及び緩和設備の多重故障を想定し、格納バウンダリの破損や崩壊熱除去機能の喪失に至らないことを求める。崩壊熱除去機能喪失防止は従属的に崩壊熱除去系の設備が破損しないように設計することであり、格納バウンダリの破損防止は、化学反応の抑制、

格納バウンダリの耐性確保、反応に伴う圧力の外部への開放等の対策により、格納容器や1次系と2次系の境界の破損を防止することである。これらの対策はカテゴリ1に分類される。

この事象から炉心損傷にいたる場合、すでに格納容器が破損、あるいはバイパス状態になっていることから、放射性物質の放散抑制ができない。このため、カテゴリ1のみを要求する。すなわち、2次系ナトリウムの化学反応を起因とする炉心損傷は実質上なくなるよう設計する必要がある。

表17に2次系漏えいと蒸気発生器伝熱管破損に関するDECへの対応例を示す。

(5) 燃料取扱設備のDECの考え方

燃料取扱設備は多量の燃料を一時的に貯蔵したり、移送したりする設備であり、通常運転状態においては、臨界状態がなく、低温に維持されるものの、炉心に匹敵する放射性物質の放出源となりうることから、炉心と同様にDECを想定する。

燃料貯蔵設備については、常に原子炉でいうところの低温停止状態にあることから、事象タイプとしては、除熱源喪失と液位喪失が想定される。除熱源喪失については、DECとしては、共通要因故障を考慮した冷却設備の多重故障が想定される。共通要因によって機能喪失しない代替冷却設備を設けることで冷却性を確保することが対策として考えられる。

燃料損傷を想定するか否か（すなわち、カテゴリ2の対策の要否）は、代替冷却手段の信頼性に依存する。液位喪失については、ナトリウム冷却を行う炉外燃料貯蔵槽（EVST）については、原子炉容器と同様、鋼製の主容器とガードベッセルで対策することになるため、原子炉容器の場合と同様の考え方が適用される。2重容器破損を想定するか否かは、検査による機能確認を含めた2重容器の信頼性に依存する。水燃料プールについては、スチールライナ張のコンクリート構造体で構成され、これまでの多くの運転実績からその信頼性は高いと判断されることから、多様な注水手段が確保されることを前提として、液位喪失による燃料破損、すなわちカテゴリ2に対する対策は不要すなわち、実質上なしとできると考える。

5.4.4. 福島第一原子力発電所の事故教訓のSDCへの反映

第4章では、福島第一原子力発電所の事故についての主要公的機関の分析結果を紹介した。その中から、日本国政府が6月7日に出した報告書⁵⁵⁾、日本原子力学会「原子力安全」調査専門委員会 技術分析分科会が5月9日に出した「福島第一原子力発電所事故からの教訓」⁵⁰⁾、日本原子力学会と日本保全学会が11月1日に出したISON2011での共同声明の添付文書⁵¹⁾、IAEA調査団による報告書⁸⁰⁾、米国NRCのNTTFが7月12日に出した勧告^{90), 91)}について、日本国政府の6月報告書で使われた5グループ28項目の分類を用いて整理し、SDC素案への反映事項を抽出したものが表18である。表の一番右の列に記載されているSDC素案への反映事項において、黒字部分はオリジナルのDS414に含まれている内容、赤字部分は、福島第一原子力発電所の事故を踏まえてオリジナルのDS414から追加・修正した内容である。以下、その要点を述べる。

<第1グループ：シビアアクシデント防止策の強化>

(1) 地震・津波への対策の強化

各分析とも地震・津波への対策強化の必要性を指摘している。DS414 では既に「17：内的起因事象及び外的起因事象」にて「外部ハザード」に対する記述があるが、SDC 素案では、今回の事故を踏まえ、その箇所で、外的起因事象に起因する全交流電源喪失に対しても基本的安全機能が維持されることを追加要求することとする。また、今回の事故では津波によって大きな影響を受けたことに鑑み、プラント設計において防護とクリフエッジ回避を要求する対象の外的事象として、オリジナルの DS414 で挙げられている「地震」に加え「地震随件事象」も入れることとする。ここでは、津波の可能性のない場所に立地する場合を考慮し、津波を含む広い概念である「地震随件事象」を用いている。

なお、主に国内の分析にて、地震と津波の想定を高度化することの必要性が挙げられているが、それら具体的な外部ハザードの設定方法については、SDC よりも下位のガイドのレベルに相当するので、SDC 素案には盛り込まないこととする。また、日本原子力学会の分析にて排水ポンプの設置等、具体的な対策が挙げられているが、それらについても SDC よりも下位のガイドのレベルに相当するので、SDC 素案には記載しないこととする。

(2) 電源の確保

各分析とも、外部事象による電源の共通原因故障を防止する観点から、電源の冗長化・多様化の必要性を指摘している。DS414 では既に「24：共通要因故障」にて、共通要因故障への考慮を要求しており、「68：非常用電源供給系」でも多様性を要求しているが、SDC 素案では、今回の事故を踏まえ、「68：非常用電源供給系」にて、非常用電源供給系に対し、外的事象も含めた共通要因故障で機能喪失に至りにくくするよう、冗長性及び実用上可能な限り多様性をもつことを要求することとする。

また、日本国政府報告書で指摘されている配電盤等の冠水等への耐性不足に対し、「17：内的危険事象及び外的危険事象」にて、地震随件事象に対する保護とクリフエッジ効果回避を要求することとする。

なお、NRC-NTTF の勧告では、全交流電源喪失の耐性を要求する時間を明示しているが、要求される時間はサイト条件に依存すると考えられるため、現時点では、オリジナルの DS414 の記述のとおり、「68：非常用電源供給系」にて、非常用電源供給系の性能、有用性、必要な電力供給期間、容量、継続性の要件を決定するため、想定起因事象とそれに関連する安全機能を十分に考慮するよう要求するにとどめる。

(3) 原子炉及び格納容器の確実な冷却機能の確保

各分析とも、原子炉及び格納容器の冷却機能喪失事象に対する対処策(例えば冗長性・多様性)を要求している。それを踏まえ、SDC 素案では、残留熱除去系に対し、オリジナルの DS414 での要求に加え、「51：炉心からの残留熱除去」にて外的事象も含めた共通要因故障で機能喪失に至らぬように冗長性及び多様性を要求し、「52：非常用炉心冷却」にて全交流電源喪失下での炉心冷却と受動的な残留熱除去能力を要求することとする。また、「53：最終的な熱の逃がし場への熱の輸送」にて、DEC への対応として、最終的な熱の逃がし場に対する多様性の要求を追加することとする。

なお、格納容器の熱除去システムの信頼性と冗長性については、既にオリジナルの DS414 にて、「58：格納容器の状態の制御」で要求されているため、特に要求を追加する必要はないと考える。

(4) 使用済燃料プールの確実な冷却機能の確保

使用済み燃料プールに係る記載のない IAEA 報告書を除き、各分析とも全交流電源喪失下でも使用済燃料プールの冷却可能であることの必要性を指摘している。DS414 では既に「80：燃料取扱・貯蔵系」にて、燃料プールに対して全交流電源喪失下での冷却維持を要求しているが、SFR は燃料プールに加えて EVST を有するため、SDC 素案では、EVST への要求を追加することとする。

(5) アクシデントマネジメント（AM）対策の徹底

各分析とも AM 策の重要性を指摘している。DS414 では既に「20：設計拡張状態」にて、DEC への対策を要求しており、SDC 素案では、それが第 4 世代ナトリウム炉の観点から拡充されている。

(6) 複数炉立地における課題への対応

同一サイト内に複数のプラントがある場合の各プラントの独立性についての要求は、各組織とも指摘しているところである。DS414 では既に「17：内的危険事象及び外的危険事象」、「33：原子力発電所内の複数ユニット間での安全系の共用」にて複数ユニットに対する要求があるため、特に要求を追加する必要はないと考える。

(7) 原子力発電施設の配置等の基本設計上の考慮

日本国政府の報告書では、原子力発電施設の配置等の基本設計において、重大な事故の発生を考慮しても冷却等を確実に実施でき、かつ事故の影響の拡大を防止できる施設や建屋の適切な配置を進めることとしているが、SDC 素案では、「20：設計拡張状態」にて、第 4 世代炉としての観点から DEC に対する built-in での設計対策を要求するようにしている。

(8) 重要機器施設の水密性の確保

各分析とも重要機器施設の水密性の確保の必要性を指摘している。それを踏まえ、SDC 素案では、「17: 内的危険事象及び外的危険事象」にて、地震随件事象に対する保護とクリフエッジ効果回避を要求することとする。

<第2グループ：シビアアクシデントへの対応策の強化>

(9) 水素爆発防止対策の強化

今回の事故では原子炉建屋で水素爆発が発生したことが事故影響をより重大なものにさせたことから、各分析とも、水素爆発防止対策強化の必要性を指摘している。SFR では被覆管材料にジルカロイを使わないため、ジルカロイ-水反応による水素発生はないが、ナトリウム燃焼、ナトリウム-コンクリート反応にて水素が発生する可能性がある。そこで、SDC 素案では、「58: 格納容器の状態の制御」にて、格納容器に対し、ナトリウム燃焼、ナトリウム-コンクリート反応の防止／緩和策を要求することとする。

(10) 格納容器ベントシステムの強化

IAEA 報告書を除き、各分析とも格納容器ベントシステム強化の必要性を指摘している。特に日本国政府報告書と日本原子力学会ではフィルタードベント等の設置を要求している。DS414 では既に「58: 格納容器の状態の制御」にて、格納容器内の圧力管理対策 及び 事故時における FP の環境放出を減少させる設計を要求しており、特に要求を追加する必要はないと考える。

(11) 事故対応環境の強化

日本国政府報告書では、今回の事故で高放射線量により中央制御室及び緊急時対応センターの居住性が悪化した点を指摘しており、改善策を要求している。DS414 では既に「65: 制御室」、「66: 補助制御室」、「67: 緊急時制御センター」にて放射線防護策を要求しており、特に要求を追加する必要はないと考える。

今回の事故で発生した通信環境・照明の悪化については、各組織とも、その対応策の必要性を指摘している。DS414 では既に「37: プラントでの通信連絡設備」、「67: 緊急時制御センター」、「75: 照明設備」にて、事故状態でも通信連絡設備・照明が利用可能であることを要求しており、特に要求を追加する必要はないと考える。

(12) 事故時の放射線被ばくの管理体制の強化

日本国政府報告書と技術分析分科会の分析では、事故時の放射線被曝管理を強化する必要性を指摘している。それを踏まえ、SDC 素案では、「82：放射線モニタリングの方法」にて、運転状態のみならず DEC を含む事故状態においても放射線監視を確実にできる設備を要求することとする。

(13) シビアアクシデント対応の訓練の強化

訓練は安全設計とは異なるため、SDC の対象外である。

(14) 原子炉及び格納容器などの計装系の強化

各分析ともシビアアクシデント条件下での計装系の機能確保の必要性を指摘している。DS414 では既に「59：計装設備」において、炉心、冷却材系、格納容器系の計装設備について、事故状態に対しても機能維持されることを要求しているが、SDC 素案では、それに加えて「80：燃料取扱・貯蔵系」において、EVST・燃料プールに対しても事故状態で状態監視が可能な設計を要求することとする。

(15) 緊急対应用資機材の集中管理とレスキュー部隊の整備

安全設計とは異なるため、SDC の対象外である。

<第3グループ：原子力災害への対応の強化>

(16) 大規模な自然災害と原子力事故との複合事態への対応

(17) 環境モニタリングの強化

(18) 中央と現地の関係機関等の役割の明確化等

(19) 事故に関するコミュニケーションの強化

(20) 各国からの支援等への対応や国際社会への情報提供の強化

(21) 放射性物質放出の影響の的確な把握・予測

(22) 原子力災害時の広域避難や放射線防護基準の明確化

これらは、安全設計とは異なるため、SDC の対象外である。

<第4グループ：安全確保の基盤の強化>

(23) 安全規制行政体制の強化

(24) 法体系や基準・指針類の整備・強化

(25) 原子力安全や原子力防災に係る人材の確保

これらは、安全設計とは異なるため、SDCの対象外である。

(26) 安全系の独立性と多様性の確保

NRC-NTTF の勧告を除き、安全系の独立性と多様性の必要性を陽に指摘している。NRC-NTTF でも、陽には勧告していないが、「【勧告3】 火災と溢水からの防護」「【勧告4】 長時間の交流電源喪失」に含まれると考えてよい。

DS414 では既に「21：安全系の物理的分離及び独立性」、「24：共通要因故障」、「46：原子炉停止」、「58：格納容器の状態の制御」にて共通要因故障の考慮を要求しているが、今回の事故を踏まえ、SDC素案では、「51：炉心からの残留熱除去」、「53：最終的な熱の逃がし場への熱の輸送」においても冗長性／多様性を要求することとする。

(27) リスク管理における確率論的安全評価手法（PSA）の効果的利用

各分析とも確率論的安全評価手法を用いたリスク管理が必要であることを指摘しており、特に、日本原子力学会はこの点を重視している。DS414 では既に「42：発電所の設計に対する安全解析」にて、決定論的安全評価に加えて PSA を行うことが要求されており、特に要求を追加する必要はないと考える。

<第5グループ：安全文化の徹底>

(28) 安全文化の徹底

安全設計とは異なるため、SDCの対象外である。

5.5. 主要な安全設計クライテリア

SDC 第1次素案における主要なクライテリアにおける DS414 からの修正点を、下記に説明する。なお、DS414 の概要と主な内容については、第3.3節を参照のこと。

第2章 一般事項

第4世代炉としての観点から、下記を追記。

- 安全性と信頼性-1 第4世代原子力エネルギーシステムの運転は、安全と信頼性において秀でたものになる。
- 安全性と信頼性-2 第4世代原子力エネルギーシステムは、炉心損傷の起こりやすさやその程度は非常に低いものになる。
- 安全性と信頼性-3 第4世代原子力エネルギーシステムは、サイト外緊急時対応の必要性を排除する。

クライテリア7：深層防護の適用

第4世代炉としての観点から、下記を追記。

- サイト外緊急時対応の必要性を排除するため、第4世代原子力システムの設計は深層防護レベル4が強化され、重大な炉心損傷並びに燃料取扱及び貯蔵中における深刻な燃料破損の防止及び影響緩和のための関連する安全設計が組み込まなければならない。
- 4.11 設計：
(2)故障と通常運転からの逸脱を最小に留め、事故を実行可能な限り防止し、さらにプラントパラメータの僅かな逸脱が極めて異常な状態に進展するクリフエッジ効果（cliff edge effect）を生じないようにすることを保証するため、運転状態及び設計基準事故に対する設計は保守的なものとし、また建設は高い品質を確保しなければならない。
(7)安全性と信頼性に秀でたものとするため、第4世代原子力システムとして、原子炉停止や冷却に関する受動的な安全機能が、安全設備の設計において組み込まなければならない。

クライテリア17：内部ハザード及び外部ハザード

SFR としての観点から、下記を追記。

- 5.16. 設計では、火災、爆発、洪水、飛来物の発生、構造物の崩壊や落下物、配管ホップ、流体ジェットの衝撃、及び損傷した系統や敷地内の他の施設からの流体の流出、ナトリウム火災やナトリウム-水反応といった内部危険事象を、十分に考慮しなければならない。安全が損なわれることがないように、防止と緩和のための適切な機能が整備

されなければならない。

- 5.17. 設計において、サイト評価のプロセスにおいて明確にされた、プラント外部に由来する自然現象及び人為的な事象とを十分に考慮しなければならない。気象、水理、地形及び地震等の事象を含む外部自然事象に対処しなければならない。近郊の産業や輸送路に起因する人為的なものによる外部事象に対処しなければならない。短期的には、発電所の安全は、電力供給や消防活動といった発電所外の活動の利用可能性に依存してはならない。発電所外の活動の利用が必要とされる最大遅延時間を明確にするために、サイト固有の条件を、設計で十分考慮しなくてはならない。
(激烈な)外部事象を起因として生じうる全交流電源喪失を設計で十分考慮しなくてはならない。
- 5.21. プラントの設計には、地震事象及びそれに随伴する事象からの防護と、クリフェッジ効果(脚注 4-5 を参照)を回避するために、十分な安全余裕を持たせなければならない。

クライテリア 20：設計拡張状態

第 4 世代炉としての観点から、下記を追加・修正。

- 第 4 世代 SFR としてサイト外緊急退避の必要性を除外するため、炉心損傷を伴う重大な事故を防止するとともに、その影響を緩和して格納機能を確保しなければならない。
燃料取扱及び貯蔵中における放射性物質の放出を生じるような重大な事故を防止するとともに、その影響を緩和することにより、格納機能を確保しなければならない。
- 高速炉の炉心は最大反応度体系でないという特徴を考慮し、設計拡張状態である炉停止失敗事象に対して、炉心損傷防止のための方策をとるとともに、原子炉冷却材バウンダリが維持されるように、炉心損傷の事象進展において生じうる厳しい反応度投入事象の影響を抑制しなければならない。
- 5.27 プラントに対する設計拡張状態が解析されなければならない。想定されるべき拡張設計状態を考慮する主な技術的な目的は、プラント設計は、設計基準事故状態とみなされない事故状態を(削除、合理的に実施可能な限り、)防止、または緩和できるといった確証を与えることである。このことは、拡張設計状態に対して、追加の安全施設(設備)、または(削除：格納容器の健全性)格納機能の維持のための安全系の能力の拡張を要求することを可能にすることになる。このような追加の安全施設(設備)もしくは安全系の能力の拡張は、格納容器内または原子炉容器内に多量の放射性物質が存在する事故状態の管理ができる能力を確保するようなものでなければならない(厳しい炉心損傷に起因する放射性物質を含む)。プラントは、結果として重大な放射物質の放出が実質上無くなるように、管理状態にもっていくことができ格納(削除：容器)の機能が維持されるように設計されなければならない。(脚注 1 参照) 格納(削除：容器)の機能を確

保する対策の有効性は、最適評価手法に基づいて、解析されるであろう。

- 5.31 重大な放射性物質放出に至る可能性のある設計拡張状態が、重大な炉心損傷並びに燃料取扱及び貯蔵時の深刻な燃料破損の防止及び緩和対策によって、実質上無くなるように設計しなければならない（脚注1参照）。

◇ DS414:

有意な放射性物質放出による緊急退避の必要性は、重大な放射線物質放出に至る可能性のある設計拡張状態が、実質上無くなるように設計しなければならない。すなわち、もしそうでなければ、実質上無くすることができない設計拡張状態については、公衆の保護のため、面積や時間に関する限定された範囲での防護対策だけが必要とされ、こうした対策を実施するために十分な時間を利用できる設計にしなければならない。

クライテリア 31：高経年化管理

SFR としての観点から、下記を追加。

- 原子力発電所の安全上重要な設備の設計寿命が、評価され明示されなければならない。安全上重要な設備が設計寿命を通して必要な安全機能を果たす能力を保証するために、高温環境、ナトリウム環境、中性子照射環境の影響(削除：関連する時効、中性子脆化)及び摩耗の過程や潜在的な経年劣化を十分に考慮し、適切な安全裕度をもたせなければならない。

クライテリア 42-2：ナトリウムを冷却材として使用する高速炉としてのプラントシステム性能

SFR としての観点から、下記を追加。

- 要件 42-2：ナトリウムを冷却材として使用する高速炉としてのプラントシステム性能
 - 全体のプラントシステムは、以下に示すようなナトリウム冷却高速炉の特徴を考慮して設計されなければならない。
 - (1) 炉心が最大反応度体系でなく、さらにナトリウムボイド反応度が炉心中心領域で正でありえることから、炉心の形状変化やナトリウム沸騰、ガス巻き込みにより、炉心において正の反応度印加と出力及び温度の上昇が生じる可能性が有ること。
 - (2) ナトリウムの沸点が高いことにより、十分なサブクール度マージンをもって低圧の原子炉冷却システムが可能なこと。
 - (3) ナトリウムの高い熱伝導性と炉心出入口温度差が大きいことを考慮して、冷却材の自然循環による残留熱除去が可能なこと。

(4) ナトリウムは化学的に活性で、不透明な液体であり、室温において凝固すること。

クライテリア 43：燃料要素と燃料集合体の性能

SFR としての観点から、下記に修正。

- 6.1. 考慮すべき劣化の過程には次の現象から生じるものが含まなければならない。
膨張差及び変形；（削除：冷却材の外圧）；核分裂生成物及び燃料要素内のヘリウムの蓄積により加わる内圧；燃料集合体の燃料及びその他の材料の照射；出力変化から生じる圧力及び温度の変化；化学的影響；流れ誘起振動及び機械的振動を含む静荷重と動荷重；さらに、変形または化学的影響から生じる可能性のある熱伝達に関する性能の変化。データ、計算及び製作における不確かさの許容範囲を定めなければならない。

クライテリア 44：原子炉炉心の構造性能

SFR としての観点から、下記を追加。

- 設計拡張状態に関して、集合体とそれに関連する炉心支持構造物は、CDA において、即発臨界超過に伴う機械的エネルギー放出を防止するよう設計されなければならない。
- 6.3-2. 炉心支持構造物は、クリープ特性及び材料のナトリウムとの共存性を十分考慮して設計されなければならない。
- 6.3-3. 燃料集合体とそれに関連する炉心支持構造物は、燃料集合体の誤装荷と冷却材流路閉塞を防止するよう設計されなければならない。また集合体及び炉心支持構造物は、それらの過度の変形により、異常な正の反応度投入が生じないように設計されなければならない。

クライテリア 45：原子炉炉心の制御

SFR としての観点から、下記を追加。

- 設計拡張状態に関して、原子炉の炉心は、その熱特性及びナトリウムボイド反応度を含む核特性が、CDA において、即発臨界超過に伴う機械的エネルギー放出を防止するよう設計されなければならない。
- 6.6-2. 運転状態及び炉心損傷を含まない事故の状態において、炉心設計では次の高速炉の特徴を取り扱わねばならない。
 - (1) 高速中性子を利用し、高出力密度、高燃焼度であること。
 - (2) 燃焼による余剰反応度及び反応度変化はともに小さいこと。

クライテリア 46：原子炉の停止

第4世代炉としての観点から、下記を追加。

- 原子力発電所の原子炉の運転状態及び事故の状態において原子炉を停止する能力があることと、最も反応度の高い炉心状態において停止状態を維持することができることを確保するための能動的な手段がなければならない。
- さらに、設計拡張状態に対して、重大な炉心損傷を防止するため、受動的機構による原子炉停止能力が組み込まれなければならない。
- 6.9 原子炉を停止するための能動的な手段は、多様性を持った少なくとも2つの独立した系統で構成しなければならない。
- 6.12-2. 受動的機構が原子炉停止系に組み込まれなければならない。

クライテリア 47：原子炉冷却材系の設計

第4世代炉としての観点から、下記を追加。

- 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器は、設計拡張状態として想定される炉停止失敗事象に対し、バウンダリ機能が維持されるように対策されなければならない。
- 6.14. 原子炉冷却材(削除:圧力)バウンダリの設計は、欠陥がほとんど発生することがないようにしなくてはならず、(削除:また発生した欠陥はすべて、欠陥)冷却材漏えいをタイムリーに検出できるように、また、発生した亀裂の成長と貫通を想定しても不安定破壊しない(削除：不安定な破壊と速い亀裂伝播への抵抗性が高い様相(型)で伝播する)ように設計しなければならない。
- 6.14-2. 冷却材バウンダリの検査方法として、連続リーク監視を用いるためには、以下の条件が満たされなければならない。
 - 破断前漏えい(LBB)手法が設計において適用されていること。
 - プラント通常運転の維持に十分な程度に、ナトリウム漏洩が検出可能なこと。
- 6.14-3. ナトリウムの自由表面を含むナトリウムが充填された機器のカバーガスは、不活性ガスであること、またカバーガスのバウンダリは密封構造であること。原子炉冷却材バウンダリとカバーガスバウンダリは、放射性物質の放出に対する障壁として閉じた構造に設計されなければならない。
- 6.15-2. 原子炉冷却系の機器は、クリープ特性、ナトリウムとの共存性、及び低圧・高温の薄肉構造であることを考慮した設計としなければならない。
- 6.15-3. 原子炉冷却系は、原子炉冷却系の機器の成立性に影響を与える可能性のある、流動及び熱的な外乱、並びに流れに起因する振動を制限するように設計されなければな

らない。

(クライテリア 47 に追加：2 次冷却系の設計)

- 6.16-2. ナトリウム火災及びナトリウム-水/水蒸気反応への対応のため、2 次冷却系は下記の事項に留意して設計されなければならない。

(1) 2 次冷却材バウンダリから想定されるナトリウム漏えいの場合、ナトリウム漏えいの検出と影響緩和のための対策が準備されなければならない。設計拡張状態として大規模なナトリウム漏えいを伴う場合でも、原子炉の基本的な安全機能が維持されなくてはならない。

(2) ナトリウム-水やナトリウム-水蒸気の熱交換システムが使用される場合は、水/水蒸気漏えい事故を検知し、破損の伝播を制御し、さらに事故影響を緩和するよう、対策が準備されなければならない。設計拡張状態として激しいナトリウム-水/水蒸気反応を伴う場合でも、原子炉の基本的な安全機能が維持されること。

クライテリア 49：原子炉冷却材の液位 (DS414: 原子炉冷却材のインベントリ)

SFR としての観点から、下記に修正・追加。

- 冷却材循環による熱除去を確実にするため、原子炉冷却材の容積変化を十分考慮して、その液位を制御するための対策を講じ、原子力発電所のあらゆる運転状態において定められた設計限界を超えないことを確保しなければならない。
- DS414: 原子炉冷却材の容積変化及び漏えいを十分考慮して、そのインベントリ、温度、圧力を制御するための対策を講じ、原子力発電所のあらゆる運転状態において定められた設計限界を超えないことを確保しなければならない。
- ガードベッセル及び外管は、1 次冷却系ナトリウムの漏えい時において、残留熱除去に必要な液位を維持するために備え付けられなければならない。この目的のため、1 次系配管の幾何学的配置により、配管損傷の際のナトリウム漏洩量を軽減化(制限?)しなければならない。

クライテリア 50：原子炉冷却材の浄化

SFR としての観点から下記を追加。

- 放射化した腐食生成物と燃料からの核分裂生成物やナトリウム化合物を含む放射性物質、及び非放射性的物質を原子炉冷却材から除去するための適切な設備を原子力発電所に設置しなければならない。

- 6.17-2. ナトリウム中の不純物の濃度は、炉心燃料及び原子炉冷却システムの機器の過度の材料腐食や流路閉塞を防ぐために、制限値内に制御されなければならない。

クライテリア 51：炉心からの残留熱除去

第4世代炉（DECの拡充）及びSFRとしての観点から、下記を追加。

- 6.17-3. 残留熱除去系は、下記の点に留意して設計されなければならない。
 - (1) 外的事象も含めた共通要因故障で機能喪失に至らないよう、冗長性及び実用上可能な限り多様性をもつこと、
 - (2) 冷却材循環喪失を引き起こす可能性のあるナトリウム凍結を防止すること、
 - (3) 想定されるナトリウム漏洩事象に対して、適切な検知手段と緩和対策が提供されること。

クライテリア 52：緊急時炉心冷却

SFRとしての観点から、下記を追加・削除。

- (削除：一次冷却材系のバウンダリの健全性が維持できない場合でも、)原子力発電所の事故状態の下で燃料の冷却を復旧しかつ維持するために、炉心を冷却する手段を講じなければならない。
- 6.18. (2)原子炉冷却材バウンダリに関する制限パラメータを超えない。
 - 削除: LOCA 及びジルコニウム水反応、水素発生を想定した記述のため
 - ◇ (2) 可能性のある化学反応は許容レベルに保たれる。
 - ◇ (3) 炉心冷却手段が有効に働き、燃料と炉心内で起こりうる変化に対しても効果がある。
- 6.19-2. 事故状態における炉心冷却のため、残留熱除去系は、以下の事項に留意して設計されなければならない。
 - (1) 全交流電源喪失状態でも炉心冷却が可能なこと、
 - (2) 受動的熱除去能力を活用すること。

クライテリア 53：最終的な熱の逃がし場への熱輸送

福島事故経験の反映の観点から、下記を追加。

- 設計拡張状態への対応として、最終的な熱の逃がし場に実用上可能な限り多様性を持たせるよう、残留熱輸送の系統が設けられなければならない。

クライテリア 56：格納容器の隔離

SFR としての観点から、下記を一部修正。

- 6.22. 放射性物質の格納容器バイパスを防止するため、格納容器を貫通し格納容器の雰囲気に直接開口している配管には、少なくとも2個の直列に配置された適切な格納容器隔離弁または逆止弁を取り付けなければならない、また適切な漏えい検出システムを取り付けなければならない。隔離弁または逆止弁は実施可能な限り格納容器に近づけて配置し、また、各弁は確実にかつ独立に作動することができ、さらに定期的に試験することができなければならない。
 - DS414: 6.22. 圧力バウンダリの一部として格納容器を貫通する配管及び格納容器の雰囲気に直接開口している配管には、少なくとも2個の直列に配置された適切な格納容器隔離弁または逆止弁を取り付けなければならない、また…
- 6.23(削除:24). 格納容器を貫通するが、原子炉冷却材(削除:圧力)バウンダリの一部でもなく、格納容器雰囲気に直接開口していない各配管には、少なくとも1つの適切な格納容器隔離弁を設けなければならない。格納容器隔離弁は格納容器の外側に、実施可能な限り格納容器に近づけて配置しなければならない。
- 6.24(削除:23). パラグラフ 6.22、6.23の格納容器の隔離の要求の例外は、計測ライン等の特定の分類ラインに対して、もしくは6.22、6.23で規定された格納容器の隔離の方法を適用することで格納容器の貫通部を含んでいる安全系の信頼性が低下する場合においては認められる。

クライテリア 58：格納容器の状態の管理

SFR としての観点から、下記を一部修正・一部削除。

- 6.28. 原子炉格納容器からの熱除去能力は、格納容器内の圧力と温度を低下させ、容認可能な低レベルで維持するように確保されなければならない。格納容器から熱除去機能を行うシステムは、この機能を果たすために適切な信頼性と多重性をもたなければならない。
 - DS414：…、あらゆる高エネルギー流体放出事故後において、格納容器内…
- 6.29. 原子炉格納容器に放出される可能性のある核分裂生成物、ナトリウム及び他の物質を制御する設計方策は、必要に応じて講じられなければならない。

- DS414: … 核分裂生成物、水素、酸素及び他の…
- 6.29 (2) その設計方策は、格納容器の健全性を危うくすると思われるデフラグレーションまたはデトネーションによる圧力を防止するため、事故状態下での格納容器雰囲気でのナトリウム燃焼やナトリウム-コンクリート反応を防止するまたは緩和するためのものである。
- DS414: … 事故状態下での水素、酸素及び他の物質の濃度制御を行うためのものである。

クライテリア 59 : 計装設備

SFR としての観点から、下記を追加。

- 6.31-2. 原子炉冷却材バウンダリと原子炉カバーガスバウンダリ、2次ナトリウムバウンダリ及び2次カバーガスバウンダリを貫通または接続される計装ラインは、その破損を想定しても、系外へのナトリウム漏えいとその燃焼を防止または抑制できるように設計しなければならない。

クライテリア 68 : 非常用電源供給系

福島事故経験の反映の観点から、下記を追加。

- 6.44. 非常用電源を供給する手段は、外的事象も含めた共通要因故障により機能喪失に至りにくいよう、冗長性及び実用上可能な限り多様性をもつこと（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）。また、それらは電力供給を受ける安全系のすべての要件と整合のとれた信頼性及び形態を確保し、また、それらの機能上の性能は試験可能でなければならない。
- DS414: 6.44. 非常用電源を供給する手段（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のすべての要件と整合のとれた信頼性及び形態を確保し、また、それらの機能上の性能は試験可能でなければならない。

➤

クライテリア 73 : 空調系と換気系

SFR としての観点から、下記を追加。

- 6.48 原子力発電所の建屋の換気のために、以下に示す空気あるいは気体を浄化するための適切な能力の系統を備えなければならない。

(追加)クライテリア 76-2: ナトリウム予熱系

SFR としての観点から、下記を追加。

- 予熱系は、ナトリウムの固化に対し基本的安全機能を維持するために、ナトリウムまたはナトリウムエアロゾルを内包するまたは内包することが求められる安全機器に対して、必要に応じて設けられなければならない。これらの予熱系とその制御系は、温度分布と温度変化率が設計限度内に維持されるよう適切に設計されなければならない。

クライテリア 80 : 燃料取扱及び貯蔵系

福島事故経験の反映の観点から、下記を追加。

- 6.67 (1)運転状態及び全交流電源喪失を含む事故の状態で、適切な燃料からの熱除去及びその状態監視を行うことができる。
 - DS414: (1)運転状態及び事故の状態…

SFR としての観点から、下記を追加

- 6.68. (4) 燃料破損の防止と水プールの水質維持のため、ナトリウム環境中から水プールに移送時に、燃料に付着したナトリウムを除去及び不活性化する方法
- 6.68-2. 燃料貯蔵にナトリウムタンク系を用いる原子炉については、設計では以下を含めなければならない。
 - (1) 照射燃料が取り扱われ保管されるあらゆるナトリウムの温度、化学的環境、及び放射能を管理する方法
 - (2) 燃料貯蔵タンクのナトリウム液位監視及び制御と漏洩検出の方法
 - (3) 漏洩事象時にタンク内の燃料集合体露出を防ぐ方法

クライテリア 81 : 放射線防護の設計

SFR としての観点から、下記を追加。

- 6.69. 放射化されたナトリウム冷却材を含むプラント内の放射線線源をすべて、包括的に明確にし、また、それに伴う被ばく及び放射線リスクを合理的に達成可能な限り低くし、燃料被覆管の健全性を維持し、さらに腐食生成物と放射化生成物の発生と移動を抑制しなければならない。

クライテリア 82：放射線監視の手段

福島事故経験の反映の観点から、下記へ修正。

- － 運転状態と事故の状態において、原子力発電所に適切な放射線監視を確実に行う設備を備えなければならない。
- DS414：運転状態と設計基準事故の状態、さらに実行可能な場合には、設計拡張状態において、原子力発電所に適切な放射線監視を確実に行う設備を備えなければならない。

5.6. 安全設計クライテリア第1次素案に対する意見と回答及び修正案

5.1～5.5 節で作成した安全設計クライテリア第1次素案を本委員会で配布し、各委員からの意見、コメントの反映を行った。以下に各意見及び回答・修正案について示す。第1次素案に対する意見、コメントについては要件毎に整理し、原文、意見（コメント）、回答（修正案）の順で記載している。原文は第1次素案のものであり、DS414 からの変更箇所には下線を引いて示している。なお、各コメントについては本報告書中では無記名とした。

要件 2：プラント設計に関する管理システム	
設計に関与する組織は、プラント設計のために定められたすべての安全目的が、すべての設計段階で考慮及び実施され、最終設計を満たすことを確保する管理システムを定め、かつ実施しなくてはならない。	
3.2	管理システムは、全体的な原子力発電所の設計とともに、構築物、系統及び機器それぞれの設計品質を常に確保するために、規定を含めなければならない。これには、設計の欠陥を明確にして是正する方法、設計の妥当性を確認する方法、さらに設計変更を管理する方法がある。
3.3	プラント設計は、その後の変更、改造または安全強化を含めて、適切な設計コードと基準を使用し、また関連する要件と設計基準を取り入れて確立された要領に従って行わなければならない。取合い条件を明確にし、それを管理しなければならない。
3.4	設計ツールと設計の入出力を含めたプラント設計について、当初の設計活動に関与した者・グループとは別の者・グループが検証し、その妥当性を確認しなければならない。プラント設計の検証、妥当性評価及び承認を、設計と建設のプロセスにおいて、実行可能な限り早く、少なくともそのプラントの運転開始前に、完了しなければならない。

◆ 委員意見	
3.4	「少なくともそのプラントの運転開始前に・・・」との表現の「少なくとも」は、不要と考える。 「全てのプラントは運転開始前に完了しなければならない。」との意味と考える。

回答	
3.4	御指摘の通り、3.4 では「全てのプラントは運転開始前に完了しなければならない。」ことを要求している。しかしながら、原文が「実行可能な限り早く」を受け、その最終的な締切を強調する表現となっていること 及び オリジナルの DS414 が対象としている軽水炉と GIF-SDC が対象としているナトリウム冷却高速炉とで、プラント設計に関する管理システムについて違いはないと考えられることから、原文のようにオリジナルの DS414 と同じ表記とする。

クライテリア 4：基本的安全機能	
次の原子力発電所に対する基本的な安全機能を、すべてのプラント状態で達成することが、確保されなければならない。	
(1)反応度の制御	
(2)原子炉と燃料貯蔵からの熱の除去	
(3) 放射性物質の閉じ込め、放射線に対する遮へい、さらに、事故による放射能の放出の制限とともに計画された放射能の放出の管理、	
4.1	すべてのプラント状態で、基本的な安全機能を達成するために必要な安全上重要な設備を特定すること、及び基本的な安全機能の達成に寄与、または影響を与える固有の特性を特定することに対し、体系的な取り組みを行わなければならない。
4.2.	プラントの状況を監視する手段を、必要な安全機能が必ず達成されることを確保するために備えなければならない。

◆ 委員意見	
4	すべてのプラント状態の定義にもよるが、たとえば反応度挿入事故時のすべての期間で反応度が制御されているかといえは制御できてはいない。用語など定義を明確にする必要がある。

回答	
4	<p>「運転状態」は、「運転状態」と「事故条件」に分類されており、「すべてのプラント状態」は、両者を指すものと理解される。</p> <p>「反応度の制御」は通常運転状態における制御よりも広い意味をもっており、設計基準事故において、炉心冷却性確保に寄与する反応度フィードバックや原子炉停止系の作動、設計拡張状態において炉心損傷を防止する受動的炉停止機構の機能、炉心損傷の影響を緩和するためのボイド反応度制限等が含まれると理解される。</p>

クライテリア 5：放射線防護	
原子力発電所の設計は、プラントの作業者と公衆の構成員への放射線量が線量限度を超えないこと、すなわち全発電寿命内において運転状態時の放射線量が合理的に達成可能な限り低く保たれること、及び事故の状態や事故の状態の後においても放射線量が許容限界を下回り合理的に達成可能な限り低く保たれること確保するものでなければならない。	
4.3 設計は、高い放射線や多量の放射能を放出するプラントの状態が実質的に除去され（脚注 1 参照）、また発生する可能性が大きいプラントの状態の放射線の影響の可能性がゼロか、極めて小さいことを確保するものでなければならない。	
4.4. プラントの状態の関連カテゴリーに伴う放射線防護に関する許容限界は、規制要件と一致しなければならない。	

◆ 委員意見	
4.3	脚注がない。

回答（修正案の理由）	
4.3	DS414 の脚注を挿入する。

修正案	
脚注 1	The possibility of certain conditions occurring is considered to have been practically eliminated if it is physically impossible for the conditions to occur or if the conditions can be considered with a high level of confidence to be extremely unlikely to arise.

<p>クライテリア7：多重防護の適用</p>
<p>原子力発電所の設計では、多重防護を採用しなければならない。多重防護のレベルは、実行可能な限り独立してなければならない。</p>
<p><u>サイト外緊急時対応の必要性を排除するため、第4世代原子力システムの設計はDiDレベル4が強化され、重大な炉心損傷と燃料取扱及び貯蔵中における燃料破損の防止及び影響緩和のための関連する安全設計が組み込まれなければならない。</u></p>
<p>4.9. 人と環境に有害な影響を引き起こす可能性のある事故の影響を防止し、また人と環境の保護と防止できない場合の影響の緩和に関する適切な措置がとられることを確保することを狙った、幾つかの防護レベルを備えるために、多重防護の概念を適用しなければならない。</p>
<p>4.10. 多重の防護レベルが備わっていても、一つの防護レベルが欠けた状態で連続運転を行う根拠にはならないという事実を、設計では十分に考慮しなければならない。すべての多重防護レベルが常に利用できるようにしていただければならず、また防護レベルの程度を緩めるのであれば、特定の運転モードについて妥当性を示さなければならない。</p>
<p>4.11. 設計：</p>
<p>(1) 放射性物質の環境への放出に対する多重の物理的障壁を備えなければならない。</p>
<p>(2) 設計は保守的なものとし、また建設は、故障と通常運転からの逸脱を最小に留め、事故を実行可能な限り防止し、さらにプラントパラメータの僅かな逸脱が極めて異常な状態に進展するクリフエッジ効果 (cliff edge effect) を生じないように、高い品質のもとで、これらの有効性を確保しなければならない。</p>
<p>(3)安全系の作動を必要とする故障及び通常運転からの逸脱が設計により可能な程度まで小さくするか排除されるように、固有の特性と工学的施設によって、プラントの挙動を制御しなければならない。</p>
<p>(4) 制御系の能力を超える故障及び通常運転からの逸脱が、高いレベルの信頼性をもって制御できるように、ならびに早い段階での故障や通常運転からの逸脱時における運転員操作の必要性が最小になるように、安全系の自動作動手段により、プラントの制御を補完しなければならない。</p>
<p>(5)安全系の能力を超える故障や通常運転からの逸脱の進展を阻みならびに実行可能な限りその影響を制御する、系統、構築物、機器及び要領を備えなければならない。</p>
<p>(6) 個々の基本的な安全機能が発揮されることを確保する多重の手段を備えなければならない。それにより障壁の有効性を確保し、故障または通常運転からの逸脱の影響を緩和する。</p>
<p><u>(7) 安全性と信頼性を優れたものとするため、第4世代原子力システムとして、原子炉停止や冷却に関する受動的安全設備と炉心、燃料、プラントシステム固有の安全特性が、安全設計において組み込まれなければならない。</u></p>
<p>4.12 多重防護の概念を死守するために、多重防護の設計で実行可能な限り以下の事項を防止しなければならない。</p>
<p>(1) 物理的障壁の健全性に影響を及ぼす危険</p>
<p>(2) 1つまたはそれ以上の障壁の故障</p>
<p>(3) 1つの障壁が故障した結果生じる別の障壁の故障</p>
<p>(4)運転中や保守中の過誤による有害な結果の可能性</p>
<p>4.13. 設計は、実行可能な限り、第1の防護レベルで、または悪くても第2の防護レベルで、すべての故障や原子力発電プラントの運転寿命を通して生じる可能性がある通常運転からの逸脱が事故の状態へ進展することを防止することができるようなものでなければならない。</p>

◆ 委員意見

追加前段	Fuel failures during fuel handling & storage を significant core degradation と同列に扱っているが、燃取・貯蔵関連の事象の DBA と DEC への分類や DiD level 3 と 4 への位置づけについて、慎重に検討すべき。少なくとも「大規模な燃料破損(serious fuel failures)」に修正することは必要。Criterion 20 に対しても同様のコメント。
------	--

◆ 委員意見	
追加前段	DiD レベル 4 だけに限る必要はないのでは？ 例えば、「...、第 4 世代原子力システムでは、重大な...のための関連する多重防護を採用しなければならない」

◆ 委員意見	
追加前段	「サイト外緊急時対応の必要性を排除するため、」を削除。 「サイト外緊急時対応」は、プラントの信頼性とは切離して実施する必要があると判断であり、表現が適切ではない。 又は、「サイト外緊急時対応の必要性を実質的に排除するため、」との記載とする。

◆ 委員意見	
追加前段	上述の基本的考え方に対応し、DiD、DEC 等のところで、より詳細に、繰り返しになってもよいので、強調を入れる（基本的考え方の文書を作成してから）

◆ 委員意見	
追加前段	追記内容にある「DiD レベル 4 が強化され」の記述を、SFR の特徴を考慮した具体的記述、あるいは、例示を追記するかどうか検討されたい。
追加後段	

◆ 委員意見	
追加後段	「燃料」→（修正案）「貯蔵中の使用済燃料の冷却」 理由：「燃料」そのものに安全特性を求める記載になっている。

◆ 委員意見	
追加前段	DID LEVEL 4 は明記する。レベル 4 は資料 2-3 の p12 を読むと第 3 防護レベルの失敗を仮定している。第 3 レベルは炉心損傷の防止であるので、重大な炉心損傷の防止はレベル 3 なのか 4 であるのかあいまい。このためレベル 3 と 4 を強化するとすべきとではないか？。
4.11(2)	設計拡張状態に対する設計は最適評価で実施するならば、「設計は、通常運転時及び異常な過渡変化時及び事故時に対しては保守的なものとし、設計拡張状態に対しては最も確からしい状態なものとし・・・」とする。
追加後段	GEN4 の方針であれば、この記載でいいのかもしれないが、安全の要件を達成する方法（手段）を、クライテリアで指定することは不自然である。より高い安全性を満たすのは受動的設備だけではなく、能動的な安全装置を多数設置する方法や時間をとり、事故後の対応に期待する方法もあると思える。必ずしも受動的な安全設備を両方で必須とす

	<p>るのは設計の幅を狭めると思える。</p> <p>次に「炉心、燃料・・・組み込まなければならない。」→これは、たとえば燃料膨張による負の温度反応度挿入のような固有の安全性を設計において取り入れる（安全評価に取り込む）といった意味にとれる。設計基準では必ずしも取り入れていない固有安全性もあるので、記載を変更すべきではないか？。</p>
4.12	日本語のみ（死守→確保）

◆ 委員意見	
追加前段	<p>レベル4を特に協調する為の用語を挿入。</p> <p>甚大な燃料破損は過酷事故に含まれるのではないか。事象を羅列するのではなく、過酷事故と一般化の方が良い。</p> <p>In order to...は不要。</p>
追加後段	<p>「固有の安全性」は、既に4.11(3)にあり、また4.1(fundamental safety function), 5.8(1)(PIEs)及びC.45(Control of reactor core)にもある。</p> <p>重複の必要性が見当たらないので削除する。</p>

回答（修正案の理由）	
追加段落	<p>燃料取扱い施設の想定事象については、炉心損傷に匹敵する影響を及ぼしうる規模の燃料破損と考えられることから、「重大な燃料破損」に修正する。</p> <p>「サイト外緊急時対応」は、深層防護のレベル5に位置づけられ、設計とは切離して設定されると考えられる。SDCの冒頭（1章及び2章）で、誤解が生じないように説明を加えることとする。</p> <p>信頼性向上と炉心損傷発生頻度低減のためにはレベル4のみならず、レベル1～3も重要だが、これらについては現状の記述で対応しているものと考えられる。レベル4の強化が強調すべき点であり、これを明記することとする。ただし、ここでは、SFRの特徴に応じたレベル4強化の考え方には踏み込まないこととする。</p> <p>なお、レベル3の失敗を想定した炉心損傷の防止はレベル4と定義している。</p>
4.11(7)	<p>レベル4を強化するためには、動的システムの多重化では限界があるため、受動的機能は要件と考えられる。</p> <p>受動的機能として、受動的安全設備の導入と固有安全特性の活用が考えられるが、ここでは手段は問わないこととして、「受動的安全機能」と表現することとする。</p>
4.11(2)	<p>「設計は保守的なものとし、」を「運転状態及び設計基準事故に対する設計は保守的なものとし、」とする。</p>
4.12	拝承。

修正案	
追加段落	<p>サイト外緊急時対応の必要性を排除するため、第4世代原子力システムの設計はDiDレベル4が強化され、重大な炉心損傷と燃料取扱及び貯蔵中における重大な燃料破損の防止及び影響緩和のための関連する安全設計が組み込まなければならない。</p> <p>The design for the Generation IV nuclear system shall be such that the DiD level 4 shall be</p>

	enforced and the associated safety design for prevention and mitigation of significant core degradation and of significant fuel failures during fuel handling and storage shall be incorporated, in order to eliminate the need for offsite emergency response.
4.11(7)	<p>(7) 安全性と信頼性を優れたものとするため、第4世代原子力システムとして、原子炉停止や冷却に関する受動的な安全機能設備と炉心、燃料、プラントシステム固有の安全特性が、安全設計において組み込まなければならない。</p> <p>(7) shall be such that, as the Generation IV nuclear system, passive safety features on shutdown and cooling, —and inherent safety characteristics of the core, fuel, and plant systems shall be incorporated in the safety system designs, in order to excel in safety and reliability.</p>
4.11(2)	<p>運転状態及び設計基準事故に対する設計は保守的なものとし、また建設は、故障と通常運転からの逸脱を最小に留め、事故を実行可能な限り防止し、さらにプラントパラメータの僅かな逸脱が極めて異常な状態に進展するクリフエッジ効果 (cliff edge effect) を生じないように、高い品質のもとで、これらの有効性を確保しなければならない。</p> <p>(2) Design for the operational states and the design basis accidents shall be conservative, and the construction shall be of high quality, to provide assurance that failures and deviations from normal operation are minimized, that accidents are prevented as far as is practicable and that a small deviation in a plant parameter does not lead to a cliff edge effect⁵;</p>
4.12	多重防護の概念を 確保 するために、(以下省略、英文は変更なし)

クライテリア 13：プラントの状態の分類	
原子力発電所のプラントの状態は、主にそれらの発生頻度に基づいて特定し、一定の数に分類しなくてはならない。	
5.1. プラントの状態は、典型的には次のようであればならない。	
(1) 通常運転	
(2) プラントの存続期間において生じると予想される、運転時に予想される過渡変化	
(3) 設計基準事故	
(4) 著しい炉心損傷を伴う事故を含む、設計拡張状態	
5.2. それぞれのプラントの状態に対して基準を設定しなければならない。設定に際しては、発生頻度の高いプラントの状態は放射線の影響がないかまたはわずかなものとなるようにしなければならず、また重大な影響に進展する可能性のあるプラントの状態の発生頻度は極めて低くなるようにしなければならない。	

◆ 委員意見	
5.1	Plant states を(1)~(4)に分類しており、(1)(2)を operational states とし、(3)(4)を accident conditions としているようだが、DS414 のどこかで明示的に定義されているか。

回答	
5.1	定義に記載されている。

クライテリア 17：内部及び外部危険事象	
原子力発電所の安全に影響を与える、直接間接を問わない人為的な事象の可能性を含む、すべての予測できる内部危険事象及び外部危険事象は、明確にされ、その影響が評価されなければならない。これらの危険事象を考慮して、想定起因事象を決定し、また、プラントの安全上重要な設備の設計に使用する負荷を決めなければならない。	
内部ハザード	
5.16. 設計では、火災、爆発、洪水、飛来物の発生、構造物の崩壊や落下物、配管ホィップ、流体ジェットの衝撃、及び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部危険事象を、十分に考慮しなければならない。安全が損なわれないように、防止と緩和のための適切な機能が整備されなければならない。	
5.16bis. さらに、ナトリウム火災やナトリウム-水反応のようなナトリウムの特性に由来する内部ハザードも設計において考慮されなければならない。	
外部ハザード	
5.17. 設計において、サイト評価のプロセスで明確にした、自然現象及び人為的なものによる外部事象とを考慮しなければならない（例：プラントの外部に原因がある事象）。気象、水理、地形及び地震等の事象を含む外部自然事象に対処しなければならない。近郊の産業や輸送路に起因する人為的なものによる外部事象に対処しなければならない。短期的には、発電所の安全は、電力供給や消防活動といった発電所外の活動の利用可能性に依存することを認めてはならない。発電所外の活動の利用が必要とされる最大遅延時間を明確にするために、敷地の特定の状態を、設計で十分考慮しなくてはならない。	
5.17bis. 大規模な外部事象に続く全交流電源喪失を含めて、基本的な安全機能である原子炉停止、崩壊熱除去や放射性物質格納を設計において考慮しなければならない。	
5.18. 安全上重要な設備は、他の安全要件との整合を図った上で、外部事象影響の有害な影響の発生確率と生じうる影響を最小にするために設計しまた配置しなければならない。	
5.19. 安全上重要な設備（電源ケーブル及び制御ケーブルを含む）のある構築物と、設計で考慮された外部事象の結果としてのすべてのその他のプラントの構築物との間の、いかなる相互作用も最小化するための機能を整備しなければならない。	
5.20. 安全上重要な設備が、設計で考慮する外部事象の影響に耐えることが確保されるように、もしそうでないのなら、プラントを保護するために静的障壁のようなその他の設備を備えて、必要な安全機能が確実に働くことが確保されるように設計しなければならない。	
5.21. プラントの設計には、地震事象と必要な場合にはそれに続く津波からの保護と、クリフエッジ効果(脚注 4 を参照)を回避するために、十分な安全余裕を持たせなければならない。	
5.22. 複数のユニットのある発電所サイトについては、特定の危険事象が敷地内の複数のプラントに同時に影響を与える可能性を、設計で十分に考慮しなければならない。	

◆ 委員意見	
5.16bis	あえてナトリウムの記述は外した方が良いのでは？ 例えば、「さらに、冷却材の特性に由来し発生しうる内部ハザードも...」
5.21	特定の外部事象がここでは記述されています。国際標準というのであれば、「プラントの設計には、外部事象と必要な場合にはそれに続く事象からの保護と、...」の方が良いかと思います。

◆ 委員意見	

5.16bis 42 bis	Criterion 16 の想定起因事象との違いを明確にするために、単に「ナトリウムの特性」ではなく、「ナトリウムの化学的特性」、「高温流体」や「放射性」などと一歩踏み込み、それらによる環境の悪化、従属的な SSC の機能喪失について言及してはどうか。 具体的な設計については、42bis. で記述してはどうか。
5.17bis	プラントに内在 (built-in) されている非常用交流発電機の全喪失は、外的要因のみで引き起こされるわけではないことから、この場所での記述には疑問がある。 Criterion 68 でカバーできているのではないか。

◆ 委員意見	
5.16bis	「・・・内部ハザードも設計において考慮されなければならない。安全が損なわれることがないように、防止と緩和のための適切な機能が整備されなければならない。」(考慮の具体的な内容は 5.16 と同様に追加する。防止と緩和両方を必ず整備すべきかどうかは設計にもよるが、本 SDC が深層防護を徹底する場合は防止と緩和両方を要求する)。
5.17bis	英語：control of reactivity なので日本語は原子炉停止→反応度の制御になる。しかしここでは日本語の原子炉停止のほうが妥当。ただし、そうすると基本的な安全機能の定義のクライテリア 4 と異なる。齟齬のない記載とする。

◆ 委員意見	
5.16 5.16bis	5.16 に火災があるので、此処に含めた方が良い。 (5.16bis. は削除)
5.17 5.17bis	(See 5.21) 地震に起因する津波のような、自然現象に引き続き発生する外部事象もサイト評価の過程で明確にされなければならない。(5.17 に追記) 5.17bis は 5.20 で読める(5.17bis. は削除)。SBO を入れるとすれば、5.20 の方が良い。 (see 5.20)
5.20	(see 5.17bis) 全交流電源喪失のような、大規模な外部事象の影響を考慮すべきである。(5.20 に追記)
5.21	5.21 は地震設計の安全余裕関連であり、此処に津波を入れ込むのは適当と思えない。 津波は 5.17 に入れることを提案する。(see 5.17)

◆ 委員意見	
5.21	津波以外の地震随伴事象は触れなくて良いか。(周辺斜面の崩壊など)

回答 (修正案の理由)	
5.16 5.16bis	表現が冗長となるのを避けるために、5.16 の事象の一つとしてナトリウム燃焼とナトリウム-水反応を加える。
5.17 5.17bis	外部事象を起因として生じる全交流電源喪失を考慮すべきことを追記する。

5.21	地震随伴事象を考慮すべきことを明記するが、特定事象である津波は明記しない。
------	---------------------------------------

修正案	
5.16	設計では、火災、爆発、洪水、飛来物の発生、構造物の崩壊や落下物、配管ホ IPP、流体ジェットの影響、及び損傷した系統や敷地内の他の施設からの流体の流出、 <u>ナトリウム燃焼及びナトリウム-水反応</u> といった内部危険事象を、十分に考慮しなければならぬ。安全が損なわれることがないように、防止と緩和のための適切な機能が整備されなければならない。
5.16bis	削除
5.17	(末尾に追加) <u>外部事象を起因として生じる全交流電源喪失を設計で十分考慮しなくてはならない。</u>
5.17bis	削除
5.21	5.21. プラントの設計には、地震事象 <u>及びそれに随伴する事象</u> からの保護と、クリフエッジ効果(脚注 4 を参照) を回避するために、十分な安全余裕を持たせなければならない。

クライテリア 19：設計基準事故	
設計において考慮すべき事故の状態は、原子力発電所が放射線防護の許容限界を上回ることなく持ちこたえられる境界条件を設定する目的をもって、すべて想定起因事象から検討しなければならない。	
5.24.	設計基準事故は、プラントを安全な状態に戻し事故の影響を緩和する目的をもって、 <u>設計基準事故</u> の状態を制御するのに必要とされる、安全系とその他のすべての安全上重要な設備に関する、性能基準を含めた設計基準を定めるために、使用しなければならない。
5.25.	設計基準事故の状態における主要なプラントパラメータが所定の設計限界を上回ることがないような設計をしなくてはならない。 <u>所内または所外</u> において、すべての設計基準事故が放射線の影響がゼロか極めて軽微であるように管理すること、及び所外における対策を必要としてはならないことが、第一の目的にならなければならない。
5.26.	設計基準事故は、保守的な方法で分析されなければならない。この方法は、安全系の特定の故障の想定、設計基準の規定、保守的な仮定の <u>利用</u> 、分析におけるモデル及び入力パラメータの使用を含む。

◆ 委員意見	
5.24	Safety system と other items important to safety の違い・差は何か。

回答	
5.24	これらの用語の定義については、IAEA Safety Glossary (2007年版)による。 Safety system は、Protection system, Safety actuation system, Safety system support features から構成される。Other items important to safety は、Safety system 以外の安全上重要な構造、系統、機器をさす。

クライテリア 20：設計拡張状態

設計拡張状態は、許容できない放射線の影響がなく、設計基準事故より厳しい事故もしくは付加的な故障に持ちこたえられることのできる原子力発電所の安全能力を強化することによって、更なる原子力発電所の安全を改良するという目的をもって、工学的判断、決定論的評価及び確率論的評価に基づいて検討をしなければならない。こうした設計拡張状態は、設計で取り込まれる追加事故シナリオの特定及びそのような事故の防止もしくは緩和に関する現実的な対策のために、使用しなければならない。

第4世代 SFR としてサイト外緊急退避の必要性を除外するため、炉心損傷を伴う重大な事象進展は、格納容器の健全性を脅かすことを防ぐよう原子炉容器内で抑制されなければならない。また、燃料取扱及び貯蔵中における放射性物質の放出を生じるような重大な事故を防止するとともに、その影響を抑制する機能を併せなければならない。

高速炉の炉心は最大反応度体系でないという特徴を考慮し、設計拡張状態である再臨界を伴う炉心崩壊事故に対し”炉容器内終息”を実現するため、事象進展防止及び影響緩和のための安全方策がとられなければならない。

5.27 プラントに対する設計拡張状態が分析されなければならない。拡張設計状態を考慮する主な技術的な目的は、プラント設計は、設計基準事故状態とみなされない事故状態を、合理的に実施可能な限り、防止、または緩和できるといった確証を与えることである。このことは、拡張設計状態に対して、補足的な安全機能、または格納容器の健全性の維持のための安全系の能力の拡張を必要とする可能性がある。このような補足的な安全機能もしくは安全系の能力の拡張は、格納容器内に多量の放射性物質が存在する事故状態の管理ができる能力を確保するようなものでなければならない（厳しい炉心損傷に起因する放射性物質を含む）。プラントは、結果として重大な放射物質の放出が実質上無くなるように、管理状態にもっていくことができ格納容器の機能が維持されるように設計されなければならない。（脚注1参照）格納容器の機能を確保する対策の有効性は、最適評価手法に基づいて、分析されるかもしれない。

5.28 設計拡張状態は、こうした状態が発生するのを防止し、もしくは起きた場合の影響の制御及び緩和のために必要な、安全機能と安全上必要とされる重要な他のすべての設備の設計に関する設計基準を定義するために使用されなければならない。

5.29 分析は、使用するために設計された機能、もしくは設計拡張状態において考慮される事象を防止、及び（または）緩和することができる機能の特定を含まなければならない。これらの機能は

- 実現可能な範囲で、より頻度の高い事故で使用されたものから独立していなければならない。
- そのような設計拡張状態に関する環境条件内で運転が可能でなければならない。必要に応じてシビアアクシデントにおける設計拡張状態を含む。
- 満たす必要のある機能に見合った信頼性を持たなければならない。

5.30 特に、格納容器とその安全機能は、特に炉心溶融を含む極端なシナリオに耐えることができなければならない。そのようなシナリオは、工学的判断と確率論的安全評価からのインプットを使用して、選定されなければならない。

5.31 有意な放射性物質放出による緊急退避の必要性は、重大な炉心損傷と燃料取扱及び貯蔵中の燃料破損の発生防止と影響緩和の対策によって、実質的に回避されるように設計しなければならない。

重大な放射線物質放出に至る可能性のある設計拡張状態が、実質上無くなるように設計しなければならない（脚注1参照）。すなわち、もしそうでなければ、実質上無くすることができない設計拡張状態については、面積や時間に関する限定された範囲での、公衆の保護のための防護対策だけが必要とされ、こうした対策を実施するために十分な時間をもった設計にしなければならない。

事象と故障の組み合わせ

5.32 工学的判断の結果、事象の組み合わせが、運転時に予想される過渡変化または事故の状態に至ることが、決定論的安全評価及び確率論的安全評価により示される場合、そのような事象の組み合わせは、主に発生の可能性に

より、設計基準事故と見なされるべき、あるいは設計拡張状態の一部として含まれるべきである。地震後の洪水のように、ある種の事象は他の事象の結果として起き得る可能性がある。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。

◆ 委員意見	
追記前段	5.27 及び 5.30 と内容が重複しているので削除。
追記後段	5.30 と内容が重複しているので削除。
5.31	5.31 は深層防護に於ける最終段階の理念を述べたものである。如何なる設計思想もこれを犯すものではないと考える。 現行テキストを維持すべきである。(重大な放射線物質放出に至る可能性のある設計拡張状態が、実質上無くなるように設計しなければならない(脚注 1 参照)。すなわち、もしそうでなければ、実質上無くすることができない設計拡張状態については、面積や時間に関する限定された範囲での、公衆の保護のための防護対策だけが必要とされ、こうした対策を実施するために十分な時間をもった設計にしなければならない。)

◆ 委員意見	
追記前段	SFR における DEC の扱いの整理が必要である(自由意見参照)。 英語記載について、格納容器の健全性について「shall be restricted」、IVR について「shall be built-in」、放射性物質の放出について「is <u>practically</u> eliminated」と表現の強さのバランスが悪い。

◆ 委員意見	
追加後段	第 2 パラグラフの記載：設計拡張状態で、原子炉容器内事象収束と併せて、仮に格納容器の健全性は死守する(緊急退避排除の絶対的条件)を記載すべき。(「5.30 特に、格納容器とその安全機能～」の記載より上位におく必要がある)

◆ 委員意見	
追加前段	先に”shall be restricted within the reactor vessel”があつて、後に IVR が出てきており、繰り返し(ダブリ)であり、くどい印象がある。なお、restricted より accommodated の方が良いのでは。

◆ 委員意見	
追加前段	20 の IAEA の記載は、設計拡張状態の説明であつて追加した記載とはあっていない。 また、燃料取扱い事故以降の説明は重大な事故の防止を記載しており、必ずしも設計拡張状態とはいえない。 また、5.27 の記載は、軽水炉に特化した記載でなく、設計拡張状態に対して格納容器の安全機能の維持を要求したものとなっており、現在の記載に対して、ナトリウム炉の特徴から原子炉容器内終息を要求しているが、本来の目的である設計拡張状態でも放射性物質の放出を防止する観点からはその手段についてここで言及する必要性はないのではないか?。あえて記載するとしても具体的なシステムの中で要求すべきではないか?

回答（修正案の理由）	
追加前段	<p>SDC 策定方針に従い、第 4 世代炉としての要求や SFR としての要求は追加的に明記する。</p> <p>SFR における DEC の扱いについては別紙参照。</p> <p>避難不要のためには格納機能が喪失することを実質なくすこととし、炉内で厳しい反応度事故を収容する必要があるため、「shall」を使用しているが、「restricted」より「accommodated」の方が適切であるため、「shall be accommodated」との表現にする。</p> <p>燃料取り扱い事故以降の説明は、事故の防止のみならず、事故の影響緩和についても言及している。</p>
追加後段	<p>SDC 策定方針に従い、第 4 世代炉としての要求や SFR としての要求は追加的に明記する。具体的なシステムでは個別設備に分かれてしまうため、全体的な要求はここで記載する。</p> <p>第 4 世代炉では「built-in」が要求されるため、「shall be built in」との表現にする。</p> <p>追加前段では、避難不要のためには格納機能を確保することを記載しているため、追加後段では、SFR の特徴を考慮して IVR のみを記載することとする。なお、IVR については、機械的エネルギーに対して要求することとした。</p>
5.27	<p>設計拡張状態に対して格納容器の安全機能の維持を要求しているが、ナトリウム炉の特徴から原子炉容器内終息が可能なことから、原子炉容器あるいは格納容器での安全機能維持、すなわち格納機能維持を要件とする。</p>
5.31	<p>原文に相当する趣旨は SDC の冒頭（1 章あるいは 2 章）で記載される。ここで追記した内容は重要であるため、追加前段に記述することとし、ここでは削除する。</p>

修正案	
追加前段	<p>第 4 世代 SFR としてサイト外緊急退避の必要性を除外するため、炉心損傷を伴う重大な事象進展事故を防止するとともに、その影響を緩和して格納機能を確保しなければならない。格納容器の健全性を脅かすことを防ぐよう原子炉容器内で抑制されなければならない。また、燃料取扱及び貯蔵中における放射性物質の放出を生じるような重大な事故を防止するとともに、その影響を抑制緩和して格納機能を確保しする機能を供せなければならない。</p> <p>In order to eliminate the need for the emergency evacuations as the Generation IV SFR, severe consequences with core degradation shall be prevented and shall be accommodated to ensure the containment function, restricted within the reactor vessel to prevent significant impact on the containment integrity.— Also, serious accidents such as the one resulting in radioactive material release during fuel handling and storage shall be prevented, and a-function functions to mitigate its consequences and to contain the radioactive materials shall be provided as well.</p>
	<p>高速炉の炉心は最大反応度体系でないという特徴を考慮し、設計拡張状態である炉停止失敗事象に対して、炉心損傷防止のための方策をとるとともに、原子炉冷却材バウンダリが維持されるように、炉心損傷の事象進展において生じうる厳しい反応度投入事</p>

	<p>象の影響を抑制しなければならない。<u>再臨界を伴う炉心崩壊事故に対し”炉容器内終息”を実現するため、事象進展防止及び影響緩和のための安全方策がとられなければならない。</u></p> <p>Considering the characteristics that fast reactor core is not in the most reactive configuration, the prevention and mitigation designs shall be built-in <u>against failure of active reactor shutdown systems as a design extension condition. For the mitigation, consequence of severe reactivity insertion, which might be occur in the course of the core disruptive accident, shall be accommodated to maintain the reactor coolant boundary, in order to achieve 'In-Vessel Retention (IVR)' during a core disruptive accident (CDA) with recriticality.</u></p>
5.27	<p>プラントに対する設計拡張状態が分析されなければならない。<u>想定されるべき</u>拡張設計状態を考慮する主な技術的な目的は、プラント設計は、設計基準事故状態とみなされない事故状態を、<u>合理的に実施可能な限り</u>、防止、または緩和できるといった確証を与えることである。このことは、拡張設計状態に対して、補足的な安全機能、または格納機能容器の健全性の維持のための安全系の能力の拡張を要求することを可能とする必要とする可能性がある。このような補足的な安全機能もしくは安全系の能力の拡張は、格納容器内または原子炉容器内に多量の放射性物質が存在する事故状態の管理ができる能力を確保するようなものでなければならない(厳しい炉心損傷に起因する放射性物質を含む)。プラントは、結果として重大な放射物質の放出が実質上無くなるように、管理状態にもっていくことができ格納容器の機能が維持されるように設計されなければならない。(脚注1参照)格納容器の機能を確保する対策の有効性は、最適評価手法に基づいて、分析されるかもしれない。</p>
5.30	<p>特に、格納容器とその安全機能は、特に炉心溶融を含む極端なシナリオに耐えることができなければならない。そのようなシナリオは、工学的判断と確率論的安全評価からのインプットを使用して、選定されなければならない。</p>
5.31	<p>削除</p>

クライテリア 29 : 安全上重要な設備の較正、試験、保守、修理、交換、検査及び監視	
設計基準内で特定したすべての状態における、機能を果たす能力と健全性の維持を保証するため、必要に応じて、原子力発電所の安全上重要な設備は、較正、試験、保守、修理または交換、検査及び監視ができるように設計しなければならない。	
5.45 プラントの配置は、較正、試験、保守、修理または交換、検査及び監視の作業がしやすいように、また関連のある国内及び国際上の法規や基準に従って実施できるようにしなければならない。そのような作業は、実施される安全機能の重要度のみであったものでなければならず、また作業員が過度の被ばくを受けることなく実施されなければならない。	
5.46. 安全上重要な設備について、運転中の較正、試験あるいは保守の計画がされているときは、安全機能の実施が多大な信頼性の低下を招くことなく、それぞれの系統がそれらの任務を実施できるように、設計をされなければならない。安全機能の実施の信頼性が多大に低下することなくそれらの任務が実施されるように、停止中の安全上重要な設備の較正、試験、保守、修理、交換または検査の対策が設計に含まれなければならない。	
5.47. 安全上重要な設備を、必要な範囲で試験、検査または監視することが可能なように設計できない場合は、次の対応で確固たる技術的な正当性が示せるようにしなければならない。	
(1) 参照となる設備のサーベイランス試験、あるいは、検証されたまた妥当とされる解析手法の利用といった、他の実証済みの代替方法または間接的方法を定めなければならない。	
(2) 想定外の故障の可能性を補償するために、保守的な安全裕度を適用するか、その他の適切な予防措置がとられていなければならない。	
(3) 複数の構造で構成される設備は、冗長な複数の荷重経路を持ち単一の荷重経路に障害が発生した場合にその機能を失うことなく、試験、検査、またはモニタリングがそれらの代表的な構造上可能であるように設計されなければならない。	
(4)冷却材バウンダリの検査方法として、連続リーク監視を用いるためには、以下の条件が満たされなければならない。	
-破断前漏えい (LBB)手法が設計において適用されていること。	
-プラント通常運転の維持に十分な程度に、ナトリウム漏洩が検出可能なこと。	

◆ 委員意見	
追加前段	追加されている「モニタリング」について、「検出した」で留まっては不十分であり、検出後の緩和策をセットにする必要がある。 特に SFR では、安全容器の漏えい検出時、中間熱交換器で冷却材境界と格納境界を共通としている部位が重要と考える。

◆ 委員意見	
追加前段	「SFR 特有(2)」として追加する理由が不明。

◆ 委員意見	
追加後段	“sodium leak is detectable enough to maintain the plant normal operation”の意味が分からない。

◆ 委員意見	
追加後段	LBB 手法について、何に適用するか言わずして、意味が通るのか？（軽水炉では、パ

	イプホイップ等による内部発生飛来物に対する設計上の考慮に適用。外国では、ある種の配管に対してギロチン破断の有無について適用する例がある)
--	--

◆ 委員意見	
追加前段	クライテリア 29 は一般的な要件が記載されており、(3) 、(4)は限定した具体的な記載
追加後段	であるが(1)か(2)で十分ではないか？

◆ 委員意見	
追加前段	本項、要求内容の明確化を求めたい。
追加後段	本項、5.47 実現の措置、条件に当たり、指針レベルの要求。 本項を本文に入れる場合は、先に、 ①連続監視を要件とする必要性はあるか、 ②LBB を要件とするべきか を合わせて議論する必要がある。

回答（修正案の理由）	
追加前段	炉心支持構造物等のナトリウム中構造物を念頭に記載したが、(1)(2)に含まれる内容であり、削除する。
追加後段	LBB の適用を前提として漏えい連続監視をバウンダリ構造物の検査方法とすることは、SFR の特徴であるが、冷却材バウンダリに対する個別要件であるため、クライテリア 47 「原子炉冷却材系の設計」(6.14-2) に記載することとし、ここでは削除する。

修正案	
追加前段	削除
追加後段	削除

クライテリア 31：高経年化管理	
原子力発電所の安全上重要な設備の設計寿命が、評価され明示されなければならない。設計寿命を通して必要な安全機能を果たす能力を保証するために、高温環境、ナトリウム環境、中性子照射環境の影響関連する時効、中性子脆化及び摩耗の過程や潜在的な経年劣化を十分に考慮し、適切な安全裕度をもたせなければならない。	
5.51	原子力発電所の設計では、試験、保守、保守の停止時、想定起因事象の発生時のプラントの状態及び想定起因事象の発生後のプラントの状態を含む、機器が保証されるべきすべての運転状態において、高経年化や摩耗の影響を十分に考慮しなければならない。
5.52	設計段階で予測される高経年化のメカニズムを評価し、また供用期間中に生じる可能性がある不測の挙動や劣化の識別に役立てるために、監視、試験、サンプリング及びあるいは検査の手段がなければならない。経年劣化の影響を含む LBB アプローチが適用された場合には、代替として、これらの機能は冷却材の連続漏えい監視によって置き換えられる。

◆ 委員意見	
31	Na バウンダリに限定したうえで修正しているように見える。水・蒸気系配管等への配慮が必要ではないか。

◆ 委員意見	
31	炉内構造物の検査について、結論らしいものが出ていたかどうか不勉強で知らないが、冷却材境界の LBB だけではなく、構造物の破壊前検出（という用語があるのか？）についてどう考えるのか。(3)の記述では、炉心支持構造の ISI は要求条件となるものと理解するが、それでよいか。

◆ 委員意見	
31	現行テキストで読める範囲であり、現行テキストの方がカバーする範囲が広く、現行維持が良い。
5.51	and wear-out を削除する提案理由が不明。説明を求めたい。
5.52	標本抽出と点検は共に経年変化をフォローする上で重要な項目である。「or and」とした正当性を明確にすべき。 プラント全般の経年変化を話題とする項であり、内容が表題と合わないため、追加文は削除すべき。本内容を冷却系の箇所へ移動することも考えられるが、指針のレベルであり、文書作成方針と合わせて議論が必要。

◆ 委員意見	
5.52	修正は and を or とした場合他のも or となる。ここでは選択肢を限定しないための記載としてはどうか？また LBB はかなり特殊な記載なのでここにはそぐわないのではないかと。たとえば以下のような記載で一般的にする。 「～のために、監視、試験、サンプリング、検査のうち全てあるいはいずれか、またはいくつかを組み合わせることを設計で考慮しなければならない。またこのとき十分信頼性を有している手法が実証できれば、その代替手段として上記以外の検査あるいは監視手段を設計で考慮してもよい」。

回答（修正案の理由）	
31	SFR の特徴として高温環境とナトリウム環境は考慮すべきであり追記する。 「摩耗」は原文どおりとする。
5.51	原文どおりとする。
5.52	LBB の適用については、クライテリア 47 で触れているので、ここでは触れないこととして削除し、原文どおりとする。

修正案	
31	原子力発電所の安全上重要な設備の設計寿命が、評価され明示されなければならない。設計寿命を通して必要な安全機能を果たす能力を保証するために、高温環境と、ナトリウム環境、中性子照射環境の影響及び摩耗の過程や潜在的な経年劣化を十分に考慮し、適切な安全裕度をもたせなければならない。
5.51	原子力発電所の設計では、試験、保守、保守の停止時、想定起因事象の発生時のプラントの状態及び想定起因事象の発生後のプラントの状態を含む、機器が保証されるべきすべての運転状態において、高経年化や摩耗の影響を十分に考慮しなければならない。
5.52	設計段階で予測される高経年化のメカニズムを評価し、また供用期間中に生じる可能性がある不測の挙動や劣化の識別に役立てるために、監視、試験、サンプリング及びあるいは検査の手段がなければならない。 経年劣化の影響を含むLBBアプローチが適用された場合には、代替として、これらの機能は冷却材の連続漏えい監視によって置き換えられる。

クライテリア 32: 最適な運転員の操作をもたらす設計	
マンマシンインターフェースを含めた人的因子との体系的な検討を、原子力発電所の設計プロセスの初期の段階で実施し、また設計全体のプロセスを通して継続しなければならない。	
5.53 プラントを安全な状態にするための、同時操作を一斉に実施するために必要な運転員の最少人数を、原子力発電所の設計で評価しなければならない。	
5.54. 類似したプラントで運転経験を積んだ運転員が、実行可能な限り、設計部門が実施する設計プロセスに積極的に深く関わらうようにして、その知見をできるだけ早期に今後の設備の運転及び保守過程に取り入れなければならない。	
5.55. 設計では、運転員が自らの責任と業務の実施と達成を支援しなければならない、また安全に関する運転過誤の影響を制限するものでなければならない。設計過程では、運転員とプラントとのインターフェイスを円滑にするために、プラントの配置、設備の配置及び保守や検査を含む手順に注意を払わなければならない。	
5.56 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に従って、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。運転員が操作を判断するのに必要な情報は、簡潔で明瞭に提示されなければならない。	
5.57 運転員に次の必要な情報を提供しなければならない。	
(1) プラントがどのような状態にあるうとも、プラントの全般的な状態を直ちに評価すること	
(2) プラントの系統と機器（運転限界と条件）に関連する所定の制限値内のパラメータでプラントを運転すること	
(3) 必要時に安全系の作動が自動的に起動される安全作動と、関連系統が意図されたとおりに実施されることを確認すること	
(4) 規定された安全作動の手動起動の必要性と時間を決定すること	
5.58. 設計では、運転員が操作にかかる時間、予想される状況と運転員にかかる心理的圧力を十分に考慮し、運転員の操作の成功を促進させるようなものでなければならない。	
5.59. 運転員が短時間で操作しなければならないことは最小限に留めなければならない、また、運転員が判断するための時間が十分にあることを実証しなければならない。	
5.60. プラントの設計は、プラントに影響を与える事象後、制御室内または補助制御室内の環境状態、及び補助制御室への連絡通路のある場所が運転員の保護と安全を損なわないことを保証するものでなければならない。	
5.61. 運転員の作業場所と作業環境の設計は、人間工学の概念に従わなければならない。	
5.62. 運転員の必要とされる操作がすべて明確化され、適正に操作することができることを確認するために、シミュレータの利用を含めて、人間工学に関する機能の検証と妥当性確認が、適当な段階で、実施されなければならない。	

◆ 委員意見	
その他 (福島事故に関連して)	<p>手動での弁操作等、極限状態でのアクシデントマネジメントを容易にする設計要求は、一般的には 5.58 にあるが、さらに強調する必要性は？</p> <p>(5.58. 設計では、運転員が操作にかかる時間、予想される状況と運転員にかかる心理的圧力を十分に考慮し、運転員の操作の成功を促進させるようなものでなければならない。)</p>
	地震等、外部ハザードに対する主要な道路の健全性確保に対する要求は、この安全設

	計の範囲？
--	-------

回答	
その他 (福島事故に関連して)	<p>福島事故では極限状態でのアクシデントマネジメントが重要であることが改めて認識された。第1次素案では、御指摘の5.58以外にも「クライテリア16：想定起因事象」にて、</p> <p>「5.15. 手動操作や復旧作業の動作に必要なすべての設備は、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それに安全に接近できるように、最適な場所に設置されなければならない。」</p> <p>と規定して重要性を強調しており、これ以上の詳細な内容は推奨手段(指針：ガイドライン)にあたるかと思われるので、原文の通りとしたい。</p> <p>また、主要な道路の健全性確保については、敷地外への要求となるので、安全設計とはなじまず、GIF-SDCの対象外となると考える。</p>

クライテリア 37：プラントでの通信連絡設備	
あらゆる通常運転モードで安全運転ができるように、またすべての想定起因事象や事故の状態においても利用することができるように、原子力発電所全体にわたる効果的な通信連絡設備が備えられていなければならない。	
5.66	適切な警報系及び通信連絡設備が、運転状態と事故の状態において、原子力発電所内と敷地内にいるすべての人に危険を知らせまた指示を与えられるように、備えていなければならない。
5.67	原子力発電所内、その隣接地域及び関連する所外の機関において、安全のための適切で多様性のある連絡手段が備えられていなければならない。

◆ 委員意見	
37	事故時対応における中央制御室、補助制御室、緊急時制御センター、現場における作業者間での通信手段についての要件は明示的には不要か。

回答	
	SDC 本文の“事故の状態”の中には、“設計拡張状態（DEC）”も含まれると定義されており、この“事故の状態”に対し、効果的な通信連絡設備を備えるよう要求しているため、ご指摘の点も、原文の記載に含まれると考える。福島事故の教訓や本委員会の議論等を踏まえ、必要に応じ追記について検討する。

クライテリア 42-2：ナトリウムを冷却材として使用する高速炉としてのプラントシステム性能	
全体のプラントシステムは、ナトリウムを冷却材として使用する高速炉の特徴を考慮して設計されなければならない。	
(1) 炉心が最大反応度体系でなく、さらにナトリウムボイド反応度が正でありえることから、原子炉の形状変化やナトリウム沸騰、ガス巻き込みにより、炉心において正の反応度印加と出力及び温度上昇が生じる可能性が有ること。	
(2) ナトリウムの沸点が高いことにより、十分なサブクール度マージンをもって低圧での原子炉冷却システムが可能なこと。	
(3) ナトリウムの高い熱伝導性と炉心出入口温度差が大きいことから、冷却材の自然循環による崩壊熱除去が可能なこと。	
(4) ナトリウム漏えいに伴う化学反応により、原子力発電施設の基本的安全機能が損なわれないようにすべきである。不活性ガス雰囲気化によりナトリウム漏えいを緩和することで炉心を安全にすることができ、また2次冷却系によりナトリウム化学反応の影響を1次冷却系内の炉心から分離することが可能となる。	
(5) ナトリウムは不透明な液体であり、視覚による液中での観察及び検査が困難である一方、導電性があり化学的に活性であることから、漏えい検出は容易かつ信頼性を有しているものである。	

◆ 委員意見	
42bis (1)-(5)	(1)-(5)は所謂 teaching text。安全要件ではないので全て削除可能である。文書作成方針と合わせて議論が必要。 (4)は内容と表現を再検討して「Coolant boundary」へ移動可か。

◆ 委員意見	
42bis	文意としてナトリウム冷却高速炉の特徴が記されるべきだが、(4)、(5)と(1)～(3)の記述にギャップがありすぎる。(4)は不活性ガス以下の記述が必要とは思えない。

◆ 委員意見	
42bis (1)-(5)	名称は SFR なので直す。・・・as a Sodium cooled Fast Reactor ここの記載は、最初に特徴を考慮して設計するとの記載のあと (2) -(5)は x x の特徴があり y y 可能であるとしてメリットを主に記載しているが、メリットを活用するしないは設計者にまかせるべきではないか？特徴のみを記載したほうがよい。 (1)ナトリウムボイド反応度が正→ナトリウムボイド反応度が炉心中心領域で正、原子炉の形状→炉心の形状 (3)炉心出入口温度差を大きくするかどうかは設計に依存するので削除。(3) は自然循環による残留熱除去を考慮すべきなのかどうかははっきりしない。設計の手段まで特定すべきではない。 (4)ナトリウムの扱いについて漏洩のみの記載であり、不活性ガス雰囲気化も1次なのか2次なのかも明確にしてはいない。2次系は何を想定するか記載していないので反応の影響を緩和するかどうか不明。たとえば以下を引用する(高速増殖炉の安全性の評価の考え方平成13年3月29日 原子力安全委員会)より「～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

	<p>活性化等を考慮すること。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して考慮すること。」</p> <p>(5)漏洩検出が容易で信頼性を有しているかどうかは検出システムにも依存するので削除。たとえば以下を引用（同上記図書より）「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ついて考慮すること。」</p>
--	--

◆ 委員意見	
42bis 42-2(1)	<p>「炉心が最大反応度体系ではなく、さらにナトリウムボイド反応度が正でありえることから」→（削除）</p> <p>理由：あえて記述する必要性が不明。</p>
42bis 42-2(2)	<p>「ナトリウムの沸点が高いことにより」→（削除）</p> <p>理由：あえて記述する必要性が不明。</p>
42bis 42-2(3)	<p>「ナトリウムの高い熱伝導性と炉心出入口温度差が大きいことから、」→（削除）</p> <p>理由：あえて記述する必要性が不明。</p>
42bis 42-2(5)	<p>「ナトリウムは不透明な液体であり、視覚による液中での観察及び検査が困難である一方、導電性があり化学的に活性であることから、漏えい検出は容易かつ信頼性を有しているものである。」→（修正案）「漏えい検出は容易かつ信頼性を有しているものとする。」</p> <p>理由：原文は理解できません。</p>

回答（修正案の理由）	
	<p>（全般）</p> <p>⇒teaching text 的なやや詳細な記載があることに関しては、ある程度 SFR の特徴を書き込むことは必要であると考えている（SDC 策定方針で考え方を述べる）。</p> <p>（個別の文書修正について）</p> <p>⇒文書表現については、各位コメントを考慮し、原子力安全委員会「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」を参考に、以下の通り修正する。</p>

修正案	
	<p>クライテリア 42-2:ナトリウムを冷却材として使用する高速炉としてのプラントシステム性能</p> <p>全体のプラントシステムは、以下に示すようなナトリウムを冷却材として使用するナトリウム冷却高速炉の特徴を考慮して設計されなければならない。</p> <p>(1) 炉心が最大反応度体系でなく、さらにナトリウムボイド反応度が炉心中心領域で正でありえることから、原子炉炉心の形状変化やナトリウム沸騰、ガス巻き込みにより、炉心において正の反応度印加と出力及び温度上昇が生じる可能性が有ること。</p> <p>(2) ナトリウムの沸点が高いことにより、十分なサブクール度マージンをもって低圧で</p>

の原子炉冷却システムが可能なこと。

(3) ナトリウムの高い熱伝導性と炉心出入口温度差が大きいことを考慮してから、冷却材の自然循環による残留熱除去が可能なこと。

(4) ナトリウムは化学的に活性で、不透明な液体であり、室温において凝固すること。
~~一方、導電性があり化学的に活性であることから、漏えい検出は容易かつ信頼性を有しているものである。~~

~~(5) ナトリウムは不透明な液体であり、視覚による液中での観察及び検査が困難であること。一方、導電性があり化学的に活性であることから、漏えい検出は容易かつ信頼性を有しているものである。~~

"The overall plant system shall be designed considering characteristics as shown below as a ~~fast reactor using sodium as coolant~~ sodium cooled fast reactor.

"(1) Fast reactor core is not in the most reactive configuration and, furthermore, sodium void reactivity may be positive in the central region of the reactor core, so that positive reactivity may be inserted and the reactor core power and temperature increase due to reactor core configuration deformation, sodium boiling, and gas entrainment."

(2) High boiling temperature of sodium enables the reactor cooling system at low pressure with a sufficient sub-cool temperature margin,

(3) High thermal conductivity of sodium and large temperature rise with high outlet temperature of the coolant in the reactor core enables ~~decay~~ residual heat removal by natural circulation of the coolant.

(4) Sodium is chemically active and opaque, and freezes under atmospheric temperature.

~~(4) Fundamental safety functions of the nuclear power plant shall not be compromised by sodium chemical reactions arising from sodium leak. It shall be designed so that inert gas environment enables to mitigate the sodium leak and ensures the reactor core integrity, and that the secondary coolant system enables to separate the effects of sodium chemical reaction from the reactor core in the primary coolant system. In case of any other design provisions, its appropriateness shall be demonstrated.~~

~~"(5) Sodium is opaque so that submerged visual monitoring and inspection are demanding, whereas sodium is electrically conductive and chemically active so that leak detection is simple and reliable."~~

クライテリア 44：原子炉炉心の構造性能	
原子力発電所の燃料要素と燃料集合体及び補助構造物は、運転状態や過酷事故以外の事故の状態において、十分な冷却を可能にする形状が維持され、また制御棒の挿入が妨げられないように設計しなければならない。	
6.3-2. 支持構造物は、クリープ破断、過大なクリープ変形、クリープ座屈、クリープ疲労のようなクリープ特性を十分に考慮して設計されなければならない。支持構造物の材料は、ナトリウムとの共存性を十分考慮して選択されるべきである。	
6.3-3. 燃料集合体とそれに関連する炉心支持構造物は燃料集合体の誤装荷と冷却材流路閉塞を防止するよう設計されなければならない。また集合体及び炉心支持構造物は、それらの過度の変形により、異常な正の反応度投入が生じないように設計されなければならない。	
6.3-4. 集合体とそれに関連する炉心支持構造物は、CDA において、再臨界による大規模なエネルギー発生を防止するよう設計されなければならない。	

◆ 委員意見	
クライテリア 44 [6.3-4]	具体的に何を意図した追加項目か分からないが、FAIDUS が念頭にあるようにも見えるので、慎重な扱いが必要。prescriptive な手段・設備を前提にするのは避けるべき。

回答	
追加段落	CDA では溶融燃料挙動が重要となることから、CDA の Mitigation を設計上考慮するには炉心構造物(炉内構造物、燃料、炉心支持構造)を対象として要求を考える必要がある。炉心構造物の構造・寸法・形状・材料などを決定する際には、安全評価により Mitigation 特性を有することを確認しつつ設計を進めることが必要であることから、本クライテリアを追加した。また本クライテリアは、FAIDUS のみを念頭としたものではなく、炉心や燃料の固有安全性や集合体構造(例：インターラッパー流の活用)なども含まれる表現としており、具体的にどのような手段をとるかは設計者の選択である。ポイントは、CDA の mitigation を求めている点にある。

◆ 委員意見	
クライテリア 44 6.3-2	6.3-2. 支持構造物は、クリープ破断、過大なクリープ変形、クリープ座屈、クリープ疲労のようなクリープ特性を十分に考慮して設計されなければならない。支持構造物の材料は、ナトリウムとの共存性を十分考慮して選択されるべきである。 ・ 指針レベルの内容。C 4 4 で形状維持の要求があり、これに含まれる。 ・ 構造材と冷却材の共存性についての考慮は高速炉に限定したものではない。特段に注意喚起をするのであれば、他に適当な場所はないか。

回答（修正案の理由）	
追加段落	安全ガイドの内容としても、「高速炉特有の形状維持の要求」を明示する必要があるため、クライテリアとして追加した。また還元環境にあることは「ナトリウム冷却材」の特徴であり、炉心構造設計において特に留意すべき事である。クリープに関する記述は

	やや詳細すぎたことから、簡略化をおこなった。
--	------------------------

◆ 委員意見	
クライテ リア 44 6.3-3	6.3-3. 燃料集合体とそれに関連する炉心支持構造物は燃料集合体の誤装荷と冷却材流 路閉塞を防止するよう設計されなければならない。また集合体及び炉心支持構造物は、 それらの過度の変形により、異常な正の反応度投入が生じないように設計されなければ ならない。 ・ 冷却材流路の確保はC 4 4 で既に述べられおり、重複するので削除できる。 ・ Geometry 変化に伴う投入反応度については、場所的には C45 が適当と思われるが、 既にC 4 5 に同様の意図が書かれている。削除可能ではないか。

回答	
追加段落	流路閉塞防止の要求は、米国商用高速炉:フェルミ炉事故の教訓を反映したものであり、 クライテリアとして必須と考える。また炉心構造の設計に際してはその形状変化を考慮 することが必要であることから、本クライテリアにおいて追記した。

◆ 委員意見	
クライテリ ア 44 [6.3-4]	6.3-4. 集合体とそれに関連する炉心支持構造物は、CDA において、再臨界による大 規模なエネルギー発生を防止するよう設計されなければならない。 ・ SA対策の要求であり、C 2 0 ; DECへ移動する方が適当である。テキストを 再検討し、5.30 に追加してはどうか。

回答	
追加段落	DEC に対する要求がまず始めにあり、それを各系統機器の設計の中へ反映する、とい う論理構造になっている。DEC の要求を、どの系統設計において考慮すべきなのかを 明示するため、本クライテリアに追記している。

◆ 委員意見	
クライテ リア 44 (クライ テリ ア 45)	正の反応度が投入されなければ、過度な変形は許容されるのかという反論が予想され る。他の構造設計に関する要求で「過度の変形」は防止されるのではないか。 また、CDA のシーケンスのスペクトルが広いことから、6.3[-4]の実効性は疑わしい。IVR の要求に止め、本項目は削除してはどうか。関連して、6.6[-3]も削除が妥当と判断する (最大反応度体系を有する炉心設計でなければならない、という要求に帰結しないか)。

◆ 委員意見	
クライテ リア 44 6.3.4	削除 理由：燃料集合体に「再臨界による大規模なエネルギー発生を防止する設計」とあら かじめ規定してしまうと、設計の自由度がなくなると思われる。

回答	
追加段落	正の反応度は高速炉炉心が有する可能性のある特性であり、過度な変形により原子炉の

	<p>安全機能（炉停止、冷却、格納）が損なわれることは許容されない。</p> <p>CDA として具体的に何の事象が設定されるかは、各国規制の固有の選択になると考える。際限無いスペクトルを想定すればその通りであるが、技術的な選択を経た CDA 集合に対しては、第 4 世代炉の安全目標を踏まえ、再臨界による大規模なエネルギー発生を防止することが要求されるべきである。</p> <p>「定格運転状態で最大反応度体系では無い体系」で本クライテリアを満たす解は、幅広い設計選択（プラント出力、炉心・燃料構造、格納機能など）の中で当然ながら存在すると考える。</p>
--	---

◆ 委員意見	
6.3.3	<p>「それらの過度の変形により、異常な正の反応度投入が生じないように設計されなければならない」→過度の変形の想定がわからない。設計基準なのか異常な過渡変化なのか、設計拡張状態を対象とした変形なのか？各条件において防止あるいは影響を緩和すべき対象が変わるかと思う。</p>

回答	
追加段落	<p>最大反応度体系に無いことが要因で、体系形状の変化に伴い正の反応度が入る可能性があることは、運転状態、事故状態を問わず、炉心構造上も注意が図られるべきと考え、本クライテリアに追記している。</p>

◆ 委員意見	
6.3.4	<p>core disruptive accident, とあるが、IAEA は 5.1 で significant degradation of the reactor core との記載があるのでこれに統一すべきではないか？。細かく分ける場合は定義が必要である。大規模なエネルギーの防止は、大規模な程度で何を満たせばいいのかわからない。もともと放射性物質の放出防止（あるいは炉容器内終息）が必要とされているので以下では「著しい炉心損傷事象において、再臨界による大規模なエネルギー発生によって環境への大規模な放射性物質の放出を防止する（あるいは炉容器内終息）ことを十分考慮した設計されなければならない。」（炉容器内終息を必須とする場合は、その必然性を追加する criterion 20 の追加の記載等が必要となる）</p>

回答	
追加段落	<p>core disruptive accident は「Glossary」において定義している。大規模なエネルギーの防止で満たすべき事項は、「SDC に係る主要な論点の整理」でまとめている。</p>

修正案	
追加部分	<p>集合体とそれに関連する炉心支持構造物は、CDA において、再臨界による大規模なエネルギー発生を防止するよう設計されなければならない。</p> <p>6.3-2. 炉心支持構造物は、クリープ破断、過大なクリープ変形、クリープ座屈、クリープ疲労のようなクリープ特性及びを十分に考慮して設計されなければならない。支持構造物の材料のは、ナトリウムとの共存性を十分に考慮して、設計されなければならない選択されるべきである。</p>

	<p>6.3bis. The supporting structures shall be designed with taking due account of the creep properties <u>and</u> such as creep rupture, excessive creep deformation, creep buckling, and creep fatigue. The material for the component of the supporting structures shall be chosen with taking due account of the compatibility with sodium.</p> <p>6.3-3. 燃料集合体とそれに関連する炉心支持構造物は、燃料集合体の誤装荷と冷却材流路閉塞を防止するよう設計されなければならない。また集合体及び炉心支持構造物は、それらの過度の変形により、異常な正の反応度投入が生じないよう設計されなければならない。</p>
--	---

クライテリア 45：原子炉炉心の制御	
原子炉の停止後、燃料の交換中または交換後に生じる状態、ならびに運転時に予想される過渡変化及び炉心損傷を含まない事故の状態から生じる状態を含む、原子力発電所の炉心のすべての状態で生じる中性子束分布は、本来安定したものでなければならない。また、すべての運転状態において、中性子束の分布やレベルを定められた設計限界内に維持するために制御系を働かせることは最小にしなければならない。	
6.4. 炉心内の中性子束分布とその変化を検出する適切な手段を設け、設計限界を超えるような炉心領域がないことを確保しなければならない。	
6.5. 反応度制御装置の設計では、消耗や燃焼度、物理的特性の変化及び気体の発生のような照射の影響を十分に考慮しなければならない。	
6.6. 運転状態及び炉心損傷を含まない事故の状態において、正の最大反応度とその投入による増加率を制限または補償して、結果として原子炉冷却系のどの圧力バウンダリも損傷が回避され、冷却が維持され、ならびにあらゆる炉心の重大な破損が回避されなければならない。	
6.6-2. 運転状態及び炉心損傷を含まない事故の状態において、炉心設計では次の高速炉の特徴を取り扱わねばならない。	
(1) 高速中性子を利用し、高出力密度、高燃焼度であること。	
(2) 燃焼による余剰反応度及び反応度変化はともに小さいこと。	
6.6-3. CDA において再臨界による大規模なエネルギー発生を生じない炉心の核熱特性となるよう設計されなければならない。	
◆ 委員意見	
クライテリア 45	6.6-2. 運転状態及び炉心損傷を含まない事故の状態において、炉心設計では次の高速炉の特徴を取り扱わねばならない。
6.6-2	(1) 高速中性子の利用し、高出力密度、高燃焼度であること、 (2) 燃焼による余剰反応度及び反応度変化はともに小さいこと。 ・ (1)は 6.4 で読める。(2) は 6.5 で読める。本項、全て削除可能。
◆ 委員意見	
クライテリア 45	6.6-2(1)、(2) は必ずしも高速炉で一般的でないので不要。
6.6-2	

回答	
追加段落	本項目は、原子力安全委員会策定の「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」を参照としたもので、高速炉炉心一般の特徴が表わされたものである。SDC として、SFR 特有の事項についての説明は必要である。

◆ 委員意見	
クライテリア 45	6.6-3. CDA において再臨界による大規模なエネルギー発生を生じない炉心の核熱特性となるよう設計されなければならない。
[6.6-3]	・ 本項、6.6 で読める為、全て削除可能。

回答	
追加段落	6.6 は炉心損傷を含まない事故としており、炉心損傷を伴う CDA に対しては、第 4 世代炉であることから DEC における対応が必要と考える。

◆ 委員意見	
クライテリア 45	本要件は炉心の制御であり、他の箇所では中性子計測と制御系の記載である。6.6-3 の記載は現状では炉心の制御の要件ではないと思う。

回答	
追加段落	炉心制御の意味は、熱的・核的な Control により炉心を安定的に運用するということだと考えられる。いわゆる炉心設計では運転寿命中の核的・熱的制限値を逸脱しない炉心構成を求めることから、設計を通じて特性を Control しており、本クライテリアの範疇となる。

◆ 委員意見	
クライテリア 45	再臨界による大規模なエネルギー発生を生じない特性となるように設計されなければならない⇒早期大量放出の原因となる再臨界の可能性が事実上、排除できるように設計されなければならない。(十分高い信頼性を有する場合には、影響緩和による設計対応を容認するため)

回答（修正案の理由）	
追加段落	GIF の安全目標から早期大量放出の可能性はそもそも実質的に排除されるべきものである。即発臨界超過に伴う機械的エネルギー放出により、放射性物質の放出を生じるほどに格納機能が喪失することは避けられるべきであり、クライテリアで要求している。「再臨界」や「エネルギー発生」自体が生じないことを要求しているものではない。

修正案：	
追記部分 (6.6.3 を 6.4 の前 に移動)	設計拡張状態に関して、原子炉の炉心は、CDA において、即発臨界超過に伴う機械的エネルギー放出再臨界による大規模なエネルギー発生を生じない炉心の核熱特性となるよう設計されなければならない。 For the design extension conditions, the reactor core shall be designed to <u>prevent mechanical energy release by super prompt critical</u> characterize neutronics and thermal features to prevent large energetics by re-criticality in the core disruptive accident sequence.

クライテリア 46：原子炉の停止	
原子力発電所の原子炉の運転状態及び事故の状態において原子炉を停止する能力があることと、最も反応度の高い炉心状態において停止状態を維持することができることを確保するための手段がなければならない。	
<u>さらに、設計拡張状態に対して、重大な炉心損傷を防止するため、受動的機構による原子炉停止能力が組み込まれなければならない</u>	
6.7.原子炉の停止手段の有効性、作動速度、及び停止余裕は、燃料に関して定められた設計限界を超えないものでなければならない。	
6.8. この原子炉の停止手段の妥当性を判断する上で、停止手段の一部が操作不能になる（制御棒挿入の失敗のような）可能性や共通原因故障に至る可能性のある、プラント内のあらゆる場所で発生する故障を考慮しなければならない。	
6.9 原子炉を停止するための手段は、多様性を持った少なくとも2つの独立した系統で構成しなければならない。	
6.10 2つの異なる運転停止系のうちの少なくとも1つは単独で、最も反応度が高い炉心状態であっても、十分な余裕と高い信頼度で原子炉を未臨界に維持することができなければならない。	
6.11. この停止手段は、停止状態中、燃料交換作業中、または停止状態中のその他の通常操作もしくは非通常操作での、臨界につながる反応度の予測できる増加が確実に防止される十分なものでなければならない。	
6.12. 与えられたプラント状態において、停止手段が常に定められた状態にあることを確保するための計装を備えなければならない。	

◆ 委員意見	
追記部分	<ul style="list-style-type: none"> ・ SA対策の要求であり、C20；DECへ移動する方が適当と思われる。 ・ 重大な炉心損傷の防止は受動的炉停止機能のみでは実現できず、合わせて炉心からの熱除去を確実にする必要がある。現行テキストを修正加筆するべきである。

◆ 委員意見	
追記部分	DEC に対して passive mechanism が必須要求になっているが、“to the extent practicable”などのフレーズを挿入することは考えられないか。
6.9	diverse が明示的な要求になっており、LWR を念頭に置いている。“diverse and”を削除し”and they shall be diverse to the extent practicable.”などを追記するのはどうか。

◆ 委員意見	
追記部分	設計拡張状態を具体的に提示しないとどの場合に受動安全機能が機能させるか不明。また受動的な機構で炉停止とした場合、どういった炉停止を要求するかがわからない。たとえば以下ではどうか？「さらに後述する多様性をもった少なくとも2つの独立した炉停止系統が作動しない設計拡張状態において、著しい炉心損傷を防止するため、受動的な原子炉停止機構等により原子炉を安全な状態に維持する手段がなければならない。」

◆ 委員意見	
追記部分	受動的機構を敢えて記載する必要性が明確ではないと思う。

◆ 委員意見	
追記部分	<p>「設計拡張状態に対して」と「受動的機構による原子炉停止能力」がどう対応するのか不明。受動的機構を持ち込むことによって具体的に何が良くなるのか、確率論的には意義があるとしてもそれならどのくらい確率を良くするとか、具体的に何をどう良くするのに有効なのか、示せる必要がある。</p> <p>また、受動的機構を担保するための要求条件（どんな検査によって担保するか等）も考えておく必要がある。</p> <p>具体的にはSASSをイメージしていると思われるが、これを実力として期待することは可能と思われるが、設計クライテリアとして要求することは難しいのではないか。</p> <p>更に、追記するのであれば6.7～6.12に追加する要求条件（受動的機構に対する要件等）を追記する必要がある</p>

回答 <“diverse”への要求について>	
6.9 修正なし	<p>IAEA の Glossary (IAEA Safety Glossary 2007Edition) では、“多様性”を下記のように定義している。</p> <p>—多様性—</p> <p>ある機能を果たすための2つ以上の冗長な系統または機器が存在することであって、これらの系統あるいは機器が、共通モード故障を含む共通原因故障の可能性を減ずるように異なる属性を有すること。</p> <p>従って、2つの独立した原子炉停止系において、共通原因故障の可能性を減ずるような異なる属性が各々に具備されていれば、この要求を果たすことは困難ではないと考えられる。</p> <p>例えば、「もんじゅ」の主炉停止系と後備炉停止系における制御棒切離し方法、挿入方法の違い等も多様性を満足させるものと考えられる。</p> <p>以上を踏まえ、今回改訂のベースとした IAEA の DS414 にそもそも記載されている“多様性”に関する原子炉停止系への安全要求を修正する必要はないと考える。</p> <p><参考></p> <p>国内の安全設計審査指針では、原子炉停止系に独立2系統を要求しているが、“多様性”“多重性”を要求する記載はない。但し、原子炉停止系は重要度分類においてMS-1（原子炉の緊急停止機能、未臨界維持機能、原子炉停止系への作動信号の発生機能）、またはPS-1（過剰反応度の印加防止機能）に分類され、特に高い安全機能を有する系統であり、「指針9.信頼性に関する設計上の考慮」に該当していると考えべきである。</p> <p>—指針9.信頼性に関する設計上の考慮—</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、</p>

	<p>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>従って、「多重性と独立性」または「多様性と独立性」が原子炉停止系に要求されている。軽水炉の原子炉停止系としては、制御棒による系とほう酸注入系の2系統があり、「指針.15 原子炉停止系の独立性及び試験可能性」の解説では、これらを原子炉停止系とし、その独立性を認めている。しかし、制御棒による系とほう酸注入系ではその機能を発揮する機会、対象事象が異なり、互いに要求される機能も異なることから多様性には該当しないと考えられる。</p> <p>一方 JNES 作成の「設置許可申請における安全設計の概要（2010 年 4 月 15 日版）」では多様性について以下の解説がある。</p> <p>－「設置許可申請における安全設計の概要（2010 年 4 月 15 日版）」－</p> <p>「多様性」とは、同一の機能を有する異なる性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう。例えば、BWR の場合の制御棒を用いて原子炉を停止する緊急停止系に代わり、原子炉再循環系の再循環ポンプを緊急停止し、原子炉の出力を低下させる機能は、多様性を持つといえる。</p> <p>以上から、軽水炉では制御棒による系とほう酸注入系からなる原子炉停止系のみではなく、他の系統との組み合わせを考慮して多様性を担保していると考えられる。</p>
--	--

<p>回答 <追記部分について></p>	
<p>追記部分 修正なし</p>	<p><受動的機構の必要性></p> <p>自然現象を利用した受動的機構の採用は、その機能を発揮するまでの過程において、人的要因と電源等の支援設備の介在を減らし、要求機能を発揮する蓋然性を高くする。原子炉停止系では、従来の能動的な機構に加えて、このような受動的機構を採用することにより、原子炉停止系の多様性を増し、更なる信頼性向上を図り、クライテリア7の「重大な炉心損傷防止」を達成する手段の1つとする。</p> <p>能動的な原子炉停止系では、独立した系統を例えば2系統から3系統に増やしたとしても、共通要因故障を完全には排除できない。一方受動的機構を用いると、能動的な機構を用いることによる共通要因故障を排除可能となる。</p> <p><「設計拡張状態」と受動的機構による原子炉停止能力の対応></p> <p>受動的機構を組み込むことの要求の背景を下記のとおりとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 能動的な原子炉停止系についてはこれまでに多くの実績があることから、これを基本とする。 ・ これまでと同様に能動的な原子炉停止系として少なくとも2つの独立した系統を要

求する。受動的機構はこの一部に組込まれるか、または新たに1系統を設けることとする。

- ・設計基準事象では、能動的な原子炉停止系2系統同時の不動作を考慮しない。
- ・能動的な原子炉停止系2系統が不動作となる場合は設計拡張状態であり、この状態を防止することを目的として受動的機構を採用する。

なお、受動的機構は能動的な原子炉停止系における ATWS（異常な過渡変化時のスクラム不動作事象）への対応を想定しているが、他の要件と同様に、対応する設計拡張状態の事象を限定するような記載は省いた。

<受動的機構に対する要件について>

受動的機構に限定した要件としては、下記事項が挙げられる。いずれも追記部分で理解できる又は自明な事項であり、現状は要件として記載していない。

- ・炉心の異常に伴う自然現象を利用した受動的機構により、炉心の異常時においても重大な炉心損傷を防止することが可能な設計とすること。また受動的機構を設置することにより、他の原子炉停止系の停止能力に悪影響を及ぼさないこと。
- ・原子炉停止系は、設計拡張状態においては、崩壊熱除去系とあいまって炉心冷却性を維持しつつ速やかに炉心を未臨界にすること、また未臨界を維持することを、可能な設計とすること。

<受動的機構を採用するための課題>

受動的機構を採用するための課題を以下に挙げる。

- ・受動的機構の機能維持、健全性を評価するための試験、検査方法の妥当性確認が必要。
- ・原子炉停止系の信頼性を判定する方法としては、単一故障基準等の決定論的指標に加えて、ATWS 事象の発生頻度を評価する方法が適用できる。これにより、受動的機構を用いることが、原子炉停止系に対する信頼性向上に寄与していることを確率的に立証する必要がある。
- ・受動的機構を利用した原子炉停止系の炉停止能力、状態把握（動作状態の確認）及び試験・検査性については、海外各国で採用する受動的機構により異なることから議論となる可能性がある。

<当該要件の記載場所について>

DEC への要求（クライテリア 20）に対して、それを達成するための一つの手段を受動的炉停止機構とし、原子炉停止系に記載している。

クライテリア 47：原子炉冷却材系の設計	
原子力発電所の原子炉冷却材系の機器は、不適切な材料品質、不十分な設計基準、不適当な検査能力もしくは不適切な製作品質による欠陥のリスクが最小になるように、設計し建造されなければならない。	
設計拡張状態として想定される事象に対し、損傷炉心物質を原子炉容器の内部で保持及び冷却されるように対策されなければならない。	

◆ 委員意見	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ S A対策の要求であり、C 2 0 ; D E Cへ移動する方が適当と思われる。 ・ 損傷炉心（デブリ）の冷却を明示するのであれば、5.27へ加筆しては如何か（下に提案する）。 ・ デブリの冷却機能とデブリの炉容器内保持機能を同時に炉心冷却系に求めているが、後者は格納要件であり炉心冷却系に求めるのは不適切である。 ・ デブリの保持機能は格納容器（C V）で充分ではないか。デブリ対策要求をC V要件へ移動することを提案する。 <p>5.27. An analysis of design extension conditions for the plant shall be performed . The main technical objective of considering the design extension conditions is to provide assurance that the design of the plant is such as to prevent and/or to mitigate, as far as reasonably practicable, accident conditions not considered as design basis accident conditions. This might require additional safety features for design extension conditions, or extension of the capability of safety systems to maintain the integrity of the containment. These additional safety features or this extension of the capability of safety systems shall be such as to ensure the capability for managing accident conditions in which there is a significant amount of radioactive material in the containment (including radioactive material resulting from severe degradation of the reactor core). The plant shall be designed so that it can be brought into a controlled state, <u>removal of heat from the core and core debris can be maintained</u> and the containment function can be maintained, with the result that significant radioactive releases would be practically eliminated (see footnote 1). The effectiveness of provisions to ensure the functionality of the containment could be analyzed on the basis of the best estimate approach.</p>

◆ 委員意見	
朱書き部	「設計拡張状態として想定される事象・・保持及び冷却されるように対策されなければならない」は、51の残留熱除去へ移動した方がよい。（エディトリアル）

◆ 委員意見	
朱書き部	これを追加するのであれば、これに対応する6.0の項目が下に必要になるのではないか。

◆ 委員意見	
全般	要件が原子炉冷却系についての記載と思われるので、1次系に限定したほうがわかりやすい。その場合中間冷却系も追記する項目があれば要件を増やして追記する。

回答（修正案の理由）	
	<p>①⇒DEC を考慮することを、まずは criterion20 に記載した上で、それを各設計の中へ反映するという論理構造となっており、原子炉冷却材系に対する要求として、該当部に「損傷炉心物質の保持及び冷却」を特記している。ただし、「論点の整理」に示す主旨に従い修正する。</p> <p>②⇒より詳細な要求（例えば受皿など）を追記していくと、設計を特定することに繋がると考え、性能規定レベルである現状の表現に留めている。</p> <p>③⇒DS414 のオリジナルで、「原子炉冷却材系」の定義の中に、浄化設備や崩壊熱除去系が含まれる構成になっており、これに従うと 2 次冷却系も原子炉冷却材系に含まれることになることから、現状の構成としている。</p> <p>（当初は 2 次冷却系を別項目とすることを考えたが、その場合、関連して 1 次冷却系と重複した要求を別途記載しなくてはならない等のデメリットも生じるため、現状のような記載としたという経緯がある）</p> <p>今後、本委員会における各委員の意見を集約して、必要に応じ改訂を検討する。</p>

修正案	
追記部分	<p>（旧記載）</p> <p>設計拡張状態として想定される事象に対し、損傷炉心物質を原子炉容器の内部で保持及び冷却されるように対策されなければならない。</p> <p>Provision against postulated design extension conditions shall be made to retain and provide cooling degraded reactor core materials inside the reactor vessel.</p> <p>（新記載）</p> <p>原子炉冷却材バウンダリを構成する機器は、設計拡張状態として想定される炉停止失敗事象に対し、バウンダリ機能が維持されるように対策されなければならない。</p> <p>The components which constitute the reactor coolant boundary shall be made to maintain the boundary function against anticipated transient without scram events postulated as design extension condition.</p>

クライテリア 47：原子炉冷却材系の設計	
6.14. 原子炉冷却材バウンダリの設計は、欠陥がほとんど発生することがないようにしなくてはならず、また発生した欠陥はすべて、 <u>冷却材漏えい欠陥</u> をタイムリーに検出できるように、速い亀裂伝播と不安定な破壊になりにくい形状内を伝播するように設計しなければならない。	
6.14-2. ナトリウムの自由表面を含むナトリウムが充填された機器のカバーガスは、不活性ガスであること、またカバーガスのバウンダリは密封構造であること。原子炉冷却材バウンダリとカバーガスバウンダリは、放射性物質の放出に対して障壁として閉じた構造に設計されなければならない。	

◆ 委員意見	
6.14-2	6.13 と重複しているので削除。 Inert gas shall be used as a cover gas in sodium-filled components to prevent chemical reaction at the free surface of sodium, and the boundary of the cover gas shall be leak tight configuration. The reactor coolant boundary and the cover gas boundary shall be designed to be closed as a barrier against radioactive materials release.

◆ 委員意見	
6.14-1	“flaw”を単に coolant leakage に変更しただけでは、文章のロジックがつながっていない。LBB 念頭にきちんと記述すべき。

◆ 委員意見	
6.14-2	原子炉冷却材であるナトリウムの・・・

回答（修正案の理由）	
	①⇒6.13 は“1次冷却材”の閉じ込めに関する要求となっている。1次冷却材バウンダリ（冷却材バウンダリ＋カバーガスバウンダリ）の構成が軽水炉とは異なる SFR 特有の設計を念頭に、注意喚起の意味で、“カバーガス”に対する閉じ込めの要求をここに追記している。 ②⇒LBB の概念に合わせて修正する。 ③⇒クライテリア 47 自体が原子炉冷却材系に対する要求項目であり、自明であることからこのままとする。

回答（修正案の理由）	
	クライテリア 29 ⇒クライテリア 29 で記載していた内容をここで記載する。

修正案	
	6.14. 原子炉冷却材バウンダリの設計は、欠陥がほとんど発生することがないようにしなくてはならず、 また発生した欠陥はすべて、 冷却材漏えい欠陥をタイムリーに検出できるように、また、発生した亀裂の成長と貫通を想定しても不安定破壊しない <u>速い亀裂</u>

~~伝播と不安定な破壊になりにくい形状内を伝播するように設計しなければならない。~~

6.14-2. 冷却材バウンダリの検査方法として、連続リーク監視を用いるためには、以下の条件が満たされなければならない。

-破断前漏えい (LBB)手法が設計において適用されていること。

-プラント通常運転の維持に十分な程度に、ナトリウム漏洩が検出可能なこと。

6.14-3.ナトリウムの自由表面を含むナトリウムが充填された機器のカバーガスは、不活性ガスであること、またカバーガスのバウンダリは密封構造であること。原子炉冷却材バウンダリとカバーガスバウンダリは、放射性物質の放出に対して障壁として閉じた構造に設計されなければならない。

6.14. The design of the reactor coolant boundary shall be such that flaws are very unlikely to be initiated, and so ~~as that any flaws that are initiated would propagate in a regime of high resistance to unstable fracture and to fast crack propagation,~~ to permit the timely detection of coolant leakage and to prevent unstable fracture even in assuming flaw growth and penetration.

6.14bis. In order to apply continuous leak monitoring as a inspection method for the coolant boundary, following condition shall be fulfilled.

- Leak Before Break (LBB) approach is approved for the designs, and

- sodium leak is detectable enough to maintain the plant normal operation.

6.14~~ter~~bis. Inert gas shall be used as a cover gas in sodium-filled components to prevent chemical reaction at the free surface of sodium, and the boundary of the cover gas shall be leak tight configuration. The reactor coolant boundary and the cover gas boundary shall be designed to be closed as a barrier against radioactive materials release.

クライテリア 47：原子炉冷却材系の設計	
6.15. 原子炉冷却材系の設計は、原子炉冷却材圧力バウンダリの機器が脆化を示す可能性があるような、プラント状態がないことを確保するように設計しなければならない。	
6.15-2. 原子炉冷却系の構成要素は、クリープ破断、過大なクリープ変形、クリープ座屈、及びクリープ疲労などのクリープ特性を考慮して設計されなければならない。原子炉冷却系の構成要素の材料は、ナトリウムとの共存性を持つように考慮して選択されなければならない。耐震設計についても構造的特徴（低圧・高温下の薄肉構造）を考慮に入れ、注意を払う必要がある。	
6.15-3. 原子炉冷却系は、原子炉冷却系の機器の成立性に影響を与える可能性のある、流動及び熱的な外乱、流れに起因する振動を、制限するように設計されなければならない。	

◆ 委員意見	
6.15-2	<ul style="list-style-type: none"> ・高速炉で特段にクリープ特性への注意喚起が必要であれば、第 5 章（設計一般）に書くことも考えられるが、内容的には指針レベル。 ・異種材料の共存を考慮することは設計の基本であり、高速炉特有ではないので削除。 ・地震への考慮は 5.17 外部ハザードに既に有るので削除。
6.15-3	・如何なる熱流動外乱及び流力振動をも制限するような設計は不可能ではないか。加えて、内容的には指針レベルと思う。削除を要求。

◆ 委員意見	
6.15-2	耐震設計の記述が唐突に思える。

◆ 委員意見	
6.15	「脆化を生じない」のは不可能で、脆化を生じても健全性を証明できる範囲に抑えているのが実情なので修正必要

回答（修正案の理由）	
	<p>①⇒teaching text 的なやや詳細な記載があることに関しては、ある程度 SFR の特徴を書き込むことは必要であると考えている（SDC 策定方針で考え方を述べる）。 ⇒6.15-2 は、高温クリープ等に関する注意喚起を目的として、現状のような記載としたが、ご指摘の通り書き過ぎの感があるため簡易化する。</p> <p>②⇒ご指摘の点は、他部分の記載も考慮し、反映方法について別途検討する。</p>

修正案	
	6.15-2. 原子炉冷却系の構成要素は、 クリープ破断、過大なクリープ変形、クリープ座屈、及びクリープ疲労などのクリープ特性を考慮して設計されなければならない。原子炉冷却系の構成要素の材料は、ナトリウムとの共存性を持つように考慮して選択されなければならない。耐震設計についても構造的特徴（低圧・高温下の薄肉構造） であることを考慮に入れ、注意を払う必要がある。 <u>した設計としなければならない。</u>

	6.15bis. The components of the reactor coolant system shall be designed with taking account of creep properties, its compatibility with sodium and thin-walled structure under low pressure and high temperature conditions.
--	--

クライテリア 47：原子炉冷却材系の設計	
6.16. ポンプの羽根車と弁の部品のような、原子炉冷却材圧力バウンダリ内に收容されている機器の設計は、供用中に発生する可能性のある劣化に対するしかるべき余裕を持って、すべての運転状態と設計基準事故の状態において、それ自身の故障の可能性と安全上重要な1次冷却材系のその他の機器への間接的な損傷の可能性を最小にするようなものでなければならない。	
6.16-2. ナトリウム火災及びナトリウム-水/水蒸気反応への対応のため、2次冷却系は下記の事項に留意して設計されなければならない。	
(1) 2次冷却材バウンダリから想定されるナトリウム漏えいの場合、ナトリウム漏えいの検出と影響緩和のための対策が準備されなければならない。	
(2) ナトリウム-水やナトリウム-水蒸気の熱交換システムが使用される場合は、水/水蒸気漏えい事故を検知し、破損の伝播を制御し、さらに事故影響を緩和するよう、対策が準備されなければならない。設計拡張状態として激しいナトリウム-水/水蒸気反応を伴う場合でも、原子炉の基本的な安全機能が維持されること。	

◆ 委員意見	
6.16-2	これらはI & Cシステム等に入れるほうが適当。C 5 9では既にR C Sからのリーク計測が読み取れるので、C 5 9へ入れる場合は適宜文書修正が必要。

◆ 委員意見	
6.16-2	設計拡張状態に区分されるナトリウム-水/水蒸気反応をある程度想定したうえでの記述か。

◆ 委員意見	
6.16-2	二次冷却系の存在を前提とする書き方が適切かどうか（性能規定との関係）。関連してSGを格納容器外において良い考え方を示す必要はないのか。

◆ 委員意見	
6.16-2	中間冷却系（2次ナトリウム）は別に記載。また中間冷却系をナトリウム以外の冷却材を用いることも想定されるため、それを考慮した記載に修正する。

◆ 委員意見	
6.16-2(2)	「原子炉の基本的な安全機能が維持されること」→（修正案）「原子炉の冷却機能が維持されること」 理由：「基本的な安全機能」の定義があいまい。

回答（修正案の理由）	
	①⇒2次冷却系設計（原子炉冷却材系の一部）の留意点としての記載であるため、記載場所としてはこのままとしたいと考えているが、2次冷却系のクライテリアに係る本委員会の議論等も踏まえ、必要に応じ変更について検討する。

	<p>②⇒設計拡張状態を想定した記載としている。想定する事故の規模に関しては、SG 設計への依存性が高いため陽には記載せず、現状の表現に留めている。ナトリウム漏えいについても同様の記述を追加する。</p> <p>③⇒2次冷却系は、現状の SFR では標準として国際的に取り入れられているものであるため、まずはこれをベースとした記載としている。2次冷却系なしの設計に関しては、GIF での各国の意見等を踏まえ、例外規定として別途記載するなど、今後対応を検討する。</p> <p>④⇒DS414 のオリジナルで、「原子炉冷却材系」の定義の中に、浄化設備や崩壊熱除去系が含まれる構成になっており、これに従うと2次冷却系も原子炉冷却材系に含まれることになることから、現状の構成としている。</p> <p style="padding-left: 40px;">(当初は2次冷却系を別項目とすることを考えたが、その場合、関連して1次冷却系と重複した要求を別途記載しなくてはならない等のデメリットも生じるため、現状のような記載としたという経緯がある)</p> <p style="padding-left: 40px;">今後、本委員会における各委員の意見を集約して、必要に応じ改訂を検討する。</p> <p>⑤⇒criterion4 にて、基本的な安全機能は「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」であると定義されているため、この表現を流用している。冷却機能だけではなく、「止める」や「閉じ込める」に対しても機能維持することを要求するため、現状の記載が適当であるとする。criterion4 では、Fundamental safety functions としているので用語を統一する。</p>
--	---

修正案	
6.16-2	<p>(1) 2次冷却材バウンダリから想定されるナトリウム漏えいの場合、ナトリウム漏えいの検出と影響緩和のための対策が準備されなければならない。設計拡張状態として大規模なナトリウム漏えいを伴う場合でも、原子炉の基本的な安全機能が維持されなくてはならない。</p> <p>(1) To detect of sodium leaks and to mitigate the consequence of sodium combustion in case of postulated sodium leaks from the secondary coolant boundary. <u>The fundamental safety functions shall be maintained under severe sodium leak events considered in the design extension conditions.</u></p>
6.16-2 (表現の 適正化)	<p>(2) To detect the water/steam leak, to control the leak propagation, and to mitigate the leak accident, if sodium-water or sodium-steam heat exchange system is used. Nuclear <u>The fundamental</u> safety functions shall be maintained under severe sodium-water and sodium-steam reaction events considered in the design extension conditions.</p>

クライテリア 48：原子炉冷却材バウンダリの超過圧力防護	
圧力逃がし装置が作動して、原子炉冷却材系の圧力バウンダリの過圧を防止する対策を講じて、原子力発電所からの放射性物質が環境へ直接放出されないようにしなければならない。	

◆ 委員意見	
	タイトル中の pressure は削除。具体的に重要度の高い装置があるわけでもないと考えられ、本 Criterion を削除することは可能ではないか。

◆ 委員意見	
	高速炉の案件ではないので修正が必要。たとえば下記では？「運転中及び異常な過渡変化及び事故にいて、原子炉冷却材バウンダリの健全性が脅かされる可能性のある加圧に関しては、圧力逃し装置等が作動して（以下同文）・・・・」

回答	
	SFR では、系統加圧は必ずしも必要としない（JSFR ではポンプキャビテーション防止等のため微加圧）が、カバーガス制御系の故障や CDA による圧力上昇時などには、圧力逃がし装置（カバーガス安全弁等）による制御が必要となる局面もあるため、DS414 の原文を残しておくことに問題はないと考えている。

クライテリア 49：原子炉冷却材の液位インベントリ

原子炉冷却材の容積変化と漏えいを十分考慮して、その液位インベントリ、温度、圧力を制御するための対策を講じ、あらゆる原子力発電所の運転状態において定められた設計限界を超えないことを確保しなければならない。

ガードベッセル及び外管は、1次冷却系ナトリウムの漏えい時において、1次冷却系循環に必要な液位を維持するために備え付けられなければならない。この目的のため、1次系配管の幾何学的配置により、配管損傷の際のナトリウム漏洩量を軽減化しなければならない。

◆ 委員意見

冷却材 Level より Inventory の方が一般的であり、原文維持の方が良い。一次冷却系の冷却材循環要求を此処に含めては如何でしょうか。

提案部分：

一次冷却系は、配管の配置を含めて、運転状態及び事故状態に於いて炉心冷却材の循環による熱除去を確実にするために必要な冷却材を維持するように設計されなければならない。

◆ 委員意見

冷却材の液位確保が問題になる状況においても崩壊熱除去が可能であることを明示的に要求する必要はないか？

◆ 委員意見

1次系の漏えいは事故であり、Criterion 52 あたりに移すべきではないか。（質問：2つ目の文章中の piping arrangements は何を指しているのか。容積制限？）

◆ 委員意見

「ナトリウム漏洩量を軽減化しなければならない。」は、液位確保の観点からは、「ナトリウム漏洩量を制限しなければならない。」の方が適切と考える。（「軽減化」は、ナトリウム火災の観点からと考える。）

◆ 委員意見

ガードベッセル、外管の必要性について、漏洩時の化学反応等に由来するクリフエッジ効果の排除の点からもいうべきでは？

◆ 委員意見

ガードベッセルと外管は、手段なのでそれへの要求とはしない。1次冷却材は原子炉冷却材に変更。配管配置等はループ固有であって、液位維持方策の手法まで限定する必要はない。たとえば下記では？

「原子炉冷却系バウンダリから冷却材が漏えいした場合、1次冷却系循環に必要な液位を維持するための手段を講じなければならない。」

回答（修正案の理由）	
	<p>①⇒軽水炉（DS414）では LOCA 時の減圧膨張なども踏まえ、“インベントリ”という表現がされていると考えられるが、低圧系で沸点の高い SFR では、冷却材の循環に必要な液位の維持が、安全上重要となるため、あえて“液位”という表現に変更したという経緯がある。</p> <p>②⇒それ以外のご指摘については、反映して文章を修正する。</p> <p>③⇒現状は、ガードベッセル（外管）により、1 次冷却材漏えい時に必要液位を確保することについては陽に要求しているが、ご指摘の点に相当する（と考えられる）2 重バウンダリ破損時の液位確保に関しては記載していない。これは「論点の整理」で別途示す通り、DEC としても 2 重バウンダリ破損は想定外とすることを前提としているためである。本件については、本委員会の議論等を踏まえ、必要に応じ追記について検討する。</p> <p>④⇒「原子炉冷却材の液位」に関する要求であるため、現状は本項目にて記載している。</p> <p>⑤⇒piping arrangements は、容積制限のことを意図して記載している。</p> <p>⑥⇒拝承</p> <p>⑦⇒「原子炉冷却材の液位」に関する要件としているため、ここでは化学反応については記載していないが、1 次冷却材漏えい時の化学反応対策に関しては、別途追記を検討する。</p> <p>⑧⇒ガードベッセルは、現状の SFR では標準として国際的に取り入れられているものであるため、まずはこれをベースとした記載としている。本委員会や GIF における議論を踏まえ、必要に応じ変更について検討する。</p>

修正案	
	<p>冷却材循環による熱除去を確実にするため、原子炉冷却材の容積変化と漏えいを十分考慮して、その液位インベントリ、温度、圧力を制御するための対策を講じ、あらゆる原子力発電所の運転状態において定められた設計限界を超えないことを確保しなければならない。</p> <p>ガードベッセル及び外管は、1 次冷却系ナトリウムの漏えい時において、残留熱除去 1 次冷却系循環に必要な液位を維持するために備え付けられなければならない。この目的のため、1 次系配管の幾何学的配置により、配管損傷の際のナトリウム漏洩量を軽減化しなければならない。</p> <p>"Provision shall be made for controlling the level inventory, temperature and pressure of the reactor coolant to ensure that specified design limits are not exceeded in any operational conditions, with taking due account of volumetric changes and leakage <u>for ensuring heat removal by coolant circulation.</u>"</p> <p>Guard vessels and guard pipes shall be equipped to maintain the sodium surface level of the primary coolant system necessary for coolant circulation <u>residual heat removal</u> under the</p>

	sodium leak accident at the primary coolant system. Provision shall be made for piping arrangements of the primary coolant system to reduce the amount of sodium leak in case of the failure of primary coolant system piping.
--	--

クライテリア 50：原子炉冷却材の浄化	
放射化した腐食生成物と燃料からの核分裂生成物やナトリウム化合物、及び非放射性の物質を含む放射性の物質を、原子炉冷却材から除去するための適切な設備を原子力発電所に設置しなければならない。	
6.17. 必要なプラントの系統の能力は、プラントが合理的に達成可能な限り低い系統の放射能レベルで運転できることを確保するため、ならびに放射性物質の放出が合理的に達成可能な限り低くという要件と、放出の許可された限度以下を満たすことを確保するために、保守的な余裕をもって、燃料の許容漏えい量に関する定められた設計限界に基づかなければならない。	
6.17-2. ナトリウム中の不純物の濃度は、炉心燃料の材料と原子炉冷却システムの機器の過度の腐食を防ぐために、制限値内に制御されなければならない。	

◆ 委員意見	
6.17-2	<p>Coolant/reactor coolant/sodium について、用語の統一が望ましい。ここでは coolant/reactor coolant の方が適当。</p> <p>Concentration of impurities in <u>reactor coolant sodium</u> shall be controlled within the limit value in order to prevent excessive corrosion of materials of core fuel and the components in the reactor coolant system.</p>

◆ 委員意見	
6.17-2	「腐食」だけでなく、「閉塞」防止の観点からも必要と考える。

回答（修正案の理由）	
	<p>①⇒基本的には、「ナトリウムとしての特性に着目しているか」、「冷却材としての特性に着目しているか」で区別したいと考えている。必ずしも統一的に扱っていない部分については、適宜見直しを行っていく。全てに sodium coolant と記載することも一案であるため、今後の調整項目とする。</p> <p>②⇒拝承</p>

修正案	
	<p>6.17-2. ナトリウム中の不純物の濃度は、炉心燃料の材料と原子炉冷却システムの機器の過度の腐食や流路閉塞を防ぐために、制限値内に制御されなければならない。</p> <p>6.17bis Concentration of impurities in sodium shall be controlled within the limit value in order to prevent excessive corrosion <u>and channel blockage</u> of materials of core fuel and the components in the reactor coolant system.</p>

クライテリア 51：炉心からの残留熱除去	
燃料、原子炉冷却材圧力バウンダリ、及び安全上重要な構築物の設計限界を超えないように、原子力発電所の停止状態の炉心から残留熱を取り除く手段を設置しなければならない。	
6.17-3. 崩壊熱除去系は、下記の点に留意して設計させなければならない。	
(1) 独立性、多重性、多様性をもつこと、	
(2) 冷却材循環喪失を引き起こす可能性のあるナトリウム凍結を防止すること、	
(3) 想定されるナトリウム漏洩事象に対して、適切な検知手段と緩和対策が提供されること。	

◆ 委員意見	
	(1) は多様で複数の「余熱除去系」を持ちそれらが物理的に独立していることを要求しているが、この解釈で良いか。 (2) は自明であり不要。 (3) は既に 5.16 にあり重複しているので不要。

◆ 委員意見	
	「独立性、多重性、多様性」の全てをもつことによって何が担保されるのかが重要。これで共通要因での機能喪失が担保されるわけではないとするなら、「外的事象も含めた共通要因での機能喪失に至らない」という条件にすべきではないか

◆ 委員意見	
	冷却材の液位確保が問題になる状況においても崩壊熱除去が可能であることを明示的に要求する必要はないか？

◆ 委員意見	
	Decay heat⇒ residual heat ? (1)の diversity は、diverse to the extent practicable などの形に修正した方が良い。6.19 には”suitable redundancy and diversity”の表現もあり、参考になるかも知れない。(3)は事故時の要求であり、上の”under operational states”と不整合になるので、これも Criterion 52 の 6.19bis あたりに移すべきではないか。

◆ 委員意見	
	51 には 52 も考慮して主要な残留熱除去システムを記載し、52 の要件は削除したほうがわかりやすいと思う。具体的には、たとえば下記。 「燃料、原子炉冷却材バウンダリ、及び安全上重要な構築物の設計限界を超えないように、原子力発電所の停止状態の炉心から残留熱を取り除く手段を設置しなければならない。+原子炉冷却材漏えい事故を含む、原子力発電所の事故の状態下で燃料の冷却を復旧しかつ維持するために、炉心を冷却する手段を設置しなければならない。」
	6.17-3→6.18-1 同文 (1) (このままでもよいが日本語は“と”が必要。安全系は独立性と多重性は必要なので原子炉停止系と同じく多様性だけ記載して、多重性、独立性の観点から原子炉停止系の

	<p>6.8 を修正して追記することもできる)</p> <p>(2) 「基本的な安全機能喪失につながる・・・(重要なナトリウム凍結の防止)」。</p> <p>6.18(1) 「原子炉冷却材漏えい事故を含む原子炉の事故状態下で、被覆管や燃料・・・」 +(2)</p> <p>6.19-2、事故に全交流電源喪失を含めるのか？事故状態すべてに受動的熱除去能力を求めるのはなぜか？といった問題があり、以下ではどうか</p> <p>「全交流電源喪失においても、多様な系統のうちひとつは燃料及び冷却材バウンダリ の設計限界を超えない(炉心損傷の防止?)よう冷却可能な設計とすること」(6.19-2 は 要求が不明確。明確に記載する必要がある)</p> <p>「設計拡張状態において、著しい炉心損傷を防止するため、受動的な熱除去能力を付加 することにより原子炉を安全な状態に維持すること。」(ここでの設計拡張状態は明確に すべき)</p>
--	--

回答(修正案の理由)	
	<p>①</p> <p>⇒(1)ご指摘の通りであり、福島事故を教訓として、崩壊熱除去機能については特に 安全性強化を図るべきと考え、現状の記載とした。</p> <p>⇒(2)長期間に渡る崩壊熱除去時には、出力運転時とは異なり、凍結というリスクが 発生することを注意喚起する意味で記載しており、このままとしたい。</p> <p>⇒(3) ナトリウムの化学反応を考慮することを、まずは criterion17 (5.16) に記載し た上で、それを各設計の中へ反映するという論理構造となっており、残留熱除 去系に対する要求として、該当部を記載している。</p> <p>②</p> <p>⇒「独立性、多重性、多様性」の表現に関しては、別途作成する「論点の整理」にて 回答する。</p> <p>⇒「外的事象も含めた共通要因での機能喪失に至らない」の追記については反映する。</p> <p>③</p> <p>⇒クライテリア 49 (原子炉冷却材の液位) にて回答する。</p> <p>④</p> <p>⇒residual heat に統一する。</p> <p>⇒“実行可能な範囲で”という表現については、本委員会における議論を考慮し、必要 に応じ追記する。</p> <p>⑤</p> <p>⇒クライテリア 51 では残留熱除去系の設計に関する要件を記載し、クライテリア 52 では事故時の冷却機能に関する要件を記載する構成としており、現状は分割してい る。これは、DS414 オリジナルの構成をなるべく壊さないためという理由もある。 クライテリア 51、52 を統合することについては、本委員会における議論等を考慮 し、今後検討する。ご指摘の記載修正についても、上記の変更と合わせての検討課 題とする。</p>

修正案

クライテリア 51：炉心からの残留熱除去

燃料、原子炉冷却材圧力バウンダリ、及び安全上重要な構築物の設計限界を超えないように、原子力発電所の停止状態の炉心から残留熱を取り除く手段を設置しなければならない。

6.17-3. 崩壊熱除去系は、下記の点に留意して設計されなければならない。

~~(1) 独立性、多重性、多様性をもつこと、~~

(1) 外的事象も含めた共通要因故障で機能喪失に至らないよう、冗長性及び実用上可能な限り多様性をもつこと、

(2) 冷却材循環喪失を引き起こす可能性のあるナトリウム凍結を防止すること、

(3) 想定されるナトリウム漏洩事象に対して、適切な検知手段と緩和対策が提供されること。

"Means shall be provided for the removal of residual heat from the reactor core in the shutdown state of the nuclear power plant such that the design limits for fuel, the reactor coolant ~~pressure~~ boundary and structures important to safety are not exceeded.

"

6.17ter. The decay heat ~~removal~~ residual system for the cooling of reactor core under operational states shall be designed as follows:

~~(1) To provide independency, redundaney, and diversity,~~

(1) To provide redundaney and diversity as far as practicable for suppressing common cause failure including external events.

(2) To prevent sodium freezing to avoid blockage of coolant circulation, and

(3) To provide detection and mitigation measures against postulated sodium leak events.

クライテリア 52 : 緊急時炉心冷却	
一次冷却材系のバウンダリの健全性が維持できない場合でも、原子力発電所の事故の状態下で燃料の冷却を復旧しかつ維持するために、炉心を冷却する手段を設置しなければならない。	
6.18. 炉心を冷却するための手段は次の事項を確保するようなものでなければならない。	
(1) 被覆管や燃料の健全性に関する限界パラメータ（例えば温度）を超えない。	
(2) 原子炉冷却材バウンダリのための制限パラメータを超えない。	
(2) 可能性のある化学反応は許容レベルに保たれる。	
(3) 炉心冷却手段が有効に働き、燃料と炉心内で起こりうる変化に対しても効果がある。	
(4) 炉心冷却が十分な時間確保される。	
6.19. パラグラフ 6.18 の要件は、設計結果（漏えい検出系統、適切な相互連結及び隔離能力のような）と適切な冗長性及び多様性が、それぞれの想定起因事象に対して十分な信頼性をもって、満たされなければならない。	
6.19-2. 事故状態における炉心冷却のため、崩壊熱除去系は、以下の事項に留意して設計されなければならない。	
(1) 全交流電源喪失状態でも原子炉冷却が可能なこと、	
(2) 受動的熱除去能力を活用すること。	

◆ 委員意見	
6.19-2	6.19-2(1)で、時間的概念はないのか（72 時間とか）。

◆ 委員意見	
6.19-2	(直流電源喪失を含む)全電源喪失でなく、全交流電源喪失時の冷却性に関する要件でよいか。

◆ 委員意見	
6.19-2	(1)の loss of all AC power について、何か工夫して継続時間について触れる必要はないか。(無限時間ととられるのは問題ないか。)

◆ 委員意見	
6.18(4)	削除はしない。 理由：削除する理由が不明。

◆ 委員意見	
	交流電源が DBE の範疇で不要とできる設計であっても、自然循環時の運転制御パラメータ監視やダンパーなどの制御のために必要となる直流電源を充電できる緊急交流電源を、直流電源の維持期間以内に確保できる設計としておくことが必要。 直流電源の維持期間は、上記の緊急交流電源あるいは電源車などによる給電に必要な時間（8 時間程度が目安？あるいは今般の事故を踏まえて 72 時間とするか、福島事故の分析をしておく必要がある）。

回答（修正案の理由）	
	<p>① ⇒SBO の継続時間に関しては、各国規制マターと考え、SDC の中で具体的な数字に踏み込むことはしない方針としている。</p> <p>② ⇒TBO（Total Black Out）については、SBO（Station Black Out）後にバッテリー（無停電電源装置）を使い切った後は考慮すべきと考えるが、福島事故の状況を鑑みても即時 TBO は発生しておらず、SDC としてはまずは SBO への対応を要求することで良いと考える。非常用電源の多様化、多重化については、別途クライテリア 68 において、従来（DS414 オリジナル）よりも踏み込んだ共通要因故障対策を行うよう要求する。</p> <p>③ ⇒拝承</p>

修正案	
6.18	<p>(4)炉心冷却が十分な時間確保される。</p> <p>↓</p> <p>(3)炉心冷却が十分な時間確保される。</p>
6.19-2	<p>6.19-2. 事故状態における炉心冷却のため、崩壊熱<u>残留熱</u>除去系は、以下の事項に留意して設計されなければならない。</p> <p>(1) 全交流電源喪失状態でも原子炉炉心冷却が可能なこと、</p> <p>(2) 受動的熱除去能力を活用すること。</p> <p>6.19bis. For the accident conditions, the decay <u>residual</u> heat removal system shall be designed:</p> <p>(1) To enable reactor core cooling even under loss of all AC power supply condition, and</p> <p>(2) To utilize passive heat removal capability,</p>

クライテリア 53：最終的な熱の逃がし場への熱輸送	
残留熱を原子力発電所の安全上重要な機器から最終的な熱の逃がし場へ輸送する系統を設けなければならない。この機能は、すべてのプラント状態において、高い信頼性をもって遂行されなければならない。	
設計拡張状態への対応として、最終的な熱の逃がし場に多様性を持たせるよう、熱輸送の系統が設けられなければならない。	

◆ 委員意見	
	DEC のみに対して、diversity を要求するのか。従来の AM のための heat sink をイメージしているのか。考え方を明かにして欲しい。いずれにしても、”to the extent practicable” などのフレーズを挿入した方が良いのではないか。

◆ 委員意見	
	設計拡張状態への対応として=>外部ハザード等による共通要因故障に対する対応等、具体的文言を入れるのはどうか。

◆ 委員意見	
	最終的なヒートシンクに多様性を持たせるという記述は、前文は注意してみると最終的なヒートシンクへ輸送する系統について記載している。輸送する系統に多様性をもたせることではなく、最終ヒートシンクとしてたとえば大気と海水（川）に多様性をもたせるということか？。明確にすべき。

回答（修正案の理由）	
	<p>①</p> <p>⇒従来の AM 対応ではなく、シャットダウン時に使用する冷却系最終ヒートシンクを、多様性を持って（例えば大気と海水（川））確保することを要求している。</p> <p>⇒“実用上可能な限り多様性を持たせる”という表現を追記する。</p> <p>②</p> <p>⇒本要件で意図しているのはご指摘の通りの状況であるが、DEC に対する要件であることは明記すべきと考え、現状の表現としている。</p>

修正案	
	<p>設計拡張状態への対応として、最終的な熱の逃がし場に実用上可能な限り多様性を持たせるよう、熱輸送の系統が設けられなければならない。</p> <p>Provisions against design extension conditions shall be made so that the ultimate heat sinks for residual heat transfer have diversity <u>to the extent practicable</u>.</p>

<p>クライテリア 54：原子炉格納容器系</p> <p>次の安全機能を達成することを確保するためにまたは達成することに寄与するために、格納容器系を設置しなければならない。原子力発電所では (1) 運転状態及び事故の状態における放射性物質の閉じ込め、(2) 自然外部事象及び人的起因事象からの原子炉の防護、(3) 運転状態及び事故の状態における放射線の遮蔽</p>
--

◆ 委員意見	
	二次冷却系の存在を前提とする書き方が適切かどうか（性能規定との関係）。関連して SG を格納容器外において良い考え方を示す必要はないのか。

回答	
	2次冷却系は、現状の SFR では標準として国際的に取り入れられているものであるため、まずはこれをベースとした記載としている。2次冷却系なしの設計に関しては、GIF での各国の意見等を踏まえ、例外規定として別途記載するなど、今後対応を検討する。

クライテリア 56：格納容器の隔離	
格納容器の気密性が、許容限界を超える環境への放射性物質の放出を防止する点で重要な事故事象では、原子炉冷却材圧力バウンダリの一部として原子力発電所の格納容器を貫通するまたは格納容器の雰囲気と直接接続する配管はすべて、自動的かつ確実に閉鎖しなければならない。	
6.22. 放射性物質の格納容器バイパスを防止するため、圧力バウンダリの一部として格納容器を貫通する配管及び格納容器の雰囲気と直接接続する配管には、少なくとも2個の直列に配置された適切な格納容器隔離弁または逆止弁を取り付けなければならない。また適切な漏えい検出システムを取り付けなければならない。隔離弁または逆止弁は実施可能な限り格納容器に近づけて配置し、また、各弁は確実にかつ独立に作動することができ、さらに定期的に試験することができなければならない。	
6.23 パラグラフ 6.22 の格納容器の隔離の要求の例外は、計測ライン等の特定の分類ライン、もしくは 6.22 で規定された格納容器の隔離の方法を適用することで格納容器の貫通を含む安全系の信頼性が低下する場合には認められる。	
6.24. 格納容器を貫通するが、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接続されない各配管には、少なくとも1つの適切な格納容器隔離弁を設けなければならない。格納容器隔離弁は格納容器の外側に、実施可能な限り格納容器に近づけて配置しなければならない。	

◆ 委員意見	
	格納容器を貫通する2次系配管に隔離弁を設けるという理解でよいのか。 格納境界の漏えい率（例：1%/日）を担保できるナトリウム用隔離弁の設置が現実的であるかの検討と、崩壊熱除去系の最終ヒートシンクへの熱輸送パスと両立するか。

◆ 委員意見	
	雰囲気と直接接続する配管⇒雰囲気と開放されている配管？ (JSFR 2次主配管は 6.24 で読むことになるのか。あるいは 6.23 に該当するとするのか。)

◆ 委員意見	
	原子炉冷却材バウンダリとして格納容器を貫通する・・・配管はすべて・・・閉鎖しなければならない。とあるが、これは2次系配管が考えられる。6.22 でも対象外によめるがこの記載のままだと2次配管を閉鎖する方策が必要となるが、どういった考えか？

回答（修正案の理由）	
	格納容器を貫通する2次系配管については、6.24に該当すると考えられるため、ここで、2次系配管は隔離弁を不要と読むことができるよう、表現を修正する。

修正案	
	6.22. 放射性物質の格納容器バイパスを防止するため、圧力バウンダリの一部として格納容器を貫通する配管及び格納容器の雰囲気と直接接続する配管には、少なくとも2個の直列に配置された適切な格納容器隔離弁または逆止弁を取り付けなければならない。

らず、また適切な漏えい検出システムを取り付けなければならない。隔離弁または逆止弁は実施可能な限り格納容器に近づけて配置し、また、各弁は確実にかつ独立に作動することができ、さらに定期的に試験することができなければならない。

~~6.23. パラグラフ 6.22 の格納容器の隔離の要求の例外は、計測ライン等の特定の分類ライン、もしくは 6.22 で規定された格納容器の隔離の方法を適用することで格納容器の貫通を含む安全系の信頼性が低下する場合においては認められる。~~

6.2423. 格納容器を貫通するが、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接続されない各配管には、少なくとも 1 つの適切な格納容器隔離弁を設けなければならない。格納容器隔離弁は格納容器の外側に、実施可能な限り格納容器に近づけて配置しなければならない。

6.24. パラグラフ 6.22 や 6.23 の格納容器の隔離の要求の例外は、計測ライン等の特定の分類ライン、もしくは 6.22 や 6.23 で規定された格納容器の隔離の方法を適用することで格納容器の貫通を含む安全系の信頼性が低下する場合であって、隔離弁を設置しなくても格納機能が確保される場合においては認められる。

"6.22. Lines that penetrate the containment as part of the reactor coolant pressure boundary and lines that are connected directly to the containment atmosphere shall be fitted with at least two adequate containment isolation valves or check valves arranged in series, and shall be provided with suitable leak detection systems for preventing the containment bypass of radioactive materials. Containment isolation valves or check valves shall be located as close to the containment as is practicable, and each valve shall be capable of reliable and independent actuation and of being periodically tested. "

~~6.23. Exceptions to the requirements for containment isolation in para. 6.22 shall be permissible for specific classes of lines such as instrumentation lines, or in cases in which application of the methods of containment isolation specified in para. 6.22 would reduce the reliability of a safety system that includes a penetration of the containment.~~

"6.2423. Each line that penetrates the containment and that neither is part of the reactor coolant pressure boundary nor is connected directly to the containment atmosphere shall have at least one adequate containment isolation valve. The containment isolation valves shall be located outside the containment and as close to the containment as is practicable."

6.24. Exceptions to the requirements for containment isolation in paras. 6.22, 6.23 shall be permissible for specific classes of lines such as instrumentation lines, or in cases in which application of the methods of containment isolation specified in paras. 6.22, 6.23 would reduce the reliability of a safety system that includes a penetration of the containment and achieve the containment function without the isolation valves.

クライテリア 58：格納容器の状態の管理	
原子力発電所の格納容器内の圧力と温度の管理対策、さらに格納容器内に放出され、及び安全上重要なシステムの運転に影響を及ぼす可能性のある核分裂生成物またはその他の気体、液体もしくは固体の物質も、それらの蓄積を管理する対策をとらねばならない。	
6.27. 設計により、格納容器内の個別のコンパートメント間に、適切な流路を設けなければならない。コンパートメント間の開口部の断面積は、事故の状態において圧力が平衡になる間に生じる圧力差が、耐圧構築物や事故の状態の影響を緩和するのに重要な系統に許容できない損傷を与えないことを確保できるような寸法でなければならない。	
6.28. 原子炉格納容器からの熱除去能力は、高エネルギー流体が放出されるような事故の後でも、格納容器内の圧力と温度を低下させ、容認可能な低レベルで維持するように確保されなければならない。格納容器から熱除去機能を行うシステムは、この機能を果たすために適切な信頼性と多重性をもたなければならない。	
6.29. 原子炉格納容器に放出される可能性のある核分裂生成物、 <u>ナトリウム水素、酸素</u> 及び他の化学種を制御する設計方策は、必要に応じて提供されなければならない。	
(1) その設計方策は、事故の状態において環境に放出される可能性のある核分裂生成物の量を減少させるためのものである。	
(2) その設計方策は、格納容器の健全性を危うくすると思われる <u>熱負荷</u> や <u>デフラグレーション</u> または <u>デトネーション</u> による圧力を防止するため、事故状態下での格納容器雰囲気での <u>ナトリウム燃焼</u> や <u>ナトリウム-コンクリート反応</u> を防止または緩和する <u>水素、酸素及び他の化学種の濃度を制御</u> するためのものである。	
6.30. 格納容器系内の機器と構築物の覆い、断熱材及び上塗りが劣化する場合、その他の安全機能に対する影響が最小限になるように、それらの覆いと断熱材、及び上塗りを注意深く選択しなくてはならない、またそれらの適用方法を定めなければならない。	

◆ 委員意見	
	格納容器の過圧・過温破損防止に関する要件(格納容器ベントラインを含む)は不要か？ 原子炉建屋内の水素爆発抑制に関する要件は不要か。

◆ 委員意見	
6.28	“sufficient reliability and redundancy”をもった（安全系の）格納容器熱除去系は SFR に設けられているのか。DEC あるいは AM の中で何か対応しようとしているのか。
6.29	(2)に prevent or mitigatesodium-concrete reaction とあるが、Na コンクリート反応が生じる（水素が発生する）ことを想定するのか。あるいは、あくまで prevent のみで対応するのか。

回答	
	① ⇒格納容器の健全性を危うくするナトリウム燃焼やナトリウム-コンクリート反応の防止及び緩和を要求しており、水素爆発対策もこの“緩和”策に含まれることとなるため、ご指摘の点についても原文から読むことができると考える。本委員会の議

	<p>論等を踏まえ、必要に応じ変更について検討する。</p> <p>②</p> <p>⇒（安全系の）格納容器熱除去系を設けるか否かは設計依存となると考える。現状JSFRは安全系の格納容器空調なしの設計を採用しているが、福島事故を踏まえ、今後見直しが行われる可能性がある。</p> <p>⇒Na-コンクリート反応（水素発生）をprevent or mitigateするかは、設計依存であると考ええる。ここでは、格納容器の健全性に関わるもろもろの要因（具体的な要因は設計依存となるためあまり陽には書かない）を踏まえて、適切に設計することを要求するレベルの表現が適切であると考ええる。</p>
--	---

クライテリア 59：計装設備	
安全で信頼性の高い運転に必要なプラントの重要な情報を得るために、事故時のプラントの状態を判断するために、さらにアクシデント・マネージメントのための判断をするために、原子力発電所の核分裂プロセス、炉心の健全性、原子炉冷却材系及び格納容器に影響を与える主要な可変量のすべてを判断するための計装を設置しなければならない。	
6.31. 重要な設備の状態と事故の経過監視に重要な情報が利用できることを確保するために、すなわち、設計で考慮した位置から放出する可能性のある放射性物質の放出位置及び量を推測するためと事故後の解析のために、計装と記録の設備を設置しなければならない。	

◆ 委員意見	
	福島事故の教訓として、計装設備に対しては、シビアアクシデントを想定した厳しい環境下でも機能するように設計対策すべきと明記する必要がある。

◆ 委員意見	
	過渡・事故・設計拡張条件における計装系の信頼性に関する要件は不要か。(全電源喪失下での計測、設計時に想定したパラメータを逸脱した条件での計測、通常時には不要であるが、シビアアクシデント対策で必要となるパラメータの計測など)

◆ 委員意見	
	設計拡張状態における最低限度の計装について要求が必要ではないか？

回答	
	SDC 本文の“事故”の定義中には“設計拡張状態 (DEC)”も含まれており、これを考慮して監視計装を備えるよう要求しているため、ご指摘の点についても原文で読むことができると考える。

クライテリア 67：緊急時制御センター	
プラントの制御室と補助制御室の両方から独立した緊急時対応を指揮することができる所内緊急時制御センターを、原子力発電所に設置しなければならない。	
6.42. 緊急時制御センターでは、プラントの重要なパラメータ及び原子力発電所と周辺の放射線の状況に関する情報を入手できるようにしなければならない。所内緊急時制御センターには、制御室、補助制御室、発電所内の他の重要な場所、さらに所内・所外の緊急時対応機関と連絡するための手段を備えなければならない。事故状態から生じる危険から緊急時制御センターの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。この緊急時制御センターには、緊急時対応要員が長期間にわたって居住した作業をするための、必要な系統とサービスを備えなければならない。	

◆ 委員意見	
	緊急時制御センターの機能は、想定を超える地震・津波といった外部ハザードを考慮しても失われない設計対策をすべきとの明記する必要がある。

◆ 委員意見	
	長期間にわたる外部電源喪失時における電源供給、地震・津波・洪水などの外的ハザードに対する耐性に関する要件は不要か。

回答	
	SDC 本文の“事故状態”の中には“設計拡張状態 (DEC)”も含まれており、これに対して対策を講じるよう要求しているため、ご指摘の点についても原文で読むことができると考える。

クライテリア 68 : 非常用電源供給系	
原子力発電所の非常用電源供給系は、外部電源の喪失の場合には、運転時に予想される過渡変化及び事故の状態においても必要な電力を供給できなければならない。	
6.43. 原子力発電所の非常用電源供給系の設計基準では、性能、有用性、必要な電力供給期間、容量、さらに継続性の要件を決定するために、想定起因事象とそれに関連する安全機能を十分に考慮しなければならない。	
6.44. 非常用電源を供給する方法（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のすべての要件と整合のとれた信頼性及び形態を確保し、また、それらの機能上の性能は試験可能でなければならない。	
6.45. 安全上重要な設備に緊急電源を供給するすべてのディーゼルエンジンや主駆動源の設計基準には、以下の事項を含めなければならない。	
(1) 規定された時間内に要求量の燃料油を貯蔵及び供給できること	
(2) 定められたすべての条件下で必要な時にうまく始動し機能する主駆動源の能力	
(3) 冷却系などの主駆動源の補機系	

◆ 委員意見	
	独立性、多重性に関する要件が入っていない。(多様性のみ)

◆ 委員意見	
	6.44 福島事故を考慮し、明確に多様性は追記すべきではないか。

回答（修正案の理由）	
	拝承

修正案	
	<p>6.44. 非常用電源を供給する方法は、<u>外的事象も含めた共通要因故障で機能喪失に至りにくいよう、冗長性及び実用上可能な限り多様性をもつこと</u>（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。また、電力供給を受ける安全系のすべての要件と整合のとれた信頼性及び形態を確保し、また、それらの機能上の性能は試験可能でなければならない。</p> <p>6.44. The means to provide emergency power <u>shall have diversity to the extent practicable and redundancy for suppressing common cause failure including external events</u> (such as by means of water, steam or gas turbines, diesel engines or batteries). <u>And those</u> shall have a reliability and type that are consistent with all the requirements of the safety systems to be supplied with power, and their functional capability shall be testable.</p>

クライテリア 73：空調系と換気系	
空調、暖房、冷房及び換気に関する系統は、あらゆるプラント状態において、安全上重要な系統及び機器に必要な環境状態を維持するために、原子力発電所の補機室あるいは他の場所に適切に備えなければならない。	
6.48 原子力発電所の建屋の換気のために、以下に示す空気浄化の適切な能力の系統を備えなければならない。	
(1)プラント内の浮遊放射性物質の容認できない分散を防止する。	
(2)人が区域にアクセスすることができるレベルにまで浮遊放射性物質の濃度を低減する。	
(3)プラント内の浮遊放射性物質のレベルを、許可された限度未満に、また合理的に達成可能な限り低く維持する。	
(4)不活性ガスや毒ガスを含む部屋を、放射性廃棄物の管理能力を損なうことなく換気する。	
(5)気体状放射性物質の環境への放出を許可された放出限度以下に管理し、また合理的に達成可能な限り低く維持する。	
6.49 プラントの高汚染区域を、低汚染区域と他のアクセス可能な区域に対して、より低い気圧（部分真空）に維持するようにしなければならない。	

◆ 委員意見	
	6.48 「・・・空気あるいは気体」

回答（修正案の理由）	
	拝承

修正案	
	6.48 原子力発電所の建屋の換気のために、以下に示す <u>空気あるいは気体の</u> 、浄化の適切な能力の系統を備えなければならない。
	6.48. Systems shall be provided for the ventilation of buildings at the nuclear power plant with appropriate capability for cleaning of <u>air or gas</u> :

クライテリア 74 : 消火系	
火災を検出する系統、また消火する系統、防火壁、さらに排煙設備などの消火系は、火災災害について解析した結果を検討して、原子力発電所全体に備えられなければならない。	
6.50. 原子力発電所に設置する防火系は、想定される各種の火災事象に安全に対処できるものでなければならない。	
6.51 消火装置は、必要に応じて自動起動できるものでなければならない。消火系は、それらの破損あるいは不法なまたは不注意な操作により、安全上重要な設備の能力に重大な影響を与えることなく設計し、また配置しなければならない。	
6.52. 火災を検出する系統は、発生する火災の火元とその広がりに関する情報を、速やかに運転員に提供するように設計しなければならない。	
6.53. 想定起因事象の後に発生する可能性のある火災に対して、これから防護するために必要な火災を検出する系統と消火の系統は、想定起因事象の影響に耐えられることが適切に認定されたものでなければならない。	
6.54. プラント全体、とく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の材料と耐熱性の材料を使わなければならない。	

◆ 委員意見	
	消火系の説明において、一般火災とナトリウム火災の対応は異なると考えられることから明確に分けて記載する必要がある。

回答	
	一般火災もナトリウム火災も、 criteria レベルでの要求は同等であり、 criterion7 で、ナトリウムの化学反応に対する考慮も求めているため、現状の記載で問題はないと考えている。

<p>クライテリア 75 : 照明設備</p> <p>運転状態及び事故の状態において、原子力発電所内のすべての運転区域で、適切な照明を備えなければならない。</p>
--

◆ 委員意見	
	<p>福島事故を反映して、以下のような記載は必要ないか。</p> <p>「設計拡張状態（あるいは全交流電源喪失）において、運転員の操作などが必要な照明設備においては一定期間は適切な照明が可能なように適切な手段を講ずること」</p>

回答	
	<p>SDC 本文の“事故の状態”の中には“設計拡張状態（DEC）”も含まれており、これに対して適切な証明を備えるよう要求しているため、ご指摘の点についても原文で読むことができると思います。</p>

クライテリア 76-2: ナトリウム加熱系	
加熱系は、ナトリウムまたはナトリウムエアロゾルを内包するまたは内包することが求められる安全機器に対して、ナトリウムの固化による破損を防止し、基本的安全機能を維持するために、必要に応じて提供されなければならない。これらの加熱系とその制御系は、温度分布と温度変化率が設計限度内に維持されるよう適切に設計されなければならない。	

◆ 委員意見	
	「加熱系」 → 「予熱系」

◆ 委員意見	
	ナトリウムの固化による破損とは 何の破損か記載必要。 固化による重要な安全機能の喪失を防止する要求とした記載ではどうか？

回答（修正案の理由）	
	拝承

修正案	
	<p>クライテリア 76-2: ナトリウム加熱予熱系</p> <p>加熱予熱系は、ナトリウムまたはナトリウムエアロゾルを内包するまたは内包することが求められる安全機器に対して、ナトリウムの固化による破損を防止し、<u>対し</u>基本的安全機能を維持するために、必要に応じて提供されなければならない。これらの加熱予熱系とその制御系は、温度分布と温度変化率が設計限度内に維持されるよう適切に設計されなければならない。</p> <p>Heating systems shall be provided as necessary for safety-related components, which contain, or could be required to contain, sodium or sodium aerosol in order to prevent <u>loss of fundamental safety functions of these components</u> failures by sodium freezing and in order to maintain fundamental safety functions of these components. These heating systems and their controls shall be appropriately designed to assure that the temperature distribution and rate of change of temperature are maintained within design limits.</p>

クライテリア 80：燃料取扱及び貯蔵系（抜粋）	
6.66. 照射済み燃料と未照射燃料の、燃料取扱と貯蔵系を、以下の目的のために設計しなければならない。	
(5) 移動中の燃料の落下を防止する。	
6.67 さらに、照射済み燃料の燃料取扱及び貯蔵系を次の目的のために設計しなければならない。	
(1) 運転状態及び全交流電源喪失を含む事故の状態 で適切な燃料からの熱除去を行うことができる。	
(2) 移動中の使用済燃料の落下を防止する。	
(3) 燃料要素または燃料集合体に容認できない圧力がかかる原因を防止する。	
(4) 使用済燃料キャスク、クレーン、及びその他の物体等の重量物が燃料集合体の上に落下して起こる可能性のある損傷を防止する。	
(5) 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。	
6.68-2. 燃料貯蔵にナトリウムタンク系を用いる原子炉については、設計では以下を含めなければならない。	
(1) 照射燃料が取り扱われ保管されるあらゆるナトリウムの温度、化学的環境、及び放射能を管理する手段。	
(2) 燃料貯蔵タンクのナトリウム液位監視及び制御と漏洩検出の手段	
(3) 漏洩事象時にタンク内の燃料集合体露出を防ぐ手段。(例：二重バウンダリタンク)	

◆ 委員意見	
6.67(1)	全交流電源喪失下での燃料プールの温度・水位の監視機能及び遠隔カメラなどによる状態監視機能についての要件は不要か。

◆ 委員意見	
	6.67 は照射燃料について追加する事項を記述しているが、(2)項は 6.66 の(5)項とダブっている。 格納系や雰囲気浄化系について触れる必要はないか。また、除熱状態や放射線レベルのモニタリングはどうか。

◆ 委員意見	
	(3)の例は不要だと思います。

回答（修正案の理由）	
	① ⇒ 拝承 ② ⇒ ご指摘の点については、基本的に DS414（軽水炉）のオリジナルを流用したため現状の記載となっている。DS414（軽水炉）の原文をあえて削除するか、また燃取の格納系等について新たに要件を追記するかについては、DS414 原文の作成経緯等を踏まえて検討する必要があると考えられるため、今後の課題とし本委員会における

	<p>議論等を踏まえ、変更を検討する。</p> <p>③</p> <p>⇒採承</p>
--	---

修正案	
6.67	<p>(1) 運転状態及び全交流電源喪失を含む事故の状態、適切な燃料からの熱除去及びその状態監視を行うことができる。</p> <p>(1) to permit adequate removal of heat from the fuel <u>and monitoring its status</u> in operational states and in accident conditions; including the loss of all AC power supplies;</p>
6.68-2	<p>(3) 漏洩事象時にタンク内の燃料集合体露出を防ぐ手段。(例: 二重バウンダリタンク)</p> <p>(3) means to prevent the uncovering of fuel assemblies in the tank in the event of a leakage (e.g. double boundary tank).</p>

クライテリア 81：放射線防護の設計	
原子力発電所内の要員への放射線量が限度を下回りまた道理的に達成可能な限り低く維持すること、ならびに関連線量制限値を考慮することを確保する対策がなされなければならない。	
6.73. プラントは、想定される立入区域と、運転状態（燃料交換、保守及び検査を含む）と事故の状態における放射線と汚染レベル、及び事故の状態における予測される放射線レベルと汚染レベルに関連づけて区分しなければならない。放射線被ばくを防ぎ低減するために、遮へいを備えなければならない。	

◆ 委員意見	
	6.73 は運転状態と事故を想定している。設計拡張状態などに対応して（福島事故に対応して）、運転員あるいは作業員の被ばく低減のための検討、準備を要求する必要はないか？

回答	
	SDC 本文の“事故の状態”の中には“設計拡張状態（DEC）”も含まれており、これに対して適切な防護をするよう要求しているため、ご指摘の点についても原文で読むことができると考える。

クライテリア 82：放射線監視の手段
運転状態と設計基準事故の状態、さらに実行可能な場合には、設計拡張状態において、原子力発電所に適切な放射線監視を確実にを行う設備を備えなければならない。

◆ 委員意見
放射線監視の機能は、設計拡張状態において最も必要となるものである。従って、代替の手段を含め、設計拡張状態を(可能な場合は、という条件付きにするのではなく)対象に含めるべきでは。

◆ 委員意見
設計拡張状態及び福島事故を反映して、シビアアクシデント時の放射線監視にかかわる要求の追加は必要ではないか？

回答（修正案の理由）
設計拡張状態（シビアアクシデント）時にも放射線監視を要求する記載に変更する（“可能な場合”という条件付きを削除する）。

修正案
<p>運転状態と設計基準事故の状態、さらに実行可能な場合には、設計拡張状態において、 <u>運転状態と事故の状態において、原子力発電所に適切な放射線監視を確実にを行う設備を備えなければならない。</u></p> <p>Equipment shall be provided at the nuclear power plant to ensure that there is adequate radiation monitoring in operational states and design basis accident conditions and, as far as is practicable, in design extension conditions. <u>in operational states and in accident conditions.</u></p>

5.7. 自由記述意見に対する回答及び修正案

自由記述意見については、関連項目毎に意見を分類し、回答及び修正案を提示している。

(1) SDC 策定方針に関わるもの

◆ 委員意見
(1) DS414 に SFR の特徴を考慮して修正をかけているが、所々に個別具体的な記述が付加されて全体のバランスを乱し、格調さが幾分損なわれている印象を受ける (requirements というより guides レベルに近いものや解説的な事柄が含まれている)。一方で、元々の DS414 には安全上の重要度が高くない細かな事項が含まれている。したがって、結果としてボリュームも大きく全体として読みにくくなっている。DS414 のエッセンスと重要事項のみを取り込み SFR を主体にした安全設計クライテリアで、よりコンパクトな分かり易い形に再編集することを試みてはどうか。

◆ 委員意見	
全体 (文書作成方針)	IAEA 安全基準では、安全を確保する為に満足させなければならない要件を規定する文書(安全要件文書。DS414 はこれに相当)と、安全要件を満足する為の措置、条件、手続きを勧告する安全指針文書、の様に、文書の要求レベルが明確に分かれている。 今回の追加提案の中には技術的にかなり詳細なものがあり、IAEA の文書分類では安全指針に相当するものと思われます。要求のレベルの異なるものをどのように取り扱うのか、即ち、同一文書内に混在させるのか又は別文書とするのか、について文書作成の基本方針を明確にするべきと思う。 指針レベルに相当すると思われるものは、以下のコメント欄にその旨明記した。
	追加提案には、高速炉の特徴を述べるだけの所謂 teaching text が見られる。これらを安全要件文書内に混在させるのか否かについて、文書作成の基本方針を明確にするべきと思う。(see comments on Criterion 42bis)
	高速炉の安全要件追記方法として、本文書の適用対象を高速炉に限定するのであれば、可能な限り現行のテキスト (DS414) を活用し、必要最小限の改訂提案とするほうが良いと思う。一方、文書の適用対象を現行の LWR を基本として他の炉型にも適用可能としたまま高速炉に特有の要件追記する方針であれば、「高速炉では」等の注意喚起用語と共に記述するのが良いと思う。 追記方法についての方針が明確でないまま草案が書かれているので、不要な繰り返しと思われる部分が気になる。(see comments on 5.16bis and 5.17bis)

◆ 委員意見
オリジナルの体裁に比べ追記分の記述が少し細かい感じがあり、文章的に少し違和感を感じる。第4世代ナトリウム冷却高速炉特有の記述なのではないのかもしれないが、もう少し概要的な記述の方が良いかもしれない (特にクライテリア4までは)

◆ 委員意見
今回提案された SDC 案は、JSFR 固有の特徴を前面に出しているように見受けられる (GIF-IV の SFR 全般に適用するには少々違和感がある。逆にそれが日本の戦略とするならば、それも良いのではないかと思う)。
GIF-IV の SFR には、現行軽水炉より厳しい SDC を適用していることを示すために、「×: 不適/削除」については、慎重に検討すべき。

◆ 委員意見

全体的に随所に、「設計仕様」を規定した表現があり、SFR の一般設計方針から逸脱していると思う。クライテリアは、あくまでも「安全要求」を記載すべきであり、その「安全」満たすための「設計仕様」は手段なので設計者にまかせるべき。

◆ 委員意見

SDC は 2020 年以降に建設・運転される GEN-IV の SFR を対象としている。現在、SFR には、日本提案の大型炉だけでなく、仏韓の中型炉、米の中小型炉も対象にしている。また、この SDC が「もんじゅ」も含めた中小型炉も適用範囲となりうることを考慮する必要がある。

回答

追加段落	策定方針として考え方をまとめた。
------	------------------

(2) GIF の安全目標に関わるもの

◆ 委員意見	
GEN 4 での要求であれば記載は変更できないかもしれないが、「サイト外緊急時対応の必要性の排除」は記載のとおりでは誤解を招くので、Wернаのような記載を参考にしてはどうか？	
Accidents with core melt	
<ul style="list-style-type: none"> • reducing potential radioactive releases to the environment from accidents with core melt, also in the long term, by following the qualitative criteria below: • accidents with core melt which would lead to early¹⁰ or large¹¹ releases have to be practically eliminated; • for accidents with core melt that have not been practically eliminated, design provisions have to be taken so that only limited protective measures in area and time are needed for the public (no permanent relocation, no need for emergency evacuation outside the immediate vicinity of the plant, limited sheltering, no long term restrictions in food consumption) and that sufficient time is available to implement these measures. 	

◆ 委員意見	
2.APPLYING THE	サイト外緊急時対応の必要性排除に関して、DS414 の 2.11 の表現が参考になる。

◆ 委員意見	
安全と信頼性-3「サイト外緊急時対応の必要性を排除する。」との記載があるが、プラントの信頼性とは別に「サイト外緊急時対応」は必要としており、表現が適切でないと考える（本来の意図が、誤解される恐れがある）。ここでは、設計の段階から（その発生頻度に係わりなく）炉心損傷を想定した設計を取り込んでおくとの意味合いと考える。	

回答
GIF の安全目標・安全アプローチについては、GIF の仕組みの中で各国の了解を経てきたものであり、GIF の元で SDC を検討する限りにおいて変更は難しいと考える。ただし、意図しない誤解を招かないように、例えば用語定義で明確化する、などの工夫を適宜図ってゆきたい。

◆ 委員意見	
第 4 世代原子力エネルギーシステムの 3 つの目標(SR-1,2,3)がどの条文により達成されているか(もともとの DS-414 の条文を含む) の対応付けを行うと、GIF における安全上位基準から具体的安全設計クライテリアへの展開がわかりやすくなると思います。	

回答
報告書作成の際に留意する。

(3) 第1章及び第2章に関するもの

◆ 委員意見	
1.INTRODUCTION	この SDC 策定の経緯、目的、策定方針など説明すべきかと思う。

◆ 委員意見	
2.APPLYING THE	2章のこのタイトルと記述内容が整合していない (safety principles and concepts に対する記述がないという意味)。

◆ 委員意見	
1.INTRODUCTION	・ INTRODUCTION は重要なので構成など早めに提示する。

◆ 委員意見	
2.APPLYING THE	<p>福島事故の教訓や、我が国でのこれまでの研究開発を踏まえ、IAEA の一般的な設計要求に加え、低頻度高影響事象に対する設計対応の重要性を強調すべき。</p> <p>例えば、下記構成</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. GIF の第4世代炉の安全目標 (3項目) の内容を要求の形に変え、記載。目標に関する補足。(既存文書参照、クリフエッジ効果にも言及) 2. 3番目のサイト外緊急時対応の必要性の排除についての補足として、IAEA (NSG1.10, DS-414)による実質的に排除できることの意味を参照(The possibility of certain conditions occurring is considered to have been practically eliminated <u>if it is physically impossible</u> for the conditions to occur or if the conditions can be considered <u>with a high level of confidence to be extremely unlikely</u> to arise). 3. 確率論的評価の信頼性に関し、一般に、経験の少ない現象、外部起因事象、人為事象等については、不確かさが大きいこと、また、原理的にも信頼性を高めることが困難な場合があることを強調。 4. よって、実質的な排除を達成するため、発生頻度に関する不確かさが大きくかつ影響の大きな事象については、物理的に発生を防止、もしくは(and/or)、その影響を緩和するために設計対応することの重要性を強調：深層防御、固有安全、受動安全等について言及 <p>さらに、ナトリウム冷却 FBR の特徴を踏まえた安全設計の基本的考え方の補足：再臨界や、Na と水やコンクリート等との化学反応により特徴的なクリフエッジ効果が潜在することや、運転経験が少ないこと等をあげ、設計対応を十分に行うことの重要性を強調。</p>

回答	
<p>拝承。</p> <p>第1章は GIF において SDC 活動が開始された背景と経緯、策定方針について、第2章は GIF の安全目標と安全アプローチ (GIF ロードマップ、基本的安全アプローチレポート) について、GIF の SDC タスクフォース活動の場において作成される予定である。日本案として提案を行う際に、いただいたコメントを参考にする。</p>	

(4) 深層防護関連

◆ 委員意見

- ・ 深層防護と事象区分の対応
深層防護（DiD）のレベルと安全評価上の事象区分の境界を対応させる表現があったが、両者は性質の異なるもの（前者は概念、後者は具体性のあるもの）であり、必ずしも1対1対応するものではないと考える。
 - － DiDのレベル2である「原子炉の停止」とレベル3の「崩壊熱除去」は、安全評価上は同時に機能要求されるものである。
 - － DiDのレベル3の「放射性物質の格納」は、多くの安全評価事象では冷却材境界が健全であることから、異常の発生と同時に要求されるものではない（1次冷却材漏えい事故は、同時に要求される）。

回答

深層防護のレベルと安全上の事象区分は一致するものと考えられる。
原子炉停止はレベル2、崩壊熱除去はレベル3との記述はないと思われるが、安全上は同時に機能要求される。
放射性物質の格納には、廃棄物処理系の異常も含まれるため、必ずしも冷却材境界と関連付けるものではないと考えられる。

◆ 委員意見

- ・ DiDの第4レベル
AMのレベルであるが、この中には「炉心損傷の発生防止」と「炉心損傷発生後の緩和」の2段階がある。DiDのレベル2と3では、基本的に運転員操作は不要（自動システム）であるが、AMでは運転員操作が加わる。SFRでは、ATWSのように運転員操作の時間的余裕のないシーケンスがあり、ここは軽水炉と異なる点である。Criterion 7の記載にある「DiDレベル4が強化され」の部分で、「運転員の介在のないAM策」を具体的に記述するかどうか、検討されたい。
なお、「炉心損傷の発生防止」に関連する固有の安全特性が、レベル4のAM策なのか、それとも「受動的炉停止機能」はレベル2、「受動的崩壊熱除去機能」はレベル3なのかについては、議論が必要と考える。なぜならば、レベル3までは現行規制の範囲内であり、試験・検査性を含む信頼性が要求されるからである。（レベル4まで規制範囲で、不確かさを含めて取り扱いが一緒となれば、こうした形式上の議論は不要かもしれない）

回答

レベル4の強化は、「運転員の介在するAM策」に加えて「運転員の介在のないAM策」も含まれる。そのようなAM策は設計の中で取り込まれ、クライテリア7の4.11(7)を追加することとしている。
受動的な安全機能はレベル4で要求する。
レベル4の試験・検査性の具体的な要求は安全指針レベルで今後検討が必要であると考えている。

◆ 委員意見

・ 設計拡張事象 (DEC) について

設計基準事象 (DBA) を超えた領域の事象の取り扱いについては、長年議論がなされながら明確化されていない。現段階でベストと考える案を目指すべきことは、合意されていると考える。第2回の委員会で「DECは『DBA』の補集合か」の問いに対して「Yes」との回答であったが、Criterion 20を読む限り、完全な補集合ではないと判断される。

従来検討されてきた事象区分の用語、BDBA、RR (residual risk) との対応の議論は無益なので、その中身について考えを述べる。

経済性を含む工学的に設置可能な SFR を設計できるための SDC であるべきである。社会的要求 (安全性ではなく、安心感とか) として、practical ではない設計要求があり、設計者がそれを排除できないのであれば、「作らない」という結論となる。しかし、社会との議論の前に、工学者としては practical な設計を示すことが責務と考える。

DEC について、従来の DBA を超えた領域、かつ、近接した領域は「決定論」で評価し、さらにそれらを超える領域は「確率論」で評価するとする2つに分けて考えるのが、これまでの安全設計の議論から導かれると考える。

上記「決定論」の範囲は、単一故障基準を含んでいる AOO+安全系のさらなる1系統の喪失の範囲で選定するものとする。この時、さらなる重ね合わせの際に、静的安全機能の重ね合わせるのかについて、従来議論されてきている。ラフな評価であるが、安全容器のような静的な安全機能の機能喪失確率は 10^{-4} 、動的安全機能の機能喪失確率は 10^{-3} とし、決定論的想定としては、静的機能の喪失は排除する (確率論で評価する) というのが、電力実証炉の時代の一つの考え方であった。

なお、決定論において、保守的評価を用いるのか、最確評価+不確かさ (BEPU) を用いるのかは別の議論と考える。

回答

ご指摘の通り、不合理な社会的要求ではなく工学的な設計の範囲となると考えられる。DEC とは DBA を超えた近傍の領域であり、決定論で評価して設計対策を行うものであり、PSA は全ての事象スペクトルを扱うことになる。決定論の範囲において、静的安全機能喪失を重ね合わせることは設計基準を超える外部事象に対して信頼度の低い静的機器については安全機能喪失を想定することを考えているが、論点の一つと考えられる。決定論的安全評価は DBA では保守的評価、DEC では最適評価で行うこととしており、不確かさの幅やリスク重要度に応じて BEPU の適用を考えるべきであり、ご指摘の通り、別の議論と考えられる。

◆ 委員意見

「受動的安全設備、固有の安全特性」は、「組み込まなければならない」か「積極的に取り入れる」とするか表現に議論が必要と考える。

回答

GIF の考え方に従い、組み込まなければならないとしている。

◆ 委員意見

赤字追記部分においては特に DiD レベル4の強化についての記載が際立っているように見受けられる。一つ目の「運転の安全性と信頼性において優れていること」は、軽水炉を対象とした一般的なクライテリアで書き現されているか、確認が必要かと思う。(FBR の過渡の速さなど、運転上の FBR の特性を考慮する必要がないかどうかなど)

回答

第4世代原子力エネルギーシステムの技術目標のうち、「サイト外緊急時対応の必要性を排除」以外のものについては、現状の定性的記述のレベルでは、あえて追加する文言がなく、追記不要と判断した。

(5) DEC 関連

◆ 委員意見

- ・ 今回の SDC が設計基準を超えた条件についてもクライテリアを設けるなら設計拡張状態の定義が極めて重要かと思う。設計拡張状態をあらゆる状態を含むならば、設計の対応はきわめて困難になる。このため設計拡張状態をできるだけ明確に定義する必要がある。設計拡張状態を損傷状態として定義するならば、炉心溶融を想定するのか？原子炉容器の損傷は考慮するのか？ナトリウムの格納容器内への漏洩を考慮するのか？等どこまで範囲を広げるか決める必要がある。

回答

設計拡張状態は設計基準を超えた近傍においてクリフエッジがないことを確認するために設けられたものであり、「安全性の考え方（論点の整理）」で説明することとしたい。

設計拡張状態は必ずしも炉心損傷状態を定義するわけではなく、炉心損傷に至りうる設計基準を超えた状態と解釈される。原子炉容器の損傷については、静的機器の信頼度は高いことから従来は考えていなかったが、設計基準を超える外部事象を考慮して原子炉容器が損傷してもガードベッセルで液位確保することを要求する。ナトリウムの格納容器内への漏えいに関しては、配管には外管があることから従来は考えていなかったが、設計基準を超える外部事象を考慮して外管（ベローズなど弱い部分がある）が損傷した場合を考慮してナトリウムの格納容器内への漏えいを考慮して設計対策を要求する。

◆ 委員意見

- ・ 2-7-2 の資料からすると炉停止失敗、液位確保、崩壊熱除去、ナトリウムの化学反応おのこの安全機能喪失を DEC としていると思われるが、その充分性の説明が難しいが4つの安全設備（停止系、液位系、除熱系、格納系）の多重故障を想定しているのか？静的機器+動的機器、動的機器は3つの故障など相当難しい課題だが、できるだけ簡素に記載してほしい。

回答

設計拡張状態は、極めて発生頻度の低い起因事象あるいは設計基準事故に単一あるいは二重故障を加えた多重故障が想定される。一般に、動的機器に比べて静的機器の方が信頼度が高いことを考慮して多重故障の想定を行うことになるが、従属性がない場合には安全機能喪失の重ね合わせ、例えば、炉停止失敗に崩壊熱除去失敗を重ね合わせる必要はない。このような考え方を簡素に記載することを検討する。

◆ 委員意見

- ・ DEC に関して、Criterion 20:DECs の 5.27 に”as far as reasonably practicable”フレーズ(ALARP)が挿入されているのが注目される。どう理解すればよいか。DBA として考慮していない accident conditions への設計上の対処はあくまで ALARP の世界なのか。これを前提にすれば、関連する案文の表現は慎重に検討する必要があると思われる。また、より柔軟な対応を促すために、prescriptive な手段・設備の言及はなるべく避け performance ベースの機能要求を工夫すべきだろう。

回答

拝承。第4世代炉では積極的にDECに対して設計対策を行う方針であり、炉心損傷への進展を防止し、炉心損傷に至る場合には影響緩和対策を導入することとしている。よって、”as far as reasonably practicable”は削除する。また、次の行において、安全系の能力の拡張を「必要とする可能性がある」との弱い表現にしているが、これも表現を強めることとする。一方で、従来設備で設計拡張状態を管理できることも考えられるため、ここでの設計拡張状態は「想定されるべき設計拡張状態 (to be postulated)」とすることとしたい。

performance ベースの機能要求とした表現については、極力、機能要求とするが、手段・設備を記載することが設計者にとって有益であれば、言及することとしたい。意見を踏まえて、全体的に表現を見直すこととしたい。

◆ 委員意見

- ・ この安全設計クライテリアにおいてDECとしてカバーする領域を明確にして欲しい（資料2-7-2である程度整理されていると思うが）。現在の案文では、炉心関連（炉心損傷の防止と緩和）以外にも、燃取関連（EVSTなど）、SGのNa水反応、SBO (loss of all AC power)、Naコンクリート反応等が顔を出しているが、どこまでを対象にしようとしているか定かではない。どこまで書き込むかについては、DS414ではこのあたりのことを細かく規定しているわけではない（requirementsに絞っている）が、一方でこのSFR用のクライテリアは中途半端に細かな記述に踏み込んでいる印象を受ける。）

回答

「論点の整理」参照。

(6) 想定起因事象と安全解析関連

◆ 委員意見

質問：想定起因事象は、記載の条件で見ると限りは AOO と DBA とそれ以外を含んだものと思われるが、あくまでも初期事象であるため、その他安全系の機器故障は重ね合わせる必要はないと思われるので全事故シーケンスを含めた Postulated accidents の一部である。単一故障の想定も不要。唯一長期の運転員の過誤は入っている。また、この後設計基準の記載はありますが、異常な過渡変化の記載はない。すべての初期故障は想定起因事象として解析の必要性が記載されているが、異常な過渡変化が要求されていない。わかりやすい説明が定義などで必要と思う。

◆ 委員意見

- ・ クライテリア 42:安全解析の対象は設計基準事故だけか？異常な過渡変化は実施しないのか？

回答

5.75(5)において、異常な過渡変化及び設計基準事故を対象としており、異常な過渡変化も安全解析の対象である。また、IAEA 安全ガイド (NPP のための決定論的安全解析：SSG-2) でも、異常な過渡変化を含んでいる。

◆ 委員意見

- ・ 質問:クライテリア 5.22 は特定の危険事象は外部か？並びからすると外部に記載になっているので内部が入らないようにみえるので不十分ではないか。

回答

DS414 では外部事象で複数ユニットに同時の影響のある場合を想定していると考えられ、SDC でもそれを踏襲した。内部事象が起因のものは、5.16 内部ハザードで包絡されると考える。

(7) 再臨界回避の設計要求関連

◆ 委員意見

SDC は安全基準であるが、再臨界回避などの設計方策まで規定する場合は、他の方策では何故適切でないのかを明確にしておく必要がある。(CDA 影響を緩和し、格納容器の健全性に影響を及ぼすことなく事象終息し、もって、周辺住民の緊急退避を要することがない概念というレベルが安全基準であり、そのために「再臨界回避」を行うべしと記載するのは安全設計要求。従来、保守的な CDA 評価によって想定される機械エネルギーの収納対策を講じてきた方策では何故駄目なのか、どの範囲まで認めるのかを、先行炉との関連で明確にしておく必要がある。)

回答

「論点の整理」参照。

◆ 委員意見

もんじゅ(28 万 kWe)、CRBRP、SNR-300 などの先行炉における許認可経験と、これまでに得られた知見によれば、30 万 kWe 前後 (50 万 kWe 級位まで?) の中型炉心では、ボイド反応度が大きくないことから炉心損傷初期 (起因過程) では即発臨界を超過せず遷移過程に移行する。その後、全炉心規模の溶融燃料プールが集中化することを保守的に想定すれば即発臨界超過が想定される。しかし、この程度の機械エネルギーは原子炉容器を破損せず、上部プラグから噴出されるナトリウムによる火災影響は格納容器内で収納可能であるとの評価結果は現在も妥当と認められるものであり、30 年前の安全設計・評価の保守性を適切と認めるスタンスを明確にしておくことが重要。中型炉規模の機械エネルギー発生量の評価値の妥当性を、最新の技術知見でもって推定不可と結論すれば、「もんじゅ」の安全論議へ波及することは自明。

更に、SDC を議論するメンバーが念頭においている炉出力 (米国中型炉 (PRISM30 から 50 万 kWe)、韓国 KALIMER (60 万 kWe)、フランスの ASTRID(60 万 kWe)が、先行炉と同様に機械エネルギー評価で対応していくことが工学的に妥当との立場に立つか、あるいはわれわれの考えている大型炉と同様に不確かさが大きいので再臨界回避が必要といえるかどうか。この辺の閾値を炉心の出力規模か、あるいは、正のボイド反応度の大きさを定義すべきか仔細な検討が早急に必要。少なくとも 30 万 kWe 級の炉心は 3 ドル以下であり、起因過程では即発臨界には至らないし、遷移過程でもエネルギー発生の可能性は低く、保守的な厳しい燃料集中条件で放出される機械エネルギーがこの程度との論理で安全評価がなされており、評価と設計の保守性は理解できる。従い、SNR-300 (32.7 万 kWe)、CRBRP (38 万 kWe*) の炉心、少なくとも 40 万 kWe までは過去に十分な議論がなされ、その評価手法の妥当性が認められていると考えるべきではないか。

*注 この電気出力は昭和 51 年の原子力白書から転記しており確認が必要。

回答

拝承。ご意見を踏まえて、今後、検討していく。

◆ 委員意見

仮に 60 万 kWe 級程度までなら、機械エネルギー収納でも可能との結論に至ったとしても、フランスが 100~150 万 kWe 級の大型炉で実用化を目指しているなら、次期炉 ASTRID が 60 万 kWe 規模であっても、実用段階の大型炉心と同様な安全論理で設計対策を講じることが合理的であるとし、日本と同様に再臨界回避方策を採るように働きかけていくことは重要だが、SDC では、そこまで規定できない。

以上を明確にした上で、再臨界回避の設計要求を出すことが必要。併せて、もんじゅの安全設計は、中型炉心と頑健な炉容器設計と大型格納容器の安全余裕によって、適切な安全設計がなされていることを説明できるようにしておく必要がある。(本 SDC を世界標準にしていく努力によって、「もんじゅ」の安全設計が不十分との理解につながらないような配慮が必要不可欠) このために、例えば以下のような整理をしていくことが重要と考える。

	DBE 対策	BDBE 対策	CDA 初期	CDA 後期
もんじゅ	<ul style="list-style-type: none"> ・全出力範囲で出力係数は負。 ・2 系統の急速炉停止系 	<ul style="list-style-type: none"> ・DBE 評価に対する設計余裕(冷却材沸騰までの余裕大) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ボイド反応度が 3 ドル未満であるため、炉心損傷初期に正のボイド反応度効果によって即発臨界を超過しない (CABRI 試験結果と SAS 解析による論証) →再臨界回避は自然に対応されている 	<ul style="list-style-type: none"> ・大規模な全炉心プールに拡大した場合に、熔融燃料の集中によって再臨界超過の可能性。(Mechanical Design Margin の評価) ・これによる機械エネルギーによって原子炉容器は破損せず、上部プラグから噴出する Na 火災の影響は大型格納容器で収納できる(対衝撃試験、炉心膨張過程の試験と解析、Na 燃焼解析による論証) →再臨界の影響は、頑健な原子炉容器と大型格納容器が有する安全余裕で収納。 ・全量の炉心燃料デブリを炉心下部で安定冷却できる受け皿の設置。
実用炉	<ul style="list-style-type: none"> ・全出力範囲で出力係数は負。 ・独立性と多様性を強化した 2 系統の急速炉停止系 	<ul style="list-style-type: none"> ・受動的な急速炉停止機構の採用 	<ul style="list-style-type: none"> ・ボイド反応度が 6 ドル以下に制限し、有効炉心長さを 1m 以下にすることで、炉心損傷初期に正のボイド反応度効果によって即発臨界を超過させない (CABRI 試験結果と SAS 解析による論証) →再臨界回避は炉心設計を制約することで達成 	<ul style="list-style-type: none"> ・熔融燃料の早期炉心外流出を実現できる FAIDUS を採用し、炉心損傷後期に再臨界超過に至らせない (EAGLE 試験と SIMMER による論証)。 ・全量の炉心燃料デブリを炉心下部で安定冷却できる多層の受け皿の設置。 →再臨界が発生しないように内部ダクト付燃料集合体を採用し、原子炉容器内で事故影響を終息。

このような比較整理を明確にしておくことにより、一定規模の出力を超える大型炉では、受動的炉停止機構と再臨界回避(炉心設計の制約: 6 ドル以下、FAIDUS の採用)が必要になると説明し、「もんじゅ」の安全設計は、保守的な設計思想によって、結果的に同等レベルの安全性を有しているとの説明ができることが必要である。

すなわち、出力が 40 万 kWe 前後までの中型炉心であれば、保守的な原子炉構造及び格納容器の設計によって、CDA 時の機械的、熱的影響を収納できることがわかっているので、これらの炉心には設計自由度があるとし、それ以上の炉心規模では、機械エネルギー放出の機構や評価手法の双方に対して不確かさが大きくなるなど、明確な論拠を用意しておくことが重要である。

回答

拝承。ご意見を踏まえて、今後、検討していく。

(8) 海外安全規制への適合関連

◆ 委員意見
燃料集合体流路閉塞、計装配管破損からの原子炉容器上部でのナトリウム火災対策、二重容器破損対策、EVST 容器破損の4つの点については、明確な設計要求、対策がわかる基準にしておくことが必要である。

回答（修正案の理由）
<p>集合体流路閉塞：現状案では、燃料集合体と炉心支持構造物の構造設計に対して誤装荷と流路閉塞の防止を要件としている。装荷後の各燃料集合体の状態の確認の必要性については、燃料集合体と炉心支持構造物の構造設計や燃料取扱い設備の設計による誤装荷防止機能の信頼性に依存するため、これらの設計状況を踏まえて、今後検討する。</p> <p>計装配管からのナトリウム漏えい：「もんじゅ」でも2次系配管において経験した事象であり。「クライテリア 59 計装設備」に補足的な要件として追記する。</p> <p>二重容器破損対策、EVST 容器破損：「論点の整理」参照。</p>

修正案	
クライテリア 59 計装設備（追加）	<p>6.31bis</p> <p>原子炉冷却材バウンダリと原子炉カバーガスバウンダリ、2次ナトリウムバウンダリを貫通または接続される計装ラインは、その破損を想定しても、系外へのナトリウム漏えいとその燃焼を防止または抑制できるように設計しなければならない。</p> <p>Instrumentation lines, which penetrate or are connected to the reactor coolant boundary, the reactor cover gas boundary, the secondary sodium boundary and the secondary cover gas boundary, shall be designed so that sodium leak and combustion, which might be caused by their failure, are prevented or mitigated.</p>

(9) 炉心反応度特性関連

◆ 委員意見

ロシアを含む欧州では、正のボイド反応度についての安全論議がこれまで繰り返されてきた。このため、SDCの中で、適正な範囲の正のボイド反応度は、炉心安全性の観点で問題ではないことをSDCの中で明らかにしておくことが重要である。

回答

「クライテリア 45 原子炉炉心の制御」において、「6.6. 運転状態及び炉心損傷を含まない事故の状態において、正の最大反応度とその投入による増加率を制限または補償して、結果として原子炉冷却系のどのバウンダリも損傷が回避され、冷却が維持され、ならびにあらゆる炉心の重大な破損が回避されなければならない。」との記述があり、正反応度投入を考慮しても炉心損傷を回避できる設計を求めており、指摘の内容は盛り込まれていると考える。

◆ 委員意見

- 具体的には、①DBE 条件では、「冷却材沸騰に至らない+燃料被覆管も破損しない」範囲とし、すべての運転範囲で出力係数は負であれば運転制御性の観点からも問題ないとの記載。②これに加え、2 系統の炉停止系が機能喪失した場合にも、受動的炉停止機構によって冷却材沸騰や燃料破損に至る前に事象終息できるボイド反応度（冷却材温度係数）であれば良い。③更に、ATWS から CDA に至る場合においても、炉心損傷初期に正のボイド反応度に起因して即発臨界を超過しない範囲（6 ドル以下）であれば良い。
- 以上の3条件が満たされる正のボイド反応度の範囲であれば、正のボイド反応度は許容される等を SDC の中で規定しておくことが、不毛な安全論議を将来的に防止しておく上で重要である。

回答

拝承。ご意見を踏まえて、今後、検討していく。

(10) 信頼性関連

◆ 委員意見

軽水炉の安全設計審査指針などでは、高い信頼性を確保すべき安全設備に対しては、「多重性又は多様性及び独立性」という表現が用いられてきており、今回の SDC の記載において表現を変える理由は見当たらないので、この表現で統一すべきと考える。

回答

「論点の整理」参照。

◆ 委員意見

- なお、同指針の用語の定義には「多様性」は同一の機能を有する異なる性質の系統又は機器が2つ以上あることとなっている。従い、軽水炉のボロン水注入による炉停止機能は、制御棒による急速炉停止能力と同等ではなく、事象推移の早い過渡変化や事故には対応できない場合があるため、多様性の範疇で議論されるのは不適切。一方、高速炉の急速炉停止系は、安全保護系信号、制御棒形状、論理回路、吸収体の保持構造、文節構造の有無、等、原子炉停止機能を実現するための系統や構成する要素・機器に多様性があるにも拘わらず、「棒形式だから多様性がない」との指摘も不適切。これらの設計対策は、炉停止系の信頼度を確保するための方策であり、仮に原理が異なる機構を採用しても、対応できる異常事象が限られていては信頼性を向上することはできない。今後、高速炉の条件で、上記多様性を個々に採用する方式による炉停止機能の信頼性向上効果を定量的に評価しておくことが望まれる。

回答

拝承。ご意見を踏まえて、今後、検討していく。

(11) その他

◆ 委員意見

福島事故の教訓や、我が国でのこれまでの安全性にかかる研究開発を踏まえ、強調すべきところは強調することが重要。

回答

拝承。

◆ 委員意見

SDC の範囲に関する条件について、例えば、セキュリティ関連は一般的に言えば、設計要求に入って当然であるが、GIF では別に作成することから、本 SDC に詳細には含めなかったこと等について、学会報告書では明記すべき。

回答

拝承。報告書作成の際に反映する。

◆ 委員意見

地震等、外部ハザードに対する主要な道路の健全性確保に対する要求は、この安全設計の範囲？

回答

外部事象に対するサイト固有の具体的対応の1つであり、安全要求よりも下位の位置であり、SDC の対象範囲ではないと考える。

◆ 委員意見

- ・ DS414 は福島事故を反映することはせずに発効するとされている。この DS414 をベースにした SFR 安全設計クライテリアは、福島事故の教訓の今後の内外の反映動向も考慮して改訂を継続していく必要がある。

回答

拝承。

◆ 委員意見

- 交流電源が DBE の範疇で不要とできる設計であっても、自然循環時の運転制御パラメータ監視やダンパーなどの制御のために必要となる直流電源を充電できる緊急交流電源を、直流電源の維持期間以内に確保できる設計としておくことが必要。
- 直流電源の維持期間は、上記の緊急交流電源あるいは電源車などによる給電に必要な時間（8 時間程度が目安？あるいは今般の事故を踏まえて 72 時間とするか、福島事故の分析を

しておく必要がある)。

回答

電源喪失の継続時間については、福島事故の教訓反映の動向を考慮して検討していく。送電網の状況やプラントの特性にもかかわるため、想定継続時間については、各国の状況に依存すると考えられること、また、性能要件である SDC においては定量的数値は記載されていないことから、電源喪失の継続時間についても記載してない。

◆ 委員意見

常用電源系(外部電源、開閉所、電源盤、母線を含む)に関する要件がない。

回答

SDC は基本的にプラント設計に対する要求であるため、現状、外部電源や開閉所に関する要求は記載しておりません。記載するとすれば、国内設計指針を参考に、「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。」とすることが考えられる。電源盤、母線等に関しましては、従来は下位の規格・基準等で記載がなされていると考える。福島事故の教訓や本委員会の議論等を踏まえ、必要に応じ追記について検討する。

◆ 委員意見

原子炉建屋内の水素爆発抑制に関する要件は不要か。

回答

水素発生の防止、影響緩和対策の設計に依存し、現時点では必要性が明確になっていないため、現時点では要件とはしない。

◆ 委員意見

5.16bs (内部ハザード) ,5.64(避難経路、原文のまま)、6.16-2 (二次冷却系)、6.39(制御室、原文のまま)、7 4 (消火系、原文のまま)、 Na 火災防止・影響緩和に関する要求は十分か？例えば、一次系のことを言っていない。窒息消火の必要性？(必要なら気密性が求められる)。

回答

1 次冷却材漏えい時の化学反応対策に関しては、別途追記を検討する。部屋の窒素化(窒素消火)に関しては、その位置づけや目的が設計依存で異なるため、現状では陽には要求しないこととしている。

◆ 委員意見

Criterion 42bis は、「5.General Plant Design」に置くべきではないか。

回答

個別設備の設計に関連する事項であり、「6. DESIGN OF SPECIFIC PLANT SYSTEMS」の冒頭に含めた。

◆ 委員意見

「52：緊急時炉心冷却」は、ナトリウム冷却高速炉（JSFR）の場合、緊急時炉心冷却系は存在しないため、51の残留熱除去と併せて記載した方がよい。（エディトリアル）

回答

「52：緊急時炉心冷却」は、事故直後の短時間の炉心冷却に関する要件として、クライテリア 51とは別項目としている。

(12) 用語など

◆ 委員意見

用語の定義も重要なので追加する。SFR の SDC のみで定義するもの、IAEA の定義に従うもの等を示す。今後のことも考えるとできるだけ IAEA の定義に従ったほうが引用しやすいと思う。

回答

Glossary については、IAEA の Safety Glossary (2007)を基本とし、SFR 特有の用語を追加する形で素案を作成しており、委員会において適時ご紹介させてほしい。

◆ 委員意見

(2) “as the Generation IV nuclear system”というフレーズが所々に出てくるが、必要か。

回答

特に強調したい部分以外で、冗長な表現となる部分は、削除する方向で検討する。

◆ 委員意見

(3) diversity の要求については慎重であって欲しい。

回答

拝承。

◆ 委員意見

全体 (文書作成方針)	冷却材に相当する用語の統一について。Sodium/coolant が混在している。用語の統一をすべきである。
----------------	--

回答

基本的には、ナトリウムとしての特性に着目しているか、冷却材としての特性に着目しているかで、区別したいと考える。統一的に扱うとして Sodium coolant とするの也不错。

◆ 委員意見

安全と信頼性→安全性と信頼性 (2章)

回答

拝承。

◆ 委員意見

・ クライテリア 17 5.21 は脚注 4 なし。

回答

DS414 の脚注を挿入する。

◆ 委員意見

・ クライテリア 25：単一故障基準の定義は？

回答

IAEA Safety Glossary 2007 に定義される、いわゆる単一故障基準を踏襲している。

◆ 委員意見

・ 6.16 ポンプの羽根車と弁の部品の”ような”→たとえばポンプの羽根車と弁の部品等

回答

拝承。

5.8. ナトリウム冷却高速炉の安全性の考え方（案）：論点の整理

付録 B 及び 5.5 節に示す SDC 第 1 次素案に対して、5.6 節に示す意見を踏まえて、主要な論点についての考え方を案として整理した。その結果を 5.8.1 節に示す。これらの考え方については、今後も継続して見直しを図っていくこととする。5.8.1 節の考え方に対して、本委員会でも出された意見に基づいて摘出された今後検討していくべき事項を 5.8.2 節に示す。

5.8.1. 主要な論点についての考え方（案）

(1) 事象区分の考え方

事象区分の定義は、DS-414 に従うこととする。運転状態には通常運転状態と異常な過渡変化、事故状態には設計基準事故と DEC が含まれる。(図 27 参照)

(2) 深層防護の考え方（安全目標と設計要件の関連付け）

深層防護の定義と基本的考え方は DS-414 に従うこととする (図 30 参照)。DS-414 では、深層防護の考え方に関して INSAG-12¹⁰³⁾ を参照している。INSAG-12 では、深層防護と事象区分を関連づけて議論しており、本 SDC においてもそれを参照することとする。

以下の GIF の安全性と信頼性に関する技術目標を反映する。

- ・ 安全性と信頼性-1
第 4 世代原子力エネルギーシステムの運転性は、安全性と信頼性において優れる。
- ・ 安全性と信頼性-2
第 4 世代原子力エネルギーシステムは、炉心損傷の発生頻度は極めて低く、その程度もとても小さい。
- ・ 安全性と信頼性-3
第 4 世代原子力エネルギーシステムは、サイト外緊急時対応の必要性を排除する。

技術目標 1 に対しては、異常が発生しがたく、発生したとしても事故へ進展することなく通常運転状態に復帰できることが求められる。このため、ロバストかつ、簡素な設計、ヒューマンエラー低減、技術実証の強化等が求められている。

技術目標 2 に対しては、深層防護のレベル 3 までの安全設計に加えて、レベル 4 として炉心損傷防止策を導入することで炉心損傷頻度の低減を図る。具体的な数値目標については、各国の判断に依存するが、SDC 標準化の観点からは、標準的な目安を想定して安全要求を定めることが望ましい。特に重要な安全設備の機能強化を行う上では、受動安全設備を導入することを要件とする。これは、能動安全設備の多重性あるいは多様性を強化することのみで対応することに限界があると考えられるからである。

技術目標 3 に対しては、サイト外緊急時対応を必要とする放射性物質の環境放出を防止するため、

深層防護のレベル4を強化することを要件とする。このことは、第3世代炉では、取り入れられていなかった設計対策を取り入れることによって、DECにおいても放射性物質の環境放出を適切に抑制できるようにすることを意図する。なお、「サイト外緊急時対応の必要性を排除する」は、既設炉における従来の想定では、サイト外緊急時対応が発動されるような事故シーケンスに対し、放射性物質の環境放出を適切に抑制できるよう設計方策をあらかじめ取り入れておくことを意図しており、深層防護のレベル5としてのサイト外緊急時対応を否定するものではない。

(3) 設計拡張状態の要件

DECに関する基本的な考え方は、「5.4.3 設計拡張状態の考え方」を参照のこと。

第4世代炉では、安全性と信頼性に関する技術目標として、「サイト外緊急時対応の必要性を排除すること」と掲げている。従って、放射性物質の放出に至るようなDECについて、第4世代炉の安全設計要件では、ALARPではなく、重大な放射性物質の放出が実質上無くなる（Practically eliminated）ような要件とする必要がある。

(4) 再臨界エネルギー発生に関する要件

炉停止失敗からの炉心損傷に対しては、即発臨界超過に伴う機械的エネルギー放出（エナジェティクス）によって原子炉容器が破損する場合、格納機能が脅かされることから、エナジェティクスを防止して、原子炉冷却材バウンダリが維持されることを要件とし、エナジェティクスに至らない再臨界の防止までは求めない。

原子炉容器の耐性の範囲内に発生エネルギー（炉心蓄積エネルギー）を抑制することを求める。発生エネルギーが過大となるポテンシャルを持つ炉心の場合、炉心ボイド反応度抑制や、熔融燃料の炉心外への排出のための設計方策を取り入れることを求める。

(5) 原子炉容器内事象終息を要件とする必然性

重大な放射性物質の放出を実質上なくすためには、原子炉容器内を含む格納容器内で保持できればよい。炉停止失敗からの炉心損傷に対する格納機能確保（炉容器内保持または格納容器内保持）が要件となる（除熱失敗については、炉心損傷を考慮するか否かについて設計に依存する）。

以下の理由から、IVRの達成が推奨される。

- ・ エナジェティクスによる原子炉容器破損に至る場合、格納容器が従属的に破損して放射性物質の早期大規模放出に至る可能性が高くなることからこれを防止する必要がある。
- ・ ナトリウム冷却炉は、原子炉容器が破損しない限り、系統加圧や冷却材注入を行うことなく、原子炉容器内のナトリウム液位を保持することが可能であり、かつ、冷却材の自然循環が可能であることから炉心冷却性に優れている。一方、原子炉容器が破損し、損傷した炉心物質

が格納容器内に移行する状況においては、格納容器内は高温のナトリウムで満たされた状態となり、水を冷却媒体として使用できない。そのような状況における損傷炉心の冷却性に関する不確かさは相対的に大きくなる。

(6) 信頼性の要件（多重性、多様性、独立性など）

(a) 用語の定義と要件

主旨としては共通要因による機能喪失を防止することであるが、これを達成することが必ずしも容易ではないことから要件とはせず、安全設計審査指針の「多重性または多様性及び独立性」を要件とする。

ただし、安全設計審査指針でいうところの「多重性または多様性及び独立性」は、IAEA の定義に従えば、「冗長性及び実用上可能な限り多様性」とすべきと考える。

参考として、「多様性」「冗長性」についての用語の定義に関する IAEA の Glossary (IAEA Safety Glossary 2007Edition) の記載と日本の安全設計審査指針の記載を下記に示す。

<diversity : IAEA Safety Glossary 2007Edition>

The presence of two or more redundant systems or components to perform an identified function, where the different systems or components have different attributes so as to reduce the possibility of common cause failure, including common mode failure.

Examples of such attributes are: different operating conditions, different working principles or different design teams (which provide functional diversity), and different sizes of equipment, different manufacturers, and types of equipment that use different physical methods (which provide physical diversity).

<日本語訳：多様性>

ある機能を果たすための2つ以上の冗長な系統または機器が存在することであって、これらの系統あるいは機器が、共通モード故障を含む共通原因故障の可能性を減ずるように異なる属性を有すること。

異なる運転状態、異なる作動原理、あるいは異なる設計チーム（これらは機能上の多様性を提供する）、異なる構成要素の大きさ、異なる製造メーカ、異なる物理的方法を用いた構成要素のタイプ（これらは物理的な多様性を提供する）

<redundancy : IAEA Safety Glossary 2007Edition>

Provision of alternative (identical or diverse) structures, systems and components, so that any one can perform the required function regardless of the state of operation or failure of any other.

<日本語訳：冗長性>

他の構造、系統及び機器の故障や運転の状態に関係なく機能を果たすことができるように、代替となる（同じものか多様性のある）構造、系統及び機器を用意すること。

<安全設計審査指針の定義>

- ・ 「多重性」とは、同一の機能を有する同一の性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう。
- ・ 「多様性」とは、同一の機能を有する異なる性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう。
- ・ 「独立性」とは、二つ以上の系統又は機器が設計上考慮する環境条件及び運転状態において、共通要因又は従属要因によって、同時にその機能が阻害されないことをいう。

IAEA の定義に従えば、「冗長性」は、同一か多様性があるかは問わず、互いに干渉しない同じ機能を果たす複数の構造、系統、及び機器を用意することを意味する。

「多様性」は、共通要因故障の可能性減ずる異なる属性を有する複数の系統または機器を用意することであり、我が国指針の「多様性」に近い。

「多様性」には幅があるので、安全機能の重要度に依存するが、重要度の特に高い設備に対しては何らかの多様性を考慮すべきであり、「冗長性及び実用上可能な限り多様性」を要求する。

DEC では、多重故障を想定するケースがあるが、この際、共通要因故障の可能性を考慮する。すなわち、冗長な系統に対しては2系統以上の機能喪失を想定するが、多様性を有する系統に対しては、多様性の程度を考慮して判断する。

(b) 要件への反映

共通要因による機能喪失の防止が特に求められる設備への、多重性、多様性、独立性に関する要求事項を下記に示す。

<原子炉停止系>

2系統の制御棒による炉停止系で構成する場合、制御棒を挿入するという点で冗長な系統であるが、構成要素レベルでは多様性を持たせることが可能であり、これを要件とする。

共通要因を排除する観点からは挿入時の固着を防止し、かつ、これが炉停止失敗要因として支配的にならないように設計する必要がある。

DEC 対応として、受動的な炉停止機構の設置を要件とする。

<崩壊熱除去系>

2次ナトリウムを空冷する系統を複数設ける設計が主流であり、冗長性を要件とすることはまず必要。共通要因対策として、設置位置や機器レベルでの多様化が必要であり、これを要件とする。

DEC 対応としては、ナトリウム冷却の特徴を活かして長時間の動力電源喪失を想定しても自然循環能力を考慮して機能すること、外的事象を含めてより共通要因の影響を受けにくい代替冷却手

段を確保することを要件とする。

<SG 伝熱管破損対策設備>

漏えい検出設備：

反応抑制設備の起動信号となることから冗長性を要件とする。

反応抑制設備（水蒸気系のブローと遮断）：

ブロー弁と止め弁が作動失敗する場合、影響が厳しくなる可能性があるため冗長性を要件とする。

圧力開放・反応生成物処理設備：

ラプチャーディスクは確実に開放されると考えられるので、冗長性は求めない。

<電源設備>

外部電源は複数系統に接続。

非常用電源を備え冗長性を要件とする。

DEC 対応として実用上可能な限り多様性のある代替電源を確保する。

(7) 電源喪失の想定

全電源喪失（TBO：Total Black Out）については、全交流電源喪失（SBO：Station Black Out）後にバッテリー（無停電電源装置）を使い切った後は考慮すべきだが、SDC としてはまずは SBO への対応を要求することで良いと考える。

SBO の継続時間やバッテリー維持時間に関しては、送電網の状況やプラントの特性にも関わるため、具体的な数値（時間）は各国の規制マターであると考え、現状の SDC には記載していない。

一方、非常用電源の多様化、多重化については、要件として考慮する。単一故障基準だけでなく、非常用電源の多重故障を想定しても炉心燃料と使用済燃料の冷却が可能であることを要件とする。さらに、共通要因による機能喪失防止に配慮し、その配置設計を行うとともに実用上可能な限り多様性を確保するものとする。

5.8.2. 今後検討していくべき事項

5.8.1 節の考え方の内容に対して本委員会が出された意見を、今後検討していくべき事項として以下にまとめた。

(1) 記載の粗密について

本 SDC は、第 4 世代 SFR の安全設計要件を記載することを意図したものであり、設計仕様の細部を規定するものではない。このため、記載の詳細さは、DS414 のレベルを参考として、今後も見直しをかけていくべきである。

(2) 直流電源の耐性確保について

福島第一原子力発電所の事故の教訓の反映として、直流電源喪失に対する要件を具体化していくべきである。

(3) 設計拡張状態の考え方について

カテゴリ 1 (炉心損傷防止) とカテゴリ 2 (炉心損傷時の影響緩和) の考え方をわかりやすく整理する必要がある。原則的には、両者を起因事象によらず考慮することを前提とすべき。

SDC の範囲の中で、ストレステストに近い部分など考慮に入れるべきかどうかなどは相当慎重に議論すべきである。

(4) 受動的安全機能の必要性について

安全機能の信頼性確保の観点から能動的な安全設備に受動的なものを組み合わせるとの考え方としているが、その考え方をよりわかりやすく解説すべき。

(5) 事故管理方策の必要性について

第 4 世代炉 SFR でも、運転員操作に依存する事故管理方策は必要と思われるので、その考え方を示すべきである。

(6) サイト外緊急時活動の必要性について

深層防護のレベル 5 に位置づけられるサイト外緊急時活動は、設計に依存することなく必要であり、盛り込むべきである。

(7) ALARP について

第 4 世代炉に対しても低頻度事象に対する考え方として ALARP の考え方を残すべきである。

(8) 原子炉停止系の要件について

原子炉停止系の要件として能動的な 2 系統は必要であり、そのうえで受動的機構を組み込むことがわかるように記述すべきである。

(9) ナトリウムボイド反応度について

炉心の固有の反応度フィードバック特性が確保される範囲において、正のボイド反応度が許容されることを明示的に示すべきである。

6. 結言

2011年9月22日の首相国連演説で示された通り、我が国は、福島第一原子力発電所事故の教訓を基に原子力発電所の安全性を世界最高水準に高め、国際的な原子力安全の向上に貢献していく考えを示している。また、福島第一原子力発電所事故以後においてもなお、世界的な高速炉開発は継続されており、これまで高速炉開発を先行してきた我が国は、高速炉分野においても国際貢献を果たしていく必要がある。

一方、我が国は第4世代原子力システムの研究開発の多国間による国際協力に関する枠組みである第4世代炉国際フォーラム（GIF）に参加している。このGIFにおいては、第4世代炉として高い安全性を具現化するための世界標準たる安全設計クライテリア（SDC）を整備することとしている。SDCは原子炉施設の安全性確保に必要な設計に対する要件であり、SDC整備後は国内外の原子力安全規制に取り入れられ、安全確保上重要な位置づけとなることが期待される。したがって、第4世代炉である高速炉のSDCを整備することは、急速に高速炉開発を進める新興国においても世界標準の安全性を担保するために必要である。また、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえてSDCを整備することは、福島第一原子力発電所事故の当事国であり高速炉開発先行国である我が国の国際的責務である。

世界最高水準を標榜するSDCとするためには、原子力安全の専門家の集まっている日本原子力学会を活用することが有益である。そこで、本特別専門委員会は我が国の高速炉安全の専門家を集結して各設計要件の検討を行うこととした。SDCの検討に際して、第1次素案に対して委員から意見書を提出する方式で、議論の効率化を図った。多くの意見に対して回答書を作成するとともに、意見を反映してSDCの改訂を図った。また、多くの意見を分類することにより、論点が抽出され、委員会で議論がなされた。本委員会では、以下の事項について論点整理がなされた。GIFにおける議論を踏まえて論点整理は継続することとし、2年間の計画の中で議論を深めていく計画である。

- ・ 事象区分と深層防護
- ・ DECの考え方（炉心損傷防止と影響緩和／外部事象／Na化学反応／燃料取扱設備）
- ・ 再臨界エネルギー発生に関する要件
- ・ 原子炉容器内事象終息を要件とする必然性
- ・ 信頼性の要件（多重性、多様性、独立性など）
- ・ 電源喪失の想定 など

最後に、極めて多忙な時期に、多くの時間を割いて「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア」の検討に当たってくださった委員各位、及び委員会活動に協力いただいた幹事に深く感謝の意を表す。

平成24年1月

一般社団法人 日本原子力学会

「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア」特別専門委員会

主査 山口 彰

参考文献

- 1) 日本原子力研究開発機構: “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズⅡ最終報告書”, JAEA-Evaluation 2006-002 (2006年6月) .
- 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) 資源エネルギー庁, “原子力立国計画”(2006年8月).
- 4) 原子力委員会: “高速増殖炉サイクル技術の今後 10年程度の間における研究開発に関する基本方針”, (2006年12月26日) .
- 5) 日本原子力研究開発機構: 日本原子力発電株式会社, “高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT プロジェクト); フェーズⅠ報告書”, JAEA-Evaluation 2011-003 (2011年6月) .
- 6) 日本原子力研究開発機構, “高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討”, JAEA-Review 2011-032 (2011年6月) .
- 7) Blue Ribbon Commission on America’s Nuclear Future: “Draft Report to the Secretary of Energy,” U.S. Department of Energy (July 29, 2011), (online) available from <http://brc.gov/sites/default/files/documents/brc_draft_report_29jul2011_0.pdf> (accessed 2011-11-21).
- 8) 原子力委員会: “平成24年度原子力関係経費の見積りに関する基本方針”, (2011年7月19日).
- 9) U.S. DOE, Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, “A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems,” GIF-002-00 (December 2002).
- 10) The Risk and Safety Working Group of the Generation IV International Forum: “Basis of the Safety Approach for Design and Assessment of Generation IV Nuclear Systems, Revision 1,” the OECD Nuclear Energy Agency, GIF/RSWG/2007/002 (November 24, 2008).
- 11) International Atomic Energy Agency: “Fundamental Safety Principles,” Safety Standard Series No. SF-1, IAEA, Vienna (2006).
- 12) International Atomic Energy Agency: “Safety of Nuclear Power Plants: Design,” Safety Standard Series No. NS-R-1, IAEA, Vienna (2000).
- 13) 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) .
- 14) 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) .
- 15) 近澤 他: “ナトリウム冷却炉の燃料取扱設備の検討” JAEA-Research 2006-032 (2006年4月) .
- 16) 浅田忠一、大山彰、倉本昌昭、法貴四朗、三島良績、望月恵一 監修: 新版 原子力ハンドブック オーム社 (1989年) .
- 17) 日本原子力学会, “日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準 (レベル2 PSA 編): 2008” (2009年3月) .
- 18) 遠藤 他: “将来高速炉の安全審査要件に関する検討 (III) 炉心損傷事故時の再臨界事象評価の考え方,” 日本原子力学会「2011年秋の大会」(2011年9月) .
- 19) 日本原子力研究開発機構: “平成21年度 文部科学省 原子力システム開発事業 炉心損傷評価技術 (レベル2PSA) の開発 成果報告書,” (2010) .
- 20) International Nuclear Safety Advisory Group: “Defence in Depth in Nuclear Safety,” INSAG-10, International Atomic Energy Agency, Vienna (1996).
- 21) H. Yamano, S. Kubo, Y. Shimakawa, K. Fujita, T. Suzuki, K. Kurisaka: “Conceptual Design for a Large-Scale Japan Sodium-Cooled Fast Reactor (2) Safety Design and Evaluation in JSFR,”

- Proceedings of 2011 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'2011), Nice, France (May 2-5, 2011) No.11219.
- 22) 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)
 - 23) 独立行政法人日本原子力研究開発機構 FBR 安全ユニット: “高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討,” JAEA-Review 2011-032 (June 2011) .
 - 24) International Atomic Energy Agency: “Long Term Structure of the IAEA Standards and Current Status,” (Sep. 2011), available from < <http://www-ns.iaea.org/downloads/standards/status.pdf> >.
 - 25) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “Title 10, Code of Federal Regulation, Appendix A to Part 50 - General Design Criteria for Nuclear Power Plants,” available from <<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/>>.
 - 26) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition,” NUREG-0800 (1987).
 - 27) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “Policy Statement on the regulation of advanced reactors,” NRC-2008-0237, Federal Register Vol.73, 199 (Oct.14, 2008).
 - 28) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “Feasibility Study for a Risk-Informed and Performance-Based Regulatory Structure for Future Plant Licensing,” NUREG-1860 (2007).
 - 29) “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.
 - 30) Western European Nuclear Regulators’ Association: “Reactor Safety Reference Levels,” WENRA Reactor Harmonization Working Group (January 2007).
 - 31) Western European Nuclear Regulators’ Association: “Safety Objectives for New Power Reactors” WENRA Reactor Harmonization Working Group (Dec. 2009).
 - 32) Western European Nuclear Regulators’ Association: “Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants,” WENRA Reactor Harmonization Working Group (Nov. 2010).
 - 33) Western European Nuclear Regulators’ Association: “Progress towards Harmonisation of Safety for Existing Reactors in WENRA Countries,” WENRA Reactor Harmonization Working Group (Jan. 2011).
 - 34) Western European Nuclear Regulators’ Association: “Stress Tests Specifications, Proposal by the WENRA Task Force,” (April 2011).
 - 35) 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) ”.
 - 36) 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) .
 - 37) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “Safety Evaluation Report related to the construction of the Clinch River Breeder Reactor Plant,” NUREG-0968 (1983).
 - 38) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “Preapplication safety evaluation report for the Power Reactor Innovative Small Module (PRISM) liquid-metal reactor, Final report,” NUREG-1368 (Feb.1994).
 - 39) U.S.Department of Energy Office of Nuclear Energy, Science, and Technology: Report to Congress, “Advanced Fuel Cycle Initiative: Objectives, Approach, and Technology Summary,” (May 2005).

- 40) Y. I. Chang, P. J. Finck, C. Grandy et al.: “Advanced Burner Test Reactor Preconceptual Design Report,” ANL-ABR-1 (ANL-AFCI-173) (2006).
- 41) U.S. Department of Energy: “Nuclear Reactor Safety Design Criteria,” DOE 5480.30 (1993).
- 42) F. E. Dunn, T. H. Fanning, and J. E. Cahalan: “Preliminary Safety Evaluation of the Advanced Burner Test Reactor,” ANL-AFCI-172 (2006).
- 43) G. Flanagan: “ANS Standards Activities Related to Sodium-Cooled Small Modular Reactors,” Transactions of the American Nuclear Society, Vol. 105, Washington, D.C., (October 30–November 3, 2011).
- 44) American National Standards Institute/ American Nuclear Society, “General Safety Design Criteria for a Liquid Metal Reactor Nuclear Power Plant,” ANSI/ANS-54.1-1989;W1999 (W=Withdrawn), American Nuclear Society, La Grange Park, Illinois (1989).
- 45) 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) .
- 46) European Communities: “LMFBR safety criteria and guidelines for consideration in the design of future plants,” EUR 12669 EN (1990).
- 47) “General Regulations on Ensuring Safety of Nuclear Power Plants,” OPB-88/97 (1997).
- 48) “Nuclear Safety Rules for Reactor Installations of Nuclear Power Plants,” PBYa RU AS-89 (2007).
- 49) 日本原子力学会「原子力安全」調査専門委員会 技術分析分科会: “福島第一原子力発電所 1 号機～3 号機の現状推定”, (2011 年 4 月 18 日).
- 50) 日本原子力学会「原子力安全」調査専門委員会 技術分析分科会: “福島第一原子力発電所事故からの教訓”, (2011 年 5 月 9 日).
- 51) 日本原子力学会, 日本保全学会: “原子力安全国際シンポジウム(ISON2011)声明 -原子力安全の確保に向け最大限の貢献-”, (2011 年 11 月 1 日).
- 52) “原子力安全規制に関する組織等の改革の基本方針”, 平成 23 年 8 月 15 日 閣議決定, (online) available from < http://www.cas.go.jp/jp/genpatsujiko/pdf/kakugi_110815.pdf > (accessed 2011-11-22).
- 53) 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 原子力安全委員会決定, (2010).
- 54) 原子力安全委員会: “当面の施策の基本方針の推進に向けた取組について”, 23 安委決第 1 号, 平成 22 年 2 月 3 日 原子力安全委員会決定, (2011).
- 55) 原子力災害対策本部: “原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書－東京電力福島原子力発電所の事故について－”, 2011 年 6 月, (online) available from <http://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/pdf/houkokusyo_full.pdf> (accessed 2011-11-22).
- 56) 原子力安全委員会: “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について”, 安委決第 8 号, 平成 23 年 10 月 20 日 原子力安全委員会決定, (2011).
- 57) 原子力安全委員会: “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”, 平成 4 年 5 月 28 日 原子力安全委員会決定、平成 9 年 10 月 20 日 一部改正.
- 58) 原子力安全委員会: “発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針”, 平成 18 年 9 月 19 日 原子力安全委員会決定.
- 59) 原子力安全委員会: “発電用原子炉施設の耐震安全性に関する安全審査の手引き”, 平成 22 年 12 月 20 日 原子力安全委員会了承.

- 60) 原子力安全委員会委員長: “安全審査指針類の検討について (指示)”, 安委第 28 号, 平成 23 年 6 月 16 日.
- 61) 原子炉安全基準・指針専門部会 安全設計審査指針等検討小委員会: “安全設計審査指針等検討小委員会における検討状況について”, 基指専第 19-1 号, 平成 23 年 12 月 28 日.
- 62) 原子炉安全基準・指針専門部会 地震・津波関連指針等検討小委員会: “地震・津波関連指針等検討小委員会における検討状況について”, 基指専第 19-2 号, 平成 23 年 12 月 28 日.
- 63) 原子力安全委員会: “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について(想定を超える津波に対する安全確保の基本的考え方)”, 平成 23 年 10 月 31 日.
- 64) 原子力安全・保安院: “福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について”, 平成 23 年 3 月 30 日.
- 65) 経済産業省: “平成 23 年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について (指示)”, 平成 23・03・28 原第 7 号, 平成 23 年 3 月 30 日.
- 66) 原子力安全・保安院: “福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施状況の確認結果について”, 平成 23 年 5 月 6 日.
- 67) 原子力安全・保安院: “福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施状況の確認結果及び保安規定変更の認可について (女川原子力発電所) ”, 平成 23 年 6 月 1 日.
- 68) 経済産業省: “福島第二原子力発電所の緊急安全対策の実施について(指示)”, 平成 23・04・20 原第 20 号, 平成 23 年 4 月 21 日.
- 69) 原子力安全・保安院: “原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について(指示)”, 平成 23・04・15 原院第 3 号, 平成 23 年 4 月 15 日.
- 70) 原子力安全・保安院: “原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る指示に対する各社の実施状況の評価結果について”, 平成 23 年 6 月 7 日.
- 71) 原子力安全・保安院: “原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について(指示)”, 平成 23・06・07 原院第 1 号, 平成 23 年 6 月 7 日.
- 72) 経済産業省: “平成 23 年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の原子力発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について (指示)”, 平成 23・06・07 原第 2 号, 平成 23 年 6 月 7 日.
- 73) 原子力安全・保安院: “福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施状況の確認結果について”, 平成 23 年 6 月 18 日.
- 74) 原子力安全委員会: “東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価に関する報告について”, 23 安委決第 7 号, 平成 23 年 7 月 6 日.
- 75) 原子力安全・保安院: “東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について (指示)”, 平成 23・07・20 原院第 1 号, 平成 23 年 7 月 22 日.
- 76) 原子力安全・保安院: “東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価に関する評価手法及び実施計画”, 平成 23 年 7 月 21 日.
- 77) “東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会の開催について”, 平成 23 年 5 月 24 日 閣議決定, (online) available < <http://icanps.go.jp/2011/07/03/kaisai.pdf> > (accessed 2011-11-22).
- 78) IAEA Fact-Finding Team: “IAEA International Fact Finding Expert Mission of the Nuclear Accident

- Following the Great East Japan Earthquake and Tsunami, Preliminary Summary”, 2011-06-01, (online) available from <<http://www.iaea.or.at/newscenter/focus/fukushima/missionsummary010611.pdf>> (accessed 2011-11-22).
- 79) IAEA 専門家調査団: “IAEA 調査団 暫定的要旨”, 2011 年 6 月 1 日, (online) available from <http://www.mofa.go.jp/mofaj/saigai/pdfs/iaea_ps110601jp.pdf>, (accessed 2011-11-22).
- 80) The Great East Japan Earthquake Expert Mission: “IAEA International Fact Finding Expert Mission of the Nuclear Accident Following the Great East Japan Earthquake and Tsunami”, 2011-06-16, (online) <http://www-pub.iaea.org/MTCD/Meetings/PDFplus/2011/cn200/documentation/cn200_Final-Fukushima-Mission_Report.pdf>, (accessed 2011-11-22).
- 81) 東日本大震災専門家調査団: “東日本大震災及び津波による福島第一原子力発電所の事故に関する IAEA 国際専門家調査団”, 2011 年 6 月 16 日, (翻訳: 原子力安全・保安院, 2011), (online) available from <<http://www.nisa.meti.go.jp/oshirase/2011/08/230805-5-1.pdf>>, (accessed 2011-11-22).
- 82) 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)).
- 83) 原子力災害対策本部: “国際原子力機関に対する日本国政府の追加報告書 - 東京電力福島原子力発電所の事故について - (第 2 報)”, 2011 年 9 月, (online) available from <http://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/pdf/houkokusyo_full_dai2.pdf>, (accessed 2011-11-22).
- 84) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “Followup to the Fukushima Daiichi Nuclear Station Fuel Damage Event”, NRC Inspection Manual, Temporary Instruction 2515/183, 2011-03-23, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1107/ML11077A007.pdf>>, (accessed 2011-11-22).
- 85) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “Inspections at U.S. Nuclear Plants Prompt Corrective Actions; Reports Being Made Public”, May 13, 2011, NRC News No.11-081, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1113/ML111330728.pdf>>, (accessed 2011-11-22).
- 86) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “NRC Issues Summary of Recent U.S. Nuclear Plant Inspections”, May 20, 2011, NRC News No.11-088, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1114/ML111400475.pdf>>, (accessed 2011-11-22).
- 87) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “NRC Continues Examination of Emergency Procedures at U.S. Nuclear Plants”, June 6, 2011, NRC News No.11-097, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1116/ML11160A149.pdf>>, (accessed 2011-11-22).
- 88) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “COMGBJ-11-0002 – NRC Actions Following the Events in Japan”, March 23, 2011, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1108/ML110820875.pdf>>, (accessed 2011-11-22).
- 89) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “NRC Appoints Task Force Members and Approves Charter for Review of Agency’s Response to Japan Nuclear Event”, April 1, 2011, NRC News No.11-062, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1109/ML110910479.pdf>>, (accessed 2011-11-22).
- 90) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century-the Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-Ichi Accident-”, 2011-07-12 (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1118/ML111861807.pdf>>, (accessed 2011-11-22).
- 91) 原子力安全委員会事務局: “米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告 (福島第一原子力発電所事故に基づく短期タスクフォースの検討結果) (勧

- 告概要紹介) ”, 原子力安全委員会 当面の施策の基本方針の推進に向けた外部の専門家との意見交換 – 安全確保の基本原則に関すること – 第4回会合 参考資料第 4-1 号, 2011-09-30, (online) available from < <http://www.nsc.go.jp/annai/kihon22/gensoku/20110930/ssiryoy4-1.pdf> >, (accessed 2011-11-22).
- 92) R.W.Borchardt: “Recommended Actions to Be Taken Without Delay from the Near-Term Task Force Report”, SECY-11-0124, September 9, 2011, (online) available from < <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/secys/2011/2011-0124scy.pdf>>, (accessed 2011-11-22).
- 93) R.W.Borchardt: “Prioritization of Recommended Actions to Be Taken in Response to Fukushima Lessons Learned”, SECY-11-0137, October 3, 2011, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1126/ML11269A204.pdf>>, (accessed 2011-11-22).
- 94) A.L. Vietti-Cook: “Staff Requirements – SECY-11-0124 – Recommended Actions to Be Taken Without Delay from the Near-Term Task Force Report” October 18, 2011, (online) available from < <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/srm/2011/2011-0124srm.pdf> >, (accessed 2011-11-22).
- 95) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “NRC Takes Action on Japan Near-Term Task Force Safety Recommendations”, October 20, 2011, NRC News No. 11-202, (online) available from < <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1129/ML11293A030.pdf>>, (accessed 2011-11-22).
- 96) General Secretariat of the European Council: “European Council, 24/25 March 2011, Conclusions”, 2011-04-20, (online) available from <http://www.consilium.europa.eu/uedocs/cms_data/docs/pressdata/en/ec/120296.pdf>, (accessed 2011-11-22).
- 97) Western European Nuclear Regulators’ Association: “First Proposal about European “Stress Tests” on Nuclear Power Plants”, 2011-03-23, (online) available from < http://www.wenra.org/extra/news/?module_instance=1&id=29 >, (accessed 2011-11-22).
- 98) WENRA Task Force: ““Stress Tests” Specifications Proposal by the WENRA Task Force”, 2011-04-21, <http://www.wenra.org/dynamaster/file_archive/110421/0ea2c97b35d658d73d1013f765e0c87d/StressTestsSpecifications2011-04-21.pdf>, (accessed 2011-11-22).
- 99) European Nuclear Safety Regulators Group: “Declaration of ENSREG”, 2011-05-13, (online) available from <http://www.ensreg.eu/sites/default/files/EU%20Stress%20tests%20specifications_0.pdf>, (accessed 2011-11-22).
- 100) European Union: “After Fukushima: EU Stress tests start on 1 June (Press Release)”, 2011-05-25, <<http://europa.eu/rapid/pressReleasesAction.do?reference=IP/11/640&format=PDF&aged=1&language=EN&guiLanguage=en>>, (accessed 2011-11-22).
- 101) Deputy Ministers of Energy and senior representatives of the Ministries of Energy and National Authorities Responsible for Nuclear Energy of the Republic of Armenia, Republic of Belarus, Republic of Croatia, Russian Federation, Swiss Confederation, Republic of Turkey, Ukraine, in cooperation with the EU: “Joint Declaration / Press Statement, On Comprehensive Risk and Safety Assessments of Nuclear Plants (‘Stress Tests’)”, 2011-06-23, (online) available from <http://ec.europa.eu/energy/nuclear/safety/doc/20110623_stress_test_joint_declaration_eu_neighbouring_countries.pdf>, (accessed 2011-11-22).

- 102) “Statement from Mr Andrej Stritar, Chairperson of ENSREG, following the 16th Group’s meeting of 11 October 2011”, HLG_p(2011-16)_78, (online) available from <http://www.ensreg.eu/sites/default/files/http___circa.europa.eu_Members_irc_tren_nuclear_safety_and_waste_library_1=_chairperson_ensreg_11-10-11__EN_1_0.pdf>, (accessed 2011-11-22).
- 103) International Nuclear Safety Advisory Group: “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev.1,” INSAG-12, International Atomic Energy Agency, Vienna (1999).

表 1 安全設計概念の特徴に関する軽水炉との比較

		ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)	軽水炉(PWR)
原子炉施設の特徴	炉心燃料の特徴	<ul style="list-style-type: none"> 高速中性子を利用した高出力密度の稠密炉心 冷却材ボイド反応度が炉心中心領域で正となりうる。 通常運転状態において炉心は最大反応度体系ではない。 燃焼に伴う反応度低下が小さい。 燃料要素は高温・高内圧・高照射環境で使用される。 <p>高速中性子束：～2E15n/cm²s 出力密度：～160MW/m³ 炉心燃料体積比：～40% 燃料要素配列ピッチ：1.1（3角配列） 燃焼度：～150GWd/t 通常時被覆管温度：～700℃ 通常時燃料温度：～2300℃</p>	<ul style="list-style-type: none"> 熱中性子を利用した低出力密度 減速材を兼ねる冷却材のボイド係数は負 低温水で満たされた状態で炉心は最大反応度体系となる。 燃焼に伴う反応度低下が大きい。 燃料要素は比較的低温・低照射環境で使用される。 <p>高速中性子束：～3E14n/cm²s 出力密度：～100MW/m³ 炉心燃料体積比：～30% 燃料要素配列ピッチ：1.3（正方配列） 燃焼度：～40GWd/t 通常時被覆管温度：～350℃ 通常時燃料温度：～2300℃</p>
	冷却材の特徴	<ul style="list-style-type: none"> 化学的に活性な液体金属 大気圧における融点・沸点：98℃・880℃ 熱伝導率が高い。 不透明 照射によって放射化する。 	<ul style="list-style-type: none"> 化学的に安定な水 沸点：100℃（大気圧）、345℃（15.8MPa） 熱伝導率が低い。 透明

表 1 安全設計概念の特徴に関する軽水炉との比較

		ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)	軽水炉(PWR)
原子炉施設の特徴	プラントの特徴	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高温・低圧の冷却系（冷却材の減圧沸騰なし） ・ 炉心出入口の温度差大（過渡時の温度変化大） ・ 材料の熱膨張や温度変化に伴う応力、クリープ特性に着目した構造設計 ・ 冷却材漏えいに対して、ガードベッセル等の静的機器で冷却材確保 ・ 冷却材の自然循環による崩壊熱除去がしやすい。 ・ 原子炉容器内に液面を有し、不活性ガスを封入したカバーガスバウンダリを形成 ・ ナトリウムと水との熱交換器となる蒸気発生器を有するため、蒸気発生器伝熱管等漏えいの影響が炉心に直接及ぶことがないように2次ナトリウム系（中間ループ）を設置 ・ 2次系圧力を1次系より高く設定することで、1次/2次バウンダリ破損時にも放射性物質の流出を抑制 ・ 還元雰囲気であり、構造材料の応力腐食割れは発生しない（ナトリウムの純度管理は必要） <p>原子炉冷却材圧力：約 0.2MPa 原子炉出入口温度：550/395℃ 水蒸気系圧力：約 19MPa 蒸気発生器出入口温度：495/240℃</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 比較的低温・高圧の冷却系（冷却材の減圧沸騰あり） ・ 炉心出入口の温度差小（過渡時の温度変化小） ・ 内圧による応力に着目した構造設計 ・ 冷却材漏えいに対して、緊急炉心冷却系で注水して冷却 ・ 加圧器を除き基本的には液面なし。原子炉冷却材バウンダリのみで閉じた障壁を形成 ・ 中間ループはなく、1次系が2次系に比べて高圧であり、蒸気発生器伝熱管等漏えいが格納容器バイパスとなりうる。 ・ 水化学管理等により応力腐食割れを防止することが重要 <p>原子炉冷却材圧力：約 15MPa 原子炉出入口温度：325/289℃ 水蒸気系圧力：約 6MPa 蒸気発生器出入口温度：277/220℃</p>

表 1 安全設計概念の特徴に関する軽水炉との比較

		ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)	軽水炉(PWR)
異常 事象 の 特 徴 と 防 止 す べ き 事 項	炉心出力の 異常	<ul style="list-style-type: none"> 冷却材ボイド反応度が正であり、冷却材沸騰、炉心への気泡流入を防止する設計が重要 低圧系であり、制御棒の飛び出しは生じない。 炉心の変形等が反応度異常の原因となりうるためこれを防止する設計が重要 	<ul style="list-style-type: none"> 高圧系であり、制御棒飛び出しを防止する設計が重要 キセノンの生成・消滅による出力分布の振動の抑制が必要
	炉心冷却の 異常	<ul style="list-style-type: none"> 1次系の急激な流量喪失と液位喪失を防止する設計が重要 高温・低圧の冷却系であることを考慮した原子炉冷却材バウンダリ破損防止のための構造設計が重要 	<ul style="list-style-type: none"> 1次系の急激な流量喪失と冷却材喪失を防止する設計が重要 比較的低温・高圧の冷却系であることを考慮した原子炉冷却材バウンダリ破損防止のための構造設計が重要
	炉心局所の 異常	<ul style="list-style-type: none"> 炉心が稠密でありかつ燃料の比出力が高いため、異物混入等による局所的な流路閉塞による燃料破損防止が重要 	
	冷却材の化 学反応	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材の液面を覆うカバーガスに不活性ガスを用いて通常運転時の化学反応を防止 漏えい冷却材は空気中で燃焼するため、漏えいの防止が重要 蒸気発生器伝熱管等の破損によりナトリウムと水が接触するとナトリウム-水反応が発生するためこれを防止することが重要 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心が高温化するとジルコニウム-水反応によって水素が発生するためこれを防止することが重要

表 1 安全設計概念の特徴に関する軽水炉との比較

		ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)	軽水炉(PWR)
影響緩和設備の特徴 (設計基準事象対応)	原子炉停止	<ul style="list-style-type: none"> 少なくとも2系統の制御棒による急速炉停止系を設置 	<ul style="list-style-type: none"> 少なくとも1系統の制御棒による急速炉停止系に加えて、化学体積制御系(ホウ酸濃度制御)により炉停止可能とする。
	崩壊熱除去	<ul style="list-style-type: none"> 独立したナトリウムループを1次あるいは2次主冷却系に接続し、大気に放熱 冷却材漏えい時を含めて炉停止後の炉心冷却を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材バウンダリに余熱除去設備から補機冷却設備を介して海水または大気に放熱 余熱除去設備は冷却材漏えい時の低圧注入系として使用する。
	液位確保	<ul style="list-style-type: none"> 冷却材の減圧沸騰がないので、原子炉冷却材バウンダリ破損に対して、ガードベッセル等の静的機器により液位確保 	<ul style="list-style-type: none"> 冷却材が減圧沸騰するため、原子炉冷却材バウンダリ破損に対して非常用炉心冷却系による冷却材注水により冷却材喪失を防止
	冷却材の化学反応抑制	<ul style="list-style-type: none"> 漏えいナトリウムの燃焼抑制のためには、漏えいの早期検出、漏えい量抑制、漏えいナトリウムの酸素との接触防止等の対策が必要 蒸気発生器伝熱管等漏えいについては、漏えいの早期検出、水側ブロー等の緩和設備を設置する。大漏えいに対しては、2次系の圧力開放及びナトリウム-水反応生成物処理を行う設備を設ける。 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材喪失事故に伴い発生する可能性があるジルコニウム-水反応により発生する水素または酸素濃度を抑制するために可燃性ガス制御系を設置する。
	格納	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内へのナトリウムの漏えい燃焼が格納容器への負荷要因となりうるため、これを抑制 ガス状放射性物質の格納容器内への放出がありうるためこれを格納 ガス状放射性物質の発熱及び機器放散熱に対して格納機能を維持する必要がある。 1次/2次バウンダリ破損に対してインリークとすることで格納容器内2次系配管を格納バウンダリとする。 格納容器配管貫通部等からの漏えいを抑制するためにコンファインメントと非常用ガス処理系を設ける。 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材喪失事故に伴い格納容器内に放出される原子炉冷却材の有するエネルギーによって生じる圧力温度に対して格納機能を維持する必要がある。 このため格納容器を耐圧設計とすると共に格納容器スプレイ設備を設置する。 格納容器バイパスを防止するため、格納容器貫通配管に隔離弁を設置 格納容器配管貫通部等からの漏えいを抑制するためにアニュラスとアニュラス空気浄化設備を設ける。

表 1 安全設計概念の特徴に関する軽水炉との比較

	ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)	軽水炉(PWR)
検査性の特徴	<ul style="list-style-type: none"> • ナトリウムが化学的に活性であり、1 次系バウンダリの開放が困難 • 低温停止時にも系統温度が 200℃と高い • ナトリウムは不透明 • 検査のための人のアクセスと目視による検査ができないため、上記の条件に対応できる遠隔検査技術の開発が必要 	<ul style="list-style-type: none"> • 検査時には原子炉冷却材バウンダリが開放され、系統温度は数十度に低下する。 • 水は透明であり視認性が良い。 • 人がアクセスして目視検査しやすい。また、バウンダリの体積検査も可能

表 2 燃料取扱設備の安全設計概念の特徴に関する軽水炉との比較

		ナトリウム冷却高速増殖炉 (SFR)	軽水炉 (PWR)
安全上の特徴	燃料の特徴	<ul style="list-style-type: none"> MA を含むため、新燃料時から発熱及び放射線量がある。 Pu 富化度が高いため、冷却材が喪失すると臨界となりやすくなる方向 使用済燃料の崩壊熱の減衰期間が長い。 <p>新燃料発熱量：～3 kW 弱 燃料交換時発熱量：～35 kW 弱 炉外燃料貯蔵槽における減衰後の発熱量：～約 10 kW 新燃料時の放射線量（目安）：軽水炉使用済燃料と同程度 減衰期間：炉外燃料貯蔵槽での貯蔵期間：原子炉の 1 運転サイクル（～26 カ月）、水プールでの貯蔵期間：約 2 年</p>	<ul style="list-style-type: none"> 新燃料（ウラン燃料）は発熱なし。但し MOX 燃料については、発熱及び放射線量があるが、SFR 燃料よりいずれも低い。 冷却材が喪失しても臨界となりにくくなる方向 使用済燃料の崩壊熱の減衰期間が短い。 <p>新燃料発熱量：0.01W 程度（ウラン）、0.1kW 程度（MOX） 燃料交換時発熱量：数十 kW～数 kW 新燃料時の放射線量（目安）：0.1mSv/h（ウラン） 10mSv/h（MOX） 減衰期間：6 ヶ月程度でキャスクを用いた搬出が可能</p>
	燃料取扱時の特徴	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉及び炉外燃料貯蔵槽はナトリウム雰囲気中であり、肉眼確認による取扱いが出来ない。 原子炉冷却材であるナトリウムが化学的に活性であることを考慮した取扱いが必要 発熱量が高いため、除熱への考慮が必要 放射線量が高いため、遮へいが必要 <p>遠隔操作・遠隔監視 不活性ガスの利用 ナトリウム及び不活性ガスによる冷却（ナトリウムの比熱：0.316kcal/kg・℃）</p>	<ul style="list-style-type: none"> 燃料交換は水雰囲気中であり、肉眼確認による取扱いが可能 原子炉冷却材である水は化学的に安定 使用済燃料及び MOX 燃料については発熱量が高いが、水雰囲気中で扱うため、除熱しやすい。 使用済燃料及び MOX 燃料については放射線量が高いため、遮へいが必要 <p>直接監視・操作が可能 使用済燃料、MOX 燃料については水雰囲気中での燃料取扱水による冷却（水の比熱：1.36kcal/kg・℃）</p>

表2 燃料取扱設備の安全設計概念の特徴に関する軽水炉との比較

		ナトリウム冷却高速増殖炉 (SFR)	軽水炉 (PWR)
異常事象の特徴	機械的損傷	<ul style="list-style-type: none"> ナトリウム中から水プールへの移送など、燃料環境の変更時には気中（不活性ガス中）を経る過程が必要となることから、移送中における燃料の機械的損傷は、放射性物質放出事故につながる恐れがある。 ナトリウムを用いていることから、炉外燃料貯蔵槽及び原子炉は外部雰囲気から遮断されており、当該箇所における燃料の機械的損傷では、直ちに放射性物質放出事故に至ることは無い。 	<ul style="list-style-type: none"> ウラン新燃料搬入時を除く燃料取扱はすべて水雰囲気中で行うが、水雰囲気は開放環境にあり、移送中における機械的損傷は放射性物質放出事故につながる恐れがある。
	除熱喪失	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料の崩壊熱が大きいことから、燃料移送中における異常時には、早期に燃料を冷却する手段が必要 炉外燃料貯蔵槽においてナトリウムを喪失すると除熱喪失に至り、また容易には補給ができないことから、液位確保（冷却材確保）が重要 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱いを多量の水雰囲気中で行うことから、移送中における異常時においても、常に燃料を冷却可能 冷却材である水は熱容量が大きく、最終除熱源を喪失しても直ちに燃料の除熱機能を失うことは無い。除熱には液位確保が重要だが、容易に補給が可能である。
	遮へい	<ul style="list-style-type: none"> ナトリウム中から水プールへの移送など、燃料環境の変更時には気中（不活性ガス中）を経る過程が必要となることから、移送時に使用する機器、容器に故障又は損傷が生じると、放射線漏えい（ストリーミング）を生じる恐れがある。 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱いを水雰囲気中で行うことから、水が遮へい材の役割を担う。また必要に応じ、ホウ酸水を用いる。従って、冷却材でもある水を喪失すると、放射線漏えいが生じる。

表2 燃料取扱設備の安全設計概念の特徴に関する軽水炉との比較

		ナトリウム冷却高速増殖炉 (SFR)	軽水炉 (PWR)
設備対応の特徴	燃料交換機 (燃料取替 クレーン (PWR))	<ul style="list-style-type: none"> 不十分な状態での燃料つり上げ防止、電源喪失に対応した無励磁ブレーキ等により燃料落下を防止 耐震性を確保し、燃料落下を防止 高い位置決め精度を確保し、肉眼確認を不要とする。 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料グリッパは動力源（空気）を喪失しても、燃料落下を防止する構造を採用 耐震性を確保し、地震時の転倒を防止
	燃料出入機 (燃料移送 装置)	<ul style="list-style-type: none"> 放射線遮へい機能を付加 機器誤作動による燃料損傷をインターロック等により防止 燃料移送中の異常事態を想定し、気体による除熱機能を付加 	<ul style="list-style-type: none"> 機器誤作動による燃料損傷をインターロック等により防止
	炉外燃料貯蔵槽	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器と同様に容器を二重化することにより、冷却材（ナトリウム）喪失を防止 自然循環を用いて、電源喪失時にも冷却性を確保 燃料ラックにより、燃料間隔を適切に保つことにより、臨界を防止 原子炉と同等の安全性を要求するが、原子炉に比較して使用温度は低い。 	
	使用済燃料 プール（使用済燃料ピット）	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールに移送前に、燃料に付着したナトリウムを除去、不活性化する手順が必要 燃料ラックにより、燃料間隔を適切に保つことにより、臨界を防止 	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット底部には、排水溝を設けない 漏えい検知機を設置 燃料ラックにより、燃料間隔を適切に保つことにより、臨界を防止
	格納	<ul style="list-style-type: none"> 燃料移送を行うオペレーションフロアの換気空調により、放射性物質の閉じ込め機能を確保 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替中の燃料落下を検知し、自動で通常換気系からアニュラス空気浄化設備に切り替えることにより、放射性物質の放散を抑制

表2 燃料取扱設備の安全設計概念の特徴に関する軽水炉との比較

	ナトリウム冷却高速増殖炉 (SFR)	軽水炉 (PWR)
保守性	<ul style="list-style-type: none"> 燃取設備の保守、検査については、原子炉運転中に実施可能とし、定期検査期間への影響を避ける。 	<ul style="list-style-type: none"> 燃取設備の保守、検査については、定期検査中に実施
運転性	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉への燃料交換以外の工程については、原子炉運転中に実施できるような構成とし、定期検査期間への影響を避ける。 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料交換操作は、原子炉周りを含めて定期検査中に実施

表3 シビアアクシデントに関する特徴の軽水炉との比較

	ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)	軽水炉(PWR)
原子炉	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧系であり、バウンダリ破損に対してもガードベセル等で冷却材の保持が可能 ・ 原子炉容器内での損傷炉心の保持・冷却が重要 ・ 再臨界事象に着目される。 ・ 格納容器内事象に進展した場合、ナトリウム燃焼、ナトリウム-コンクリート反応、デブリ-コンクリート反応に着目される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧系であり、バウンダリ破損が格納容器内への冷却材流出につながる。 ・ 水蒸気爆発に着目される(主として格納容器内) ・ Zr-水反応、水の放射線分解による水素発生、蓄積燃焼に着目される。 ・ デブリ-コンクリート反応に着目される。
燃料取扱設備	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料移送中に長時間全交流電源喪失が生じて移送停止した場合、除熱喪失から燃料溶融に至る可能性がある。また当該事象は格納容器外で発生し得る。よって除熱喪失への対応と共に、燃料移送を行うオペレーションフロアに、隔離または換気空調機能による放射性物質の閉じ込め、除去機能が求められる。 ・ 高発熱の炉外燃料貯蔵槽の長時間の除熱喪失や液位喪失を想定すると、臨界や燃料溶融が生じる可能性がある。 ・ 使用済み水燃料プールにおいて、長時間の除熱喪失を想定すると、臨界や燃料溶融が生じる可能性がある。 ・ 水の放射線分解によって水素が発生する可能性がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済み水燃料プールにおいて、長時間の除熱喪失を想定すると、臨界や燃料溶融が生じる可能性がある。 ・ 水の放射線分解によって水素が発生する可能性がある。

表 4 安全設計要件「原子力発電所の安全：設計」(SSR2/1) の目次構成

<p>1. 序論</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 背景 ● 目的 ● 適用範囲 ● 構成 <p>2. 安全目標、安全原則及び安全概念の適用</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 放射線防護 ● 設計における安全 ● 深層防護の考え方 ● プラント設計のその運転寿命を通しての健全性維持 <p>3. 設計における安全の管理</p> <p>4. 主要な技術要件</p> <p>5. 一般プラント設計</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 設計基準 ● プラント寿命を通しての安全運転のための設計 ● 人的因子 ● その他の設計上の配慮 ● 安全解析 	<p>6. 具体的なプラントと系統の設計</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 炉心と関連機能 ● 原子炉冷却系 ● 格納容器構築物と格納容器系 ● 計測制御系 ● 非常用電源供給系 ● 補助系及び補機系 ● その他の出力変換系 ● 放射性排出物及び放射性廃棄物の処理 ● 燃料取扱・貯蔵系 ● 放射線防護
--	---

表5 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

<p style="text-align: center;">米国</p> <p style="text-align: center;">一般設計指針 (GDCの仮訳)</p> <p style="text-align: center;">* 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants</p>	<p style="text-align: center;">日本</p> <p style="text-align: center;">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 style="text-align: center;">(原子力安全委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂)</p>	<p style="text-align: center;">比較結果</p>
<p>1. 全般的要件</p> <p>クライテリオン1 品質基準および記録</p> <p>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、妥当性ならびに十分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果たす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に果たすことに十分な保証を与えるために、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、施設の被認可者により、又はその管理のもとに、維持すること。</p>	<p>指針1. 準規規格及び基準</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> <p>指針9. 信頼性に関する設計上の考慮</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>指針10. 試験可能性に関する設計上の考慮</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2 自然現象に対する防護のための設計基準</p> <p>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、津波および静振（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と言われる）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。</p> <p>(1) 歴史的データの精度、量、およびその集積期間が限られていることに対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</p> <p>(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</p> <p>(3) 果たすべき安全機能の重要度</p>	<p>指針2. 自然現象に対する設計上の考慮</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 GDC の要求内容は同等</p>
<p>クライテリオン3 火災に対する防護</p> <p>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的な場所すべてに、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悪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、その破損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ないように設計しなければならない。</p>	<p>指針5. 火災に対する設計上の考慮</p> <p>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 GDC の要求内容は同等</p>
<p>クライテリオン4 環境条件及び飛来物に対する設計基準</p> <p>安全上重要な構築物、系統および機器は、通常運転、保守、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、配管打ちち（パイプホイップ）、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>指針3. 外部人為事象に対する設計上の考慮</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>指針4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮</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>指針6. 環境条件に対する設計上の考慮</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>GDC 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は同等。</p>
<p>クライテリオン5 構築物、系統および機器の共用</p> <p>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及び冷却を含めその安全機能遂行能力を著しく損なわないことが証明されない限り、原子力発電施設ユニット間で共用してはならない。</p> <p>(GDC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>指針7. 共用に関する設計上の考慮</p> <p>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>指針8. 運転員操作に対する設計上の考慮</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>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p> <p>GDC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5 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

米国 一般設計指針 (GDCの仮訳) * 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants	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
II 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っ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、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。 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。	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は同等。
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、輸送及び取扱い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は同等。
クライテリオン11 原子炉に固有の防護 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実質的効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こり得ないか、あるいは確実にかつ直ちに検知、抑制されるように設計されなくてはならない。	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の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くてはならない。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。	日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等
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、急速な伝播型破損、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くてはならない。	指針19. 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20. 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。	日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等
クライテリオン16 格納容器の設計 格納容器及びその関連系は、周辺への放射能の無制御な放出に対して本質的な耐漏洩障壁となり、かつ、想定事故条件において要求される期間中、格納容器の安全上重要な設計条件を超えないように設計しなければならない。	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。 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 の要求内容は同等
II 多重障壁による核分裂生成物の放出防止		

表5 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

<p style="text-align: center;">米 国</p> <p style="text-align: center;">一般設計指針 (GDCの仮訳)</p> <p style="text-align: center;">* 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants</p>	<p style="text-align: center;">日 本</p> <p style="text-align: center;">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 style="text-align: center;">比較結果</p>
<p>クライテリオン17 電源系統 安全上重要な構築物、系統および機器が機能を果たせるように、所内電源系ならびに外部電源系を設置しなくてはならない。それぞれの系統の安全機能は（他方の系統が機能しないと仮定して）次のことを保証するため十分な容量と能力を提供することではなければならない。 (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ならびに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。 (2) 想定事故が発生した場合、炉心冷却が行われ、かつ格納容器の健全性ならびに他の極めて重要な機能が維持されること。 バッテリーを含む所内電源および所内配電系統は、単一事故を想定して、その安全機能を果たすために十分な独立性、多重性ならびに試験可能性を持たなくてはならない。 送電線網から所内配電系統までの電力は、運転中、想定事故下ならびに環境条件下で起こる同時故障の可能性を實際上可能な限り低くするように設計され、設置された物理的に独立した2回路（必ずしも別々の線路用地を通す必要はない）によって供給されなければならない。両回路に共通の開閉所は容認される。これらの回路の各々は、設計書に示された燃料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、すべての所内交流電源供給ならびにその他の外部電力回路の喪失後、十分な時間利用できるような設計されなければならない。これらの回路のうち1回路は、炉心冷却、格納容器の健全性、及び他の重要な安全機能が維持されるように、冷却材喪失事故後2〜3秒以内に利用できるような設計されなければならない。 原子力発電ユニットが発電した電力の喪失、送電線網からの電力の喪失、あるいは所内電源からの電力の喪失の結果として、あるいはそれらと同時に、他の残った電源からの電力喪失が起こる可能性を最小限にするように対策を講じなければならない。</p> <p>クライテリオン18 電気系統の検査および試験 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な重要な部分及び機能の適切な定期検査及び試験ができるように設計しなければならない。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に設計しなければならない。 (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作動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系3者間の電源の切替。</p>	<p>指針48. 電気系統 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。 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。 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。 (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。 (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並びにその他の所の系統及び機器の安全機能を確保すること。 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定期的試験及び検査が可能な設計であること。</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19 制御室 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な状態に維持するための操作をとり得るように設けら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對してもそれ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に適切な放射線防護がなされなければならない。 制御室外の適切な場所に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な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>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。 指針42. 制御室外からの原子炉停止機能 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。 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>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 (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>指針44. 原子力発電所緊急時対策所 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。 指針45. 通信連絡設備に関する設計上の考慮 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。 指針46. 避難通路に関する設計上の考慮 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>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>
<p>III 保護系および反応度制御系</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。</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</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>

表5 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

<p style="text-align: center;">米国</p> <p style="text-align: center;">一般設計指針 (GDCの仮訳)</p> <p style="text-align: center;">* 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants</p>	<p style="text-align: center;">日本</p> <p style="text-align: center;">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 style="text-align: center;">比較結果</p>
<p>(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>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 保護系は果たすべき安全機能に応じて、機能の信頼性を高く、かつ、供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) 保護系の容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>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>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ッ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>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)という事態が生じて、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と実証された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完全な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 反応度制御系の誤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>		
<p>III 保護系および反応度制御系</p>		
<p>クライテリオン26 反応度制御系の多重性と能力 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、制御棒固着のような誤動作に対して適切な余裕を持ちつつ、設計書に示された燃料許容設計限界を超えないように、反応度変化を信頼性をもって制御する能力を有するものとする。第2の反応度制御系は、燃料許容設計限界を超えないことを保証するように、計画的な通常出力変化(Xe 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る。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>指針14. 反応度制御系 1. 反応度制御系は、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計であること。 2. 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、また、炉心冷却を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉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>クライテリオン27 反応度制御系の複合能力 反応度制御系は、想定事故状況下で、制御棒固着に対して適切な余裕を持ちつつ、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>指針15. 原子炉停止系の独立性及び試験可能性 原子炉停止系は、高温待機状態又は高温運転状態から、炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態が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>クライテリオン28 反応度限界 反応度制御系は、想定反応度事故の影響により次のような事態が起こり得ないように、潜在的な反応度増加の量及び率に関し、適切な限界をもって設計しなければならない。</p>	<p>指針16. 制御棒による原子炉の停止余裕 原子炉停止系のうち制御棒による系は、高温状態及び低温状態において、反応度価値の最も大きい制御棒1本が完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できないときでも、炉心を臨界未満にできる設計であること。</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等</p>

表5 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

<p style="text-align: center;">米国</p> <p style="text-align: center;">一般設計指針 (GDCの仮訳)</p> <p style="text-align: center;">* 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants</p>	<p style="text-align: center;">日本</p> <p style="text-align: center;">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 style="text-align: center;">比較結果</p>
<p>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリに対して局部降伏限界を超える大きな損傷を与える。</p> <p>(2) 炉心、炉心支持構造物、あるいは他の原子炉圧力容器内部構造物を動揺させ、炉心冷却能力を著しく損なわせる。</p> <p>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>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</p> <p>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>指針17. 原子炉停止系の停止能力</p> <p>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>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>指針18. 原子炉停止系の事故時の能力</p> <p>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>	
IV 冷却系		
<p>クライテリオン30 原子炉冷却材圧力バウンダリの品質</p> <p>原子炉冷却材圧力バウン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>指針21. 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい検出</p> <p>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>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31 原子炉冷却材圧力バウンダリ破壊の防止</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリは、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。</p> <p>(1) バウンダリが非脆性挙動を示すこと。</p> <p>(2) 急速な伝播型破損の確率を最小限にすること。</p> <p>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ン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。</p> <p>(1) 材料特性</p> <p>(2) 材料特性への照射の影響</p> <p>(3) 残留、定常および過渡応力</p> <p>(4) きずの大きさ</p>	<p>指針20. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊防止</p> <p>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、急速な伝播型破損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>
IV 冷却系		
<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</p> <p>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。</p> <p>(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</p> <p>(2) 原子炉圧力容器のための適切な材料監視計画</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</p> <p>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>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</p> <p>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。本系統の安全機能は、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許容限界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と仮定）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、弁により系統の安全機能が果たされることが保証されるように設計しなければならない。</p>	<p>指針23. 原子炉冷却材補給系</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>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</p> <p>残留熱を除去する系統を設けること。本系統の安全機能は、炉心の核分裂生成物崩壊熱及び他の残留熱を燃料許容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</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>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 緊急時炉心冷却</p> <p>緊急時に十分な炉心冷却が行える系統を設けること。本系統の安全機能は、冷却材喪失事故後に次のような</p>	<p>指針25. 非常用炉心冷却系</p> <p>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</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDCの要求内容は同等</p>

表5 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

米国 一般設計指針 (GDCの仮訳) * 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants	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>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たず燃料及び被覆管の損傷を防止し、(2)被覆管金属-水反応が無視できる程度に抑制される。所内電源運転(外部電源喪失を仮定)及び所外電源運転(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>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、系統の健全性および能力を保証するために、压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>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) 機器の構造的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っていく運転シーケンス全体の性能</p>	<p>止で、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>IV 冷却系</p> <p>クライテリオン38 格納容器内の熱除去 原子炉格納容器から熱を除去する系統を設けること。本系統の安全機能は、他の関連系統の機能と調和して、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降下させ、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、適切な相互連絡、漏洩検知、隔離、及び格納能力を設けること。</p> <p>クライテリオン39 格納容器熱除去系統の検査 格納容器熱除去系統は、系統の健全性および能力を確認するために、トーラス、サンプル、スプレイ・ノズルおよび配管のように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>クライテリオン40 格納容器熱除去系統の試験 格納容器熱除去系は、次のことが保証されるように、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) 機器の構造的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系統をもっていく運転シーケンス全体の性能</p>	<p>指針32. 原子炉格納容器熱除去系 1. 原子炉格納容器熱除去系は、原子炉格納容器設計用の想定事象に対し、その事象に起因して放出されるエネルギーによって生じる原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために十分な機能を有する設計であること。 2. 原子炉格納容器熱除去系は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できるように、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>	日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等
<p>クライテリオン41 格納容器雰囲気気の浄化 格納容器の健全性が維持されることを保証するために、他の関連系統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制御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、酸素及び他の物質を制御するための系統を設けること。 各々の系統は、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、隔離、及び格納能力を有すること。</p>	<p>指針33. 格納施設雰囲気気を制御する系統 1. 格納施設雰囲気気浄化系は、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。 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。 3. 格納施設雰囲気気を制御する系統は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できるように、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>	日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等

表5 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

<p style="text-align: center;">米国</p> <p style="text-align: center;">一般設計指針 (GDCの仮訳)</p> <p style="text-align: center;">* 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants</p>	<p style="text-align: center;">日本</p> <p style="text-align: center;">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 style="text-align: center;">比較結果</p>
<p>クライテリオン42 格納容器雰囲気浄化系の検査 格納容器雰囲気浄化系は、本系統の健全性及び能力を確保するため、フィルタ枠、ダクト、および配管のように重要な機器について適切な定期的検査ができるように設計しなければならない。</p>		
<p>クライテリオン43 格納容器雰囲気浄化系の試験 格納容器雰囲気浄化系は、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) 機器の構造的および耐漏洩性の健全性 (2) ファン、フィルタ、ダンパ、ポンプおよび弁のような系統の動的機器の運転可能性および性能 (3) 系全体の運転可能性、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、通常および非常用電源間の切替、および関連系の運転を含む運転状態に系統をもっていく運転シーケンス全体の性能</p>		
<p>IV 冷却系</p>		
<p>クライテリオン44 冷却水 安全上重要な構築物、系統および機器から最終的な熱の逃が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、これらの構築物、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ものであること。 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。</p>	<p>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>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45 冷却水系の検査 冷却水系は、系の健全性及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。</p>		
<p>クライテリオン46 冷却水系の試験 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ーケンス全体の性能</p>		
<p>(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。)</p>	<p>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。</p>	<p>GDCには記載はないが、日本の要求内容と米国の要求内容は同等</p>
<p>V 原子炉格納容器</p>		
<p>クライテリオン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、対処し得るように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反応から生じる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かった潜在的エネルギー源の影響。 (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</p>	<p>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。</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51 格納容器圧力バウンダリの破壊防止 原子炉格納容器バウンダリは、運転、保守、試験および想定事故状態で次の事項を確保するために、十分な余裕をもって設計しなければならない。 (1) フェライ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ン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。</p>	<p>指針29. 原子炉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5 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

<p style="text-align: center;">米国</p> <p style="text-align: center;">一般設計指針 (GDCの仮訳)</p> <p style="text-align: center;">* 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants</p>	<p style="text-align: center;">日本</p> <p style="text-align: center;">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 style="text-align: center;">比較結果</p>
<p>(1) 材料特性 (2) 残留、定常、および過渡応力 (3) きずの大きさ</p>		
<p>クライテリオン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従わなく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に設計しなければならない。</p>	<p>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。</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) 弾力性のあるシールや伸縮ベロ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</p>	<p>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。</p>	<p>日本の要求内容と米国 GDCの要求内容は同等</p>
<p>V 原子炉格納容器</p>		
<p>クライテリオン54 格納容器を貫通する配管系 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界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>指針 30. 原子炉格納容器の隔離機能 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。</p>	
<p>クライテリオン55 格納容器を貫通する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い限り、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限にするための他の適切な要件を、十分な安全性を保証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、供用期間中検査、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>指針 31. 原子炉格納容器隔離弁 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開口しているか又は原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管系のうち、原子炉格納容器の外側に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>クライテリオン56 一次格納容器の隔離 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くてはならない。 (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>		

表5 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

<p style="text-align: center;">米国</p> <p style="text-align: center;">一般設計指針 (GDCの仮訳)</p> <p style="text-align: center;">* 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants</p>	<p style="text-align: center;">日本</p> <p style="text-align: center;">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 style="text-align: center;">比較結果</p>
<p>クライテリオン 57 閉鎖系の隔離弁 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は、自動、あるいは閉ロックの、あるいは遠隔手動操作可能の、少なくとも1つの隔離弁を備えなくてはならない。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>VI 燃料および放射能の管理 クライテリオン 60 放射性物質の環境放出の管理 原子力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ホールドアップ容量を備えなくてはならない。</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>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。</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>指針 55. 固体廃棄物貯蔵施設 固体廃棄物貯蔵施設は、原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計であること。</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で適切な安全性を保証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こと。 (2) 放射線防護のための適切な遮蔽を有すること。 (3) 適切な格納、閉じ込め、およびフィルタシステムを有すること。 (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こと。 (5) 事故状況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。</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臨界の防止 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>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並びに関連の取扱い区域では、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 50. 燃料の臨界防止 燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、幾何学的な安全配置又はその他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止できる設計であること。</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>	

表5 日本及び米国の軽水炉に関する安全設計要求の比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

米国 一般設計指針 (GDCの仮訳) * 10 CFR appendix A to Part 50 -General Design Criteria for Nuclear Power Plants	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
VI 燃料および放射能の管理 クライテリオン64 放射能放出のモニタリング 予想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。	指針59. 放射線監視 原子炉施設は、通常運転時及び異常状態において、少なくとも原子炉格納容器内雰囲気、原子炉施設の周辺監視区域周辺及び放射性物質の放出経路を適切にモニタリングできるとともに、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計であること。	日本の要求内容と米国 GDC の要求内容は同等
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。)	指針56. 周辺の放射線防護 原子炉施設は、通常運転時において原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。 指針57. 放射線業務従事者の放射線防護 1. 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。 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。 指針58. 放射線業務従事者の放射線管理 原子炉施設は、放射線業務従事者を放射線から防護するために、放射線被ばくを十分に監視及び管理するための放射線管理施設を設けた設計であること。また、放射線管理施設は、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計であること。	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

表6 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
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

<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>(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</p> <p>(「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</p> <p>(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>原子炉施設全般</p>		
<p>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。</p>	<p>方針1. 準拠規格及び基準 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>指針2. 自然現象に対する設計上の考慮 1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響を考慮して、耐震設計上の区分がなされるときも、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>方針2. 自然現象に対する設計上の考慮 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こ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、寿命期間を通じてこ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>
<p>指針3. 外部人為事象に対する設計上の考慮 1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、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>方針3. 人為事象に対する設計上の考慮 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>指針4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、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>方針6. 飛来物等に対する設計上の考慮 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>指針5. 火災に対する設計上の考慮 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>方針7. 火災に対する設計上の考慮 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きも、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>指針6. 環境条件に対する設計上の考慮 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、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>方針4. 環境条件に対する設計上の考慮 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>
<p>指針7. 共用に関する設計上の考慮 安全機能を有する構築物、系統及び機器が2基以上の原子炉施設間で共用される場合には、原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。</p>	<p>方針8. 共用の禁止 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>指針8. 運転員操作に対する設計上の考慮 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>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。 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>方針9. 系統の単一故障 安全上重要な系統は、非常用内電源系のみの運転下または外部電源系のみの運転下で、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。 方針59. 信頼性に関する設計上の考慮 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、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>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。 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。</p>

表6 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
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

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>と。</p> <p>指針10. 試験可能性に関する設計上の考慮 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、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>方針11. 試験可能性に対する設計上の考慮 安全上重要な構築物、系統および機器は、それらの健全性および能力を確認するために、その重要度に応じ、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>と。</p> <p>方針III-3. 試験可能性に関する設計上の考慮 安全機能を有する構築物、系統および機器は、それらの健全性およ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>方針5. ナトリウムに対する設計上の考慮 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と接触しない構造とすること。 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。 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。 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冷却材の漏洩に対しては、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 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。 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。 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>XIII. 付加的限界事象 方針XIII-1. 「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。</p>
原子炉及び原子炉停止系		
<p>指針11. 炉心設計 1. 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることのない設計であること。 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>方針14. 原子炉設計 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。 方針14. 炉心設計 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>方針IV-1. 炉心設計 1. 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系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。 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>指針12. 燃料設計 1. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。 2. 燃料集合体は、輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計であること。</p>	<p>方針15. 燃料設計 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。 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、変形または科学的变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。 3. 燃料集合体は、輸送および取扱い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。 1. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。 2. 燃料集合体は、輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計であること。</p>	<p>方針IV-2. 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着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。</p>
/	/	<p>方針VII-1. 炉心支持構造物 1. 炉心支持構造物は通常運転時や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。</p>

表6 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
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

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>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>指針 13. 原子炉の特性</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>方針 16. 原子炉の固有な特性</p> <p>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>方針 16. 原子炉の特性</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、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>方針 17. 出力振動の抑制</p> <p>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に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>方針IV-3. 原子炉の特性</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>指針 14. 反応度制御系</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>方針 26. 制御棒の最大反応度価値</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>方針 26. 反応度制御系</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>方針 27. 反応度制御系の安全機能</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>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>指針 15. 原子炉停止系の独立性及び試験可能性</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>方針 22. 原子炉停止系の独立性</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>方針V-1. 原子炉停止系の独立性および試験可能性</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>
<p>指針 16. 制御棒による原子炉の停止余裕</p> <p>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</p>	<p>方針 25. 原子炉停止系の反応度停止余裕</p> <p>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</p>	<p>方針V-2. 原子炉停止系の反応度停止余裕</p> <p>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>

表6 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
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

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>きでも、炉心を臨界未満にできる設計であること。</p>	<p>満を維持できる設計であること。</p> <p>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>指針 17. 原子炉停止系の停止能力</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>方針 23. 原子炉停止能力</p> <p>(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つの系の不作為を仮定しても、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>方針23. 原子炉停止系の停止能力</p> <p>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つの系の不作為を仮定しても、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>方針 V-3. 原子炉停止系の停止能力</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>指針 18. 原子炉停止系の事故時の能力</p> <p>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>方針 24. 原子炉停止系の事故時の維持能力</p> <p>原子炉停止系の少なくとも一つは、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。</p> <p>方針 24. 原子炉停止系の事故時の能力</p> <p>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>	
原子炉冷却系		
<p>指針 19. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性</p> <p>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</p>	<p>方針 35. 原子炉冷却材バウンダリの機能</p> <p>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。</p>	<p>方針 VIII-1. 原子炉冷却材バウンダリの健全性</p> <p>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。</p> <p>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</p>

表6 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
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

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
こと。	方針36. 原子炉冷却材バウンダリの健全性 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。	計であること。
指針20. 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、急速な伝播型破断を生じない設計であること。	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。	方針Ⅷ-2. 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。
指針21. 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい検出 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。	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と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。	方針Ⅷ-3. 原子炉冷却材バウンダリの漏洩対策 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。
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できる設計であること。	記載なし	方針Ⅷ-4. 原子炉冷却材バウンダリの試験および検査 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。
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。	方針39. 原子炉冷却材の確保 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。	方針Ⅷ-6. 原子炉冷却材の確保 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。
/	/	方針Ⅷ-5. 1次主冷却系 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。 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。
/	方針40. 原子炉カバーガス等のバウンダリ 原子炉カバーガス等のバウンダリは、異常な原子炉カバーガスの漏洩、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。	方針Ⅸ-1. 原子炉カバーガスバウンダリの健全性 1. 原子炉カバーガスのバウンダリは、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。 方針Ⅸ-2. 原子炉カバーガスバウンダリの漏洩検出 原子炉カバーガスバウンダリから原子炉カバーガ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。
/	方針41. 中間冷却系 (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、安全上重要な構築物、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を起こさない冷却材を使用すること。	記載なし

表6 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
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

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>指針 24. 残留熱を除去する系統</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>方針 42. 崩壊熱および他の残留熱の除去</p> <p>(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。</p> <p>(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設計であること。</p>	<p>方針 X-1. 残留熱を除去する系統の機能</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。</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し場に輸送できる設計であること。</p> <p>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</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>指針 25. 非常用炉心冷却系</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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>指針 26. 最終的な熱の逃し場へ熱を輸送する系統</p> <p>1. 最終的な熱の逃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>方針 43. 冷却水系</p> <p>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し場に確実に伝達できる設計であること。</p>	<p>方針 X-3. 最終的な熱の逃し場へ熱を輸送する系統</p> <p>1. 最終的な熱の逃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>指針 27. 電源喪失に対する設計上の考慮</p> <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、停止後の冷却を確保できる設計であること。</p>	<p>方針 10. 電源喪失に対する設計上の考慮</p> <p>原子力発電所は、短時間の全動力喪失に対して、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。</p> <p>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>方針 X-4. 電源喪失に対する設計上の考慮</p> <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>
原子炉格納容器		
<p>指針 28. 原子炉格納容器の機能</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)及び適切に地震荷重に耐え、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>方針 44. 格納容器の機能</p> <p>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故に対し、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。</p> <p>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。</p> <p>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>方針 XI-1. 原子炉格納容器の機能</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>XIII. 付加的限界事象</p> <p>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</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>		

表6 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
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

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>指針 29. 原子炉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。</p>	<p>方針 46. 格納容器バウンダリの破壊防止 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、保守時、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>方針 XI-2. 原子炉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>
<p>指針 30. 原子炉格納容器の隔離機能 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。</p>	<p>方針 47. 格納容器を貫通する配管系 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。 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。</p>	<p>方針 XI-3. 原子炉格納容器の隔離機能 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。 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。</p>
<p>指針 31. 原子炉格納容器隔離弁 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。</p>	<p>方針 48. 格納容器を貫通する系及び閉じた系の隔離弁 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。 (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。 (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。 (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。 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であること。</p>	<p>方針 XI-4. 原子炉格納容器隔離弁 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。 (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。</p>
<p>指針 32. 原子炉格納容器熱除去系 1. 原子炉格納容器熱除去系は、原子炉格納容器設計用の想定事象に対し、その事象に起因して放出されるエネルギーによって生じる原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために十分な機能を有する設計であること。 2. 原子炉格納容器熱除去系は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できるように、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>指針 33. 格納施設雰囲気気を制御する系統 1. 格納施設雰囲気気浄化系は、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。 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。 3. 格納施設雰囲気気を制御する系統は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できるように、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>方針 45. アンユラス浄化系 アンユラス浄化系は、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>方針 XI-5. 非常用ガス処理系 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。 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>
安全保護系		
<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>方針 30. 安全保護系の多重性 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ン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>方針 VI-1. 安全保護系の多重性 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>指針 35. 安全保護系の独立性 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</p>	<p>方針 31. 安全保護系の独立性 安全保護系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、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ン</p>	<p>方針 VI-2. 安全保護系の独立性 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</p>

表6 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
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

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
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。	ネル相互を分離し、重複した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。	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。
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。	方針 28. 安全保護系の過渡時の機能 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。	方針 VI-6. 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。
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。	方針 29. 安全保護系の事故時の機能 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。	方針 VI-7. 安全保護系の「事故」および「稀有事故」時の機能 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。
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。	方針 32. 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。	方針 VI-3. 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。
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。	方針 33. 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。	方針 VI-4. 安全保護系と計測制御系の分離 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。
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。	方針 34. 安全保護系の試験可能性 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。	方針 VI-5. 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。
制御室及び緊急時施設		
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	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 42. 制御室外からの原子炉停止機能 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。	方針 21. 制御室外からの停止機能 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続き安全な状態に維持できること。	記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)
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。	方針 20. 制御室 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。	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 44. 原子力発電所緊急時対策所 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。	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)
指針 45. 通信連絡設備に関する設計上の考慮 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、多重性及び多様性を備えた設計であること。	方針 13. 通信連絡設備に対する設計上の考慮 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できるとともに、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。	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 46. 避難通路に関する設計上の考慮 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。	方針 12. 避難通路に対する設計上の考慮 原子力発電所は、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	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6 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
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

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
を有する設計であること。		
計測制御系及び電気系統		
<p>指針 47. 計測制御系</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>(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>(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。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>方針 18. 計測制御系</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</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監視できる設計であること。</p>	記載なし (準拠規格および基準など軽水炉と同一)
<p>指針 48. 電気系統</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。</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。</p> <p>(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。</p> <p>4. 重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計であること。</p>	<p>方針 19. 電気系統</p> <p>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>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。</p> <p>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。</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。</p> <p>(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。</p> <p>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できる設計であること。</p>	<p>方針 XII-1. 電気系統</p> <p>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おいては、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。</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。</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。</p> <p>(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。</p> <p>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>
燃料取扱系		
<p>指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備</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。</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>方針 49. 核燃料の貯蔵および取扱い</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(3) 貯蔵設備は、適切な貯蔵容量を有すること。</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>(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。(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>	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>指針 50. 燃料の境界防止</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、境界を防止できる設計であること。</p>	<p>方針 50. 核燃料の境界防止</p> <p>核燃料の貯蔵設備および取扱い設備は、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、境界を防止する設計であること。</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>指針 51. 燃料取扱場所のモニタリング</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>方針 51. 核燃料取扱い場所のモニタリング</p> <p>核燃料の取扱い場所は、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>	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6 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
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

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
放射性廃棄物処理施設		
指針 52. 放射性気体廃棄物の処理施設 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。	方針 52. 放射性気体廃棄物の処理 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、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)
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。	方針 53. 放射性液体廃棄物の処理 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設備は、適切な過、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)
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。	方針 54. 放射性固体廃棄物の処理 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設備は、遮蔽、遠隔操作等によって、従事者の被曝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)
指針 55. 固体廃棄物貯蔵施設 固体廃棄物貯蔵施設は、原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計であること。	方針 55. 固体廃棄物貯蔵設備 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)
放射線管理		
指針 56. 周辺の放射線防護 原子炉施設は、通常運転時において原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。	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)
指針 57. 放射線業務従事者の放射線防護 1. 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。 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。	方針 56. 放射線防護 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)
指針 58. 放射線業務従事者の放射線管理 原子炉施設は、放射線業務従事者を放射線から防護するために、放射線被ばくを十分に監視及び管理するための放射線管理施設を設けた設計であること。また、放射線管理施設は、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計であること。	方針 57. 放射線管理設備 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)
指針 59. 放射線監視 原子炉施設は、通常運転時及び異常状態において、少なくとも原子炉格納容器内雰囲気、原子炉施設の周辺監視区域周辺及び放射性物質の放出経路を適切にモニタリングできるとともに、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計であること。	方針 58. 放射線監視 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。 (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	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7 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾から抜粋)

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)	
原子炉施設全般							
指針1. 準拠規格及び基準	方針1. 準拠規格及び基準	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 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 (準拠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 (準拠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 (準拠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、パイプホイップ (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 (準拠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 (準拠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NaK、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 (準拠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 (準拠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

表7 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾から抜粋)

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)	
	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流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、安全上重要な流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、隣に記載。	日本の指針類には、左記に関する記載はない。
原子炉及び原子炉停止系							
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

表7 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾から抜粋)

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) * PSE 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)	
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、輸送および取扱ひ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> ・ 燃料取扱ひ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> ・ 「燃料取扱ひ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ひ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	PDC 60 流路閉塞の追加。 ・ 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
				PDC 59 燃料ビン破損伝播の防護の追加。 ・ 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。

表7 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾から抜粋)

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)	液体金属炉冷却型高速増殖炉施設的安全設計方針 (「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) * PSE 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)	
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	GDC26を修正(PDC 24) ・ 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。 GDC27を修正(PDC 25) ・ 「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。 GDC28を修正(PDC 57) ・ 「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)	GDC26を修正 ・ 制御棒に関するNRCの政策判断を取り込む。(SEGY-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、陽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。 GDC27を修正 ・ 「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、複数システム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、複数のシステム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。) GDC28を修正 ・ 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LMR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。)
原子炉冷却系							
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

表7 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾から抜粋)

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) * PSE 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)	
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、圧力破壊」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洩検出	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陽に記載。
	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

表7 日本及び米国的高速炉に関する安全設計要求の比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾から抜粋)

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的安全設計方針 (「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)	
	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、流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。
原子炉冷却系							
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つの流路バ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と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。	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

表7 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾から抜粋)

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) * PSE 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)	
					・ 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。		
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 緊急時炉心冷却系の検査 GDC 37 緊急時炉心冷却系の試験	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 系が無い場合、必要無し GDC 37 は適用除外。 ・ ECCS 系が無い場合、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」を追加することで良いとしている。) PRISM では、GDC35 を適用外とし、GDC33 を修正して液位の確保を要求するとしているが、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、受動的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応しているが、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。

表7 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾から抜粋)

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) * PSE 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)	
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) ・ 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 ANS/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 にすでに既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7 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾から抜粋)

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) * PSE 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)	
原子炉格納容器							
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」への変更是相当する内容を認める。 (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)。 GDC 50 を修正 ・ 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、スプレイトとエアロゾル生成、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。) GDC 50 の修正が必要 ・ 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	GDC 51 を修正 (PDC 42) ・ 「フェライト材」を「金属材」に置き換える。	GDC 51 を修正 ・ 「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

表7 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾から抜粋)

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) * PSE 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)	
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カバウンダリ GDC 56 一次格納容器の隔離 GDC 57 閉鎖系の隔離弁	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 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 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 ANS1/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 56 を適用 <u>GDC 57 を修正</u> ・「カバーガスバウンダリ」を「原子炉冷却材圧カ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 ANS1/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、例外規定の適応性が焦点。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 54 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30の趣旨は一致) 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接続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。
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					

表7 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾から抜粋)

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) * PSE 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)	
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	GDC 39 は適用除外。 ・格納容器熱除去系は、設計要求に無いため。 GDC 40 は適用除外。 ・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 ANS1/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。 ANS1/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	GDC 41 を修正 (PDC 49) ・ 「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 ANS1/ANS-54.1-1989 と同じ。ただし、ANS1/ANS-54.1-1989 では CONTAINMENT と CONFINEMENT を区別して記述しているが、NRC スタッフは両者を区別しないとした。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 42 を適用 GDC 43 を適用	GDC 41 の修正が必要 ・ 左記の ANS1/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
安全保護系							
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、ANS1/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨)	日米の要求内容は同等

表7 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾から抜粋)

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ハ 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) * PSE 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)	
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 21 を適用 (PDC 19)	GDC 21 を適用	(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 22 保護系の独立性	GDC 22 を適用 (PDC 20)	GDC 22 を適用	GDC 21 を適用可能 (GDC、ANSI/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 23 保護系の故障モード	GDC 23 を修正 (PDC 21) ・「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 23 を修正 ・「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。 (ANSI/ANS-54.1-1989でも同様)	GDC 22 を適用可能 (GDC、ANSI/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 保護系および制御系の分離	GDC 24 を適用 (PDC 22)	GDC 24 を適用	GDC 23 を適用可能 (GDC、ANSI/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 反応度制御系の誤動作に対する保護系の要件	GDC 25 を修正 (PDC 23) ・「(制御棒の飛び出しあるいは落下)」を削除。	GDC 25 を修正 ・「(制御棒の飛び出しあるいは落下)」を削除。(ANSI/ANS-54.1-1989でも同様)	GDC 24 を適用可能 (GDC、ANSI/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				GDC 25 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30の趣旨は一致)	
制御室及び緊急時施設							
指針 41. 制御室	方針 20. 制御室	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 19 制御室	GDC 19 を修正 (PDC 17) ・ 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。	GDC 19 を修正 ・ 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 (準拠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 (準拠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 (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 (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	
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 (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	
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。)							

表7 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾から抜粋)

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)	
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 (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	
計測制御系及び電気系統							
指針47. 計測制御系	方針18. 計測制御系	記載なし (準拠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)	GDC 17 を修正 ・ (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
燃料取扱系							
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	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 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	GDC 61 を修正 (PDC 53) ・ 燃料取扱エラーの可能性を最小化するを追加 GDC 62 を適用 (PDC 54)	GDC 61 を修正 ・ 「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。) 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)	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 (準拠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	GDC 63 を適用 (PDC 55)		GDC 63 を適用可能 (GDC、ANSI/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30の趣旨は一致)	
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 (準拠規格および基準など軽水炉と同一のため)					
放射性廃棄物処理施設							
指針52. 放射性気体廃棄物の処理施設	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)					

表7 日本及び米国の高速炉に関する安全設計要求の比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾から抜粋)

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)	
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						
放射線管理							
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	GDC 64 を修正 (PDC 56) ・「LOCA 時の流体再循環のための機器を収納する空間」を削除。	GDC 64 を修正 ・「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 ANS1/ANS-54.1-1989 でも同様。)	GDC 64 を適用可能 (GDC、ANS1/ANS-54.1-1989、DOE-5480.30 の趣旨は一致)	日米の要求内容は同等

表8 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
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

SPX2 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>第I編 一般規定</p> <p>I. 1. 一般設計指針</p> <p>ナトリウム冷却プ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しなければならない。(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を念頭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毎に分類され、各頻度分類毎に上記の被害が、同一分類の中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、適切な対策がたて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:仮想の域にとどまり、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、適正な対策がたて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> <p>○ 施設の設計、建設、運転の品質を保証する。</p> <p>○ 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。</p> <p>○ 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。</p>	<p>品質保証については、「準拠規格及び基準」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の内部に設けられ、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>さらに施設的设计段階から、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れなければならない。</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る。</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か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り、多重システムの完全な機能喪失までは求めている。</p>
<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って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ない代表的な最大リスクと考えられる単一事象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、「原視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報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とはなっていない。</p>
<p>I. 2. 標準建設計画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ない。</p> <p>これらの外的要因としては、特に下記のもの考慮しなければならない;</p>	<p>左記に従い、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。</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</p>

表 8 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
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³) から抜粋)

SPX2 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>○余震を含む地震および必要な範囲での津波、地面の変動</p> <p>○極端な気象条件</p> <p>○洪水、河川の雑炊とそれによる水道施設に対する被害</p> <p>○航空機の墜落</p> <p>○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</p> <p>○タービンの破損によって生じるミサイル</p> <p>○隣接施設に影響を及ぼす各種のナトリウム火災、ナトリウム-水・空気反応</p>	<p>する。</p>
<p>I. 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> <p>a. プラントの安全機能をはたす機器の運転状態が、発電所の耐用期間中を通じて、建設計画の条件に合致していることを確認する。</p> <p>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。</p>	<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>
<p>第 II 編 技術規定</p>	
<p>II. 1. 配置計画</p> <p>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、起こり得ると見なさ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明確な立証が行われる場合はこの限りではない。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>c. 発生の可能性がある事故の性質・位置・規模を確定するための中枢となる施設を設け、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。</p>	<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>
<p>II. 2. 燃料集集体</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、燃料ビ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と事故による被害は I.1 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、燃料集集体へのナトリウムの供給および燃料ビ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、燃料集集体の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集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集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集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>全燃料集集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、炉心燃料ビンと炉心周辺に貯蔵される集集体燃料ビ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実性を考慮した上で、十分な余裕を有するようになる必要がある。</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>「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>

表 8 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
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

SPX2 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>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被曝線量を、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、放射能線源となる腐蝕または浸蝕生成物を生じる材料はできる限り用い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>「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>
<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下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下で) 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下で、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 各項については、特に外的要因による災害(地震、航空機墜落、煤発など)、ミサイルの衝撃の危険、使用済燃料集合体の輸送用キャスクの落下の危険、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った場合には燃料集合体の取扱い続行を禁止すること。</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>「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。</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. 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下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下で、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ない。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実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ない。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. 起こるとみなされる全運転状態下で、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>	<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. 6. 1 次系カバーガス系</p> <p>a. 1 次系ナトリウムの酸化を回避するための不活性ガスの使用。</p> <p>b. 起こると見なされる全運転状態下で、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。</p> <p>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。</p> <p>d. 起こる全ての運転状態下で、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。</p> <p>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。</p> <p>f. (起こり得ると見なされる全運転状態下で、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。</p>	<p>「原子炉カバーガスバウンダリの健全性」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>II. 7. 原子炉クロージャヘッド</p> <p>a. 起こり得ると考えられる全運転状態下で、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実にし、位置を維持する。</p> <p>b. 主容器と安全容器の監視機器を装着させる。</p>	<p>「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」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>

表 8 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
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

SPX2 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>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ロゾルの漏洩、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。</p> <p>d. 原子炉建物内での運転作業中に作業員が受ける被曝線量を制限する。特に原子炉上部での放射線遮蔽を確保する。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>g. 主容器の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態の強度を確保する。</p>	
<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、それがもしも損傷した場合の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、あらかじめき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、監視される手段自体も、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ていなければならない。</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、部屋を適切に監視し、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実にすること。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・エアロゾ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。固定、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>「周辺の放射線防護」、「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テ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進展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物</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. 原子炉建物内におけ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>原子炉建物の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陽に求めてはいない。</p>
<p>II. 11. 機械設備の設置と原子炉建物の通路</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危険物質と放射性物質の量を低減させ</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、「非常用が</p>

表 8 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
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

SPX2 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>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。ただし例えば定常的に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を確保を可能にすること。</p> <p>g. 起こり得る事散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>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両立できるものとし、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ナトリウム含有エア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>
<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.1.2 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、必要な安全措施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、廃棄前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に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>

表 8 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
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

SPX2 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. 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レインと機器を、地理的および物理的に十分隔離し、これらのトレイ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滞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も前記の設備を十分長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>
<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認すること。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、使用できるよう確保すること。(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一方単独で、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、不確実性を考慮した上で、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、炉心の偶発的なボ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実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。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る。この後者の制御棒の作動はブ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>ブ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ておかななければならない。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、炉心に対し偶発的な低温衝撃が生じ、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>	<p>反応度特性については、「原子炉の特性」に関連する。</p> <p>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。</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. 18. ブラント保護系と制御系</p> <p>a. オペレータの誤操作時、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。特に起こり得ると見なされる全運転状態下で、ブ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</p>	<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」、「安全保護系と計測制御系の分離」、「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</p>

表 8 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
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

SPX2 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>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数値に到達した場合は、対策手段を実行することを可能にすること。</p> <p>c. 運転要員に誤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すること。</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の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施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はならない。</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>	<p>有事故」時の機能」、「計測制御系」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>

表9 日本の高速炉に関する安全設計要求と EFR ガイドの比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

LMFBR 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
1. 炉心反応度に関わる事故 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。	「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、多様性は要求されていない。
1.1. 吸収体の誤った引抜き 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対応する適切な信頼度で防止されなければならない。	「反応度制御系」が対応する。
1.2. 吸収体の飛出し 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。 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対応した適切な信頼度で防止されなければならない。	同 上
1.3. 炉心への誤装荷 炉心構成要素の取扱い中に、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対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。	制御棒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。 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。
1.4. 炉心への冷たいナトリウムの侵入 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収めなければならない。	「反応度制御系」、「原子炉停止系の能力」等が対応する。
1.5. 減速材の追加 一次系への減速物質の持込みは、その結果生じる反応度変化がトリップ・停止系の能力内に収まる程度に制限されなければならない。	ポンプ潤滑油の進入を想定しているものと理解される。 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。
1.6. ガスによるボイド形成 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。	「1次主冷却系」が対応する。
1.7. 炉心配置の変化 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・停止系の能力内に収まる程度に制限されなければならない。	「炉心設計」、「炉心支持構造物」が対応する。

表9 日本の高速炉に関する安全設計要求と EFR ガイドの比較
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

LMFBR 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>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>2. 一般的な冷却の事故</p> <p>炉心冷却が不十分な勢合には、考慮した事故に対応した適切な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こ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事象の発生頻度に適切に対応した信頼度で、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」、「1次主冷却系」、「電源喪失に対する設計上の考慮」等が対応する。</p>
<p>2.2 一次冷却系回路の弁の操作失敗</p> <p>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。</p>	<p>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</p>
<p>2.3 一次系ナトリウムの喪失</p> <p>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。</p> <p>b) 一次冷却系回路のナトリウムの事故によるドレンは、その事故による潜在的影響影に対応する信頼度で防止されなければならない。</p> <p>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。</p>	<p>「原子炉冷却材の確保」等が対応する。</p>
<p>2.4 I HXの漏洩</p> <p>a) IHXの漏洩事象では、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。</p> <p>b) IHXを通過して一次系に影響が及び、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。</p> <p>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れなければならない。</p>	<p>「2次主冷却系」等が対応する。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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</p>

表9 日本の高速炉に関する安全設計要求と EFR ガイドの比較
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

LMFBR 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>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。</p>	<p>め、その妥当性についてのコンセンサスが必要。</p>
<p>2.5.一次主循環系の熱輸送系故障</p> <p>事故の潜在的影響及び事象の発生頻度に対して適切な信頼度で、主熱除去系統の故障を検出し、適切な回復又は防護処置を行わなければならない。</p>	<p>「原子炉停止系の停止能力」等が対応する。</p>
<p>2.6.炉心冷却材供給構造の破損</p> <p>a) 事故の潜在的影響に対して適切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。</p> <p>b) 設計基準内の炉心冷却材供給構造の破損事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。</p>	<p>「原子炉停止系の停止能力」等が対応する。</p> <p>原子炉容器内の流路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。</p>
<p>2.7.崩壊熱除去の機能不全</p> <p>a) 状況の頻度及び損傷の潜在的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。</p> <p>b) 崩壊熱除去の起動及び運転の信頼性は、主熱除去系統の信頼性と同等でなければならない。</p>	<p>「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」、「電源喪失に対する設計上の考慮」等が対応する。</p>
<p>3. 集合体事故</p> <p>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。</p> <p>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、ラッパー管破損、集合体及び炉心内のビン損傷及び破損伝播を含まなければならない。保護系統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。</p> <p>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事故経過の特徴に関連している。</p>	<p>「燃料設計」、「炉心支持構造物」等が対応する。</p> <p>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。</p> <p>"</p>
<p>3.1.集合体の誤装荷</p> <p>a) 事故の潜在的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のに必要な冷却材流量より少なくなることを防止しなければならない。</p> <p>b) 必要とするなら、事故の潜在的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。</p>	<p>「燃料設計」等が対応する。</p>

表9 日本の高速炉に関する安全設計要求と EFR ガイドの比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

LMFBR 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る。(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ビ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、集合体内流路チャン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妥当な信頼性をもって、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、誤った濃縮度のビン、間違った詰めもの、閉塞又は捨られた集合体)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妥当な信頼性をもって、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ぬ。</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る。(燃料破損を検出することとしている)</p>
<p>3.4.燃料ビン破損</p> <p>a) 運転中の燃料ビン破損率を最小にしなければならない。</p> <p>b) 燃料ビ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.ラッパー管破損</p> <p>a) ラッパ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) ラッパ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、ラッパ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度レベルの検出限界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>

表9 日本の高速炉に関する安全設計要求と EFR ガイドの比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

LMFBR 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
4. 炉心以外の事故	
4.1. 燃料取扱事故	
4.1.1. 燃料取扱時の除熱 (不足又は喪失)事故 燃料の取扱い時及び貯蔵時において、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。	「燃料の貯蔵設備及び取扱設備」等が対応する。
4.1.2. 燃料経路における臨界事象 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。	「燃料の臨界防止」等が対応する。
4.1.3. 燃料集合体の機械的損傷 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度をもって防止されなければならない。	「燃料の貯蔵設備及び取扱設備」等が対応する。
4.1.4. 破損燃料の取扱い 破損燃料は、安全に貯蔵と取扱いができればならない。	「燃料の貯蔵設備及び取扱設備」等が対応する。 ただし、指針レベルでは記載しない。
4.2. 蒸気発生器におけるナトリウム-水反応 a) 蒸気発生器と関連する回路は、ナトリウム-水反応と引き続く事象による影響を限定するために、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、運転されなければならない。 b) 大規模なナトリウム-水反応、例えば、何等かの共通原因、伝熱管板かヘッダーの破損等により多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。 c) ナトリウム中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作動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、かつその作動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。 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境界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。 e) 機器の誤作動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。 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。 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を危険にさらしてはならない。	「2次主冷却系」が対応する。 ただし、指針レベルではより象徴的な表現にとどめる。
4.3. ナトリウム火災 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。 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。 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	「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。 ただし、ナトリウムの可燃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。

表9 日本の高速炉に関する安全設計要求と EFR ガイドの比較
 (高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

LMFBR 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>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働い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>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"> －安全機能を維持するため －人間の安全を保証するため <p>十分に特別な備えをしなければならない。</p> <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、防護されねばならない。</p> <p>b) 多重又は多様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ねばならない。</p> <p>c) 内部事象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ねばならない。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ねばならない。</p> <p>d) 火災発生の可能性のある全ての場所を考慮して、緊急避難路を備えなければならない。</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の火災防護に関する審査指針」がある。</p>
<p>4.5.放射化した系統の漏洩による放射性物質の放出</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被曝は、許容値以下で、かつ、可能な限り低いレベルに抑制されねばならない。</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) 廃棄物貯蔵設備の配置と、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"> －放出量が許容値以内に維持されていること －放出経路が所定の経路に制限されていること －不慮の放出が生じないこと <p>が保証されねばならない。</p> <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</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</p>

表9 日本の高速炉に関する安全設計要求と EFR ガイドの比較
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

LMFBR 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>の流出、パイプホイップ、内部発生飛来物、重量物の落下及び高圧部の破断によるハザードを考慮しなければならない。</p>	<p>む)</p>
<p>5. 外部起回事象</p> <p>a) 安全機能は、この章で述べられる外的起回事象発生時に適切に作動しなければならない。安全機能には以下のものが含まれる。</p> <ul style="list-style-type: none"> －炉停止 －過渡時の反応度制御と長期間の未臨界の維持 －崩壊熱除去 －放射能の格納 <p>採用された手段の適切さ及び信頼度は、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) 外部事象の規模及び予想される発生頻度(必要な場合)の決定は、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的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限界を補うために、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.E)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。</p> <p>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設計しなければならない。</p> <p>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.地盤変動</p> <p>a) 地盤の移動あるいは分裂(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。</p> <p>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>

表9 日本の高速炉に関する安全設計要求と EFR ガイドの比較
(高速炉の安全要件の国際標準化に関する検討 JAEA-Review 2011-032²³⁾ から抜粋)

LMFBR 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>5.1.5.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作動すること。</p>	同 上
<p>5.1.6.雪と落雷</p> <p>炉の設計では、積雪による空気冷却系のプランケットイング及び落雷により、起こりうる事態を考慮しなければならない。</p>	同 上
<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散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>	「外部人為事象に対する設計上の考慮」に対応する。
<p>5.3.サイト外のガス放出による爆発及び危険な効果</p> <p>a) 安全系は、サイト外の輸送交連、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爆発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、適切な確かさをもっ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。</p> <p>b) 爆発性かつ/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への侵入は、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>	同 上
<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>	同 上
<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>	同 上

表 10 日本原子力学会による福島第一原子力発電所の事故からの教訓の分析

福島第一原子力発電所事故からの教訓 ⁵⁰⁾				原子力安全国際シンポジウム(ISON2011)声明 ⁵¹⁾	
項目	教訓	短期的対策	中期的対策	事故の直接要因と教訓	事故の遠因と学会の役割
1. 地震の揺れ	地震の揺れに対する従来の対策は、おおむね有効であった可能性が高いと推定される。	一部基準地震動 Ss を越えた女川、東海第二原子力発電所については、地震の揺れによる影響について、定量的な評価を実施。再起動に向けて、必要があれば安全強化を行う。	日本国内の発電所について、今回の地震のメカニズムから、必要があれば基準地震動 Ss の見直しを行い、バックチェックを急ぐこと。	1. 地震に起因する自然災害への対応 「耐震基準(指針)」に津波等の広く自然災害に対する基準を早急に組み込む。大きな津波を引き起こす地震動評価手法を検討しなければならない。基準地震動を超えることへの「残余のリスク」評価法の取り扱いのあり方ももっと踏み込む必要がある。	
	外部電源系の地震対策が十分でなく、事故の拡大を防げなかった。	福島第一及び福島第二原子力発電所について、今回の地震に対する耐震評価を実施し、得られた知見を耐震設計の改善に資すること。	外部電源の耐震性の考え方について、再度検討する必要がある。		
2. 津波	耐震設計で考慮していた津波の規模が不十分であった。		今回の知見に基づき、津波の想定を見直す。リスク評価手法を取り入れ、想定する津波に対する標準化を進める。	2. 津波への配慮不足 津波の大きさを適切に推定するシミュレーション手法の拡充が望まれる。日本原子力学会と日本保全学会は今後も土木学会など関連学協会や専門家から適切な助言を受け、防潮堤や建屋の水密化などの津波対策評価ガイドラインの標準化を推進する。特に、津波に対する耐性を向上させることが必要であり、我国の津波の歴史的な確認と確率論的リスク評価(PRA)の早急な制定、津波対策の拡充を進める。	
	海水の浸水により、安全上重要な機器が停止し、事故の拡大を防げなかった。	安全上重要な機器の損傷を防ぐため、これらが配置されている建物に海水が入らないようにするなどの、ハードウェア対応。	津波が敷地内に浸入しないように、防潮堤を作る。 建物の水密性を高める。電線管など、すべての浸水経路を塞ぐ。 津波によって機器や構造物が流され、建屋に障害を与える可能性考慮。		

表 10 日本原子力学会による福島第一原子力発電所の事故からの教訓の分析

福島第一原子力発電所事故からの教訓 ⁵⁰⁾				原子力安全国際シンポジウム(ISON2011)声明 ⁵¹⁾	
項目	教訓	短期的対策	中期的対策	事故の直接要因と教訓	事故の遠因と学会の役割
	地下構造物の浸水防止が不十分であり復旧作業を妨げている。		<p>排水ポンプをあらかじめ設置しておく。</p> <p>-----</p> <p>機器の予備品を、津波に影響を受けない場所に準備しておく。</p> <p>-----</p> <p>津波により散乱する瓦礫を除去する重機などをあらかじめ準備。</p> <p>-----</p> <p>安全重要度が低いピットであっても、海岸に近いものについては水密性を高め、津波が侵入しないようにする。</p>		
3. 全電源喪失	安全審査が不十分であった。		安全審査指針などの見直しをすすめる。		<p>6. 改定困難の風潮による新技術の取り込みの拒絶と改善の停滞</p> <p>学会は積極的に新知見、新技術の「原子力安全」の確保への取り込みを推進する。広く専門家のコンセンサスを得て、それらの規格基準、標準化への導入・定着を図る。公開検討会やシンポジウムを開催し英知と新知見を集め、成果を国や事業者に提言、採用を働きかける。</p>
	全電源が長期間喪失し、事象の進展が防げなかった。	電源車、小型発電機など多様な方法で電源を供給する。	ガスタービン発電機など、多様な発電機を導入する。配置にも多様性を求め、固定式のものは免震床などを考慮する。	<p>3. 全交流電源喪失(SBO)時への対応の準備不足</p> <p>地震や津波に起因する全電源喪失に対する備えとして、長時間の外部電源喪失に対する対策の多様性や多重性を考慮する必要</p>	

表 10 日本原子力学会による福島第一原子力発電所の事故からの教訓の分析

福島第一原子力発電所事故からの教訓 ⁵⁰⁾				原子力安全国際シンポジウム(ISON2011)声明 ⁵¹⁾	
項目	教訓	短期的対策	中期的対策	事故の直接要因と教訓	事故の遠因と学会の役割
			海水冷却に頼らない、空冷式発電機を準備する。 予備の電源盤を準備する。 他の発電所(例えば水力)との電源融通を行う。	がある。制御盤や中央制御室の照明、原子炉隔離時冷却系の制御盤などのバッテリーの強化と浸水防止が重要であるという観点から、電源車や可搬式直流電源の配備による電源の確保、予備品の迅速な運搬、交換の作業性や接近性などの迅速な保全活動の備えが必要である。	
	電源が一部でも残っていれば、事象の進展を食い止められる可能性がある。	発電機を複数機設置する場合は、あらかじめケーブルを接続しておく。			
	原子炉内の状況把握が困難となった。	交流電源がすべて喪失した場合を想定し、重要な機器および炉心の監視系への電力供給を行えるようにする。	蒸気タービン駆動炉心注水ポンプには小型の発電機を取り付け、制御用のバッテリーの充電を行う。	8. 抜けていた計測制御系の電源喪失とドリフト対策の強化 事故時にも、水位計、原子炉、格納容器の圧力・温度などのプロセス系の監視機能の維持が重要であり、水位系基準水頭の維持、異なる原理の計測器の併用などを含めてシビアアクシデント時の原子炉の重要パラメータの監視強化と格納容器のガンマ線強度を測定するCAMSの有効活用が必要である。	
4. 全冷却系喪失	海水冷却は津波に対して脆弱性がある。	消防車などを用いた冷却系への注水訓練の実施とハードウェア整備。	海水ポンプモータなどの予備品をあらかじめ、津波の影響を受けない場所に準備しておく。 海水ポンプに対する浸水防止対策例えば防水壁や専用、建屋の設置を行う。	4. ヒートシンクの確保の失敗 炉心から発生する崩壊熱除去のための最終ヒートシンクの確保が必須である。ヒートシンクを復旧し、回復するための手順の検討と装備が欠けていた。地震動や津波等の自然災害を外部起因事象とする炉心および格納容器のヒート	

表 10 日本原子力学会による福島第一原子力発電所の事故からの教訓の分析

福島第一原子力発電所事故からの教訓 ⁵⁰⁾				原子力安全国際シンポジウム(ISON2011)声明 ⁵¹⁾	
項目	教訓	短期的対策	中期的対策	事故の直接要因と教訓	事故の遠因と学会の役割
			海水に頼らない冷却システムを準備し冗長性を担保する。例えば崩壊熱除去が可能な容量の空気冷却機などを設置しておく。 ----- 動力の要らない自然循環冷却システムを考案する。 ----- 水源を多様化しておく(河川、ダム、防火用水など)。	シンクの喪失を防止するため、海水冷却系の復旧に必要な資機材の準備が必要である。更に、空冷塔や注水蒸発冷却など、いかなる事態においてもヒートシンクを確保するための多様な装備が必要である。	
	電源があれば炉心損傷までの時間的余裕が比較的ある。		必要に応じて送電線をさらに多重化する。		
5. アクシデントマネジメント	アクシデントマネジメント(AM)対策が事故の大幅な悪化を防いだ。 全電源喪失を考慮したアクシデントマネジメント(AM)が不十分であった可能性がある。	AM 対策の訓練を実際の状況(津波により瓦礫が散乱している状況など)を想定して実施する。なお、瓦礫の散乱を考慮し、あらかじめ炉心給水用ホースの設置をしておく対策なども有効である。	全電源喪失以外の起因事象による AM を見直すとともに、必要な常設の設備対応を実施する。なお、今回の事故における具体的な AM 対応やプラントの挙動を評価し、AM の改善に繋げることが重要である。 同一敷地内に複数立地している場合の AM 同時対応策について評価。	5. 過酷事故緩和策(AM)の遅れ 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AMの基準化、特に、複数号機の過酷事故の発生を食い止めることと、的確なAMの検討と訓練の実施を含む基準化が必要である。移動電源車の配備の遅れ、放射性物質が付着した瓦礫による海岸からの消火ホースの敷設の遅れ、消防ポンプの揚程と注水流量の不足などからタイムリーな原子炉の急速減圧が実施できず炉心の水位低下を招き、炉心溶融に発展した。炉心の水位維持を行いながら減圧を行い、崩壊熱を上回る注水流量と原子炉圧力を上回る注水圧力を確保し、迅速・確実に注水を行う必要がある。解析検討を含む入念なAM対策の	

表 10 日本原子力学会による福島第一原子力発電所の事故からの教訓の分析

福島第一原子力発電所事故からの教訓 ⁵⁰⁾				原子力安全国際シンポジウム(ISON2011)声明 ⁵¹⁾	
項目	教訓	短期的対策	中期的対策	事故の直接要因と教訓	事故の遠因と学会の役割
		御が行えるように電源ラインを準備する ii) 水素再結合機及び非常用ガス処理系電源		<p>事前準備と訓練が必要である。</p> <p>6. 原子炉建屋の水素爆発と格納容器の気密性喪失による放射性物質の飛散 燃料損傷から生じる水素の漏洩経路と、原子炉建屋運転床(オペレーションフロア)の水素対策の必要性の認識が無く、水素爆発の要因となった。格納容器の気密性喪失と原子炉建屋の水素爆発により、外部環境への多量の放射性物質放出という深刻な事象を発生させた。 発生した水素を速やかに排気塔からベントし、格納容器破損を防ぐベント系の強化と放射性物質の除去、水素爆発の防止が極めて重要である。格納容器からその最高使用圧力での確実なベントと、フィルターによる放射性物質の飛散防止、水素対策などを短期および中長期の取り組みとして推進することが必要である。</p>	
	炉心が損傷した後、放射性物質が放出された後のAM対策が十分に検討されていなかった。	ベント実施が現地責任者の判断でできるようにする。	ベントラインにゼオライトの砂と水を入れたフィルタードベント等を設置。		
			大量の汚染水が発生する可能性がある事を考慮し、移動式汚染水処理設備をあらかじめ準備しておく(事故後に発災事業所に輸送)。		
			炉心損傷が起きた後の、炉心冷却手法や閉じ込め手法を系統的に検討する。また、必要なハードウェア対応を考慮する。 放射性物質を放出した後の、炉心冷却手法や閉じ込め手法を検討する。また、必要なハードウェア対応も考慮する。		
6. 水素爆発	水素爆発により原子炉建屋が破損した。				
	格納容器外の水素爆発は考慮されていなかった。	格納容器パラメータ計測システムや水素結合器などへ、予備電源を供給できる仕組みと、パラメータの遠隔モニ	格納容器外水素爆発のメカニズムを評価する。		

表 10 日本原子力学会による福島第一原子力発電所の事故からの教訓の分析

福島第一原子力発電所事故からの教訓 ⁵⁰⁾				原子力安全国際シンポジウム(ISON2011)声明 ⁵¹⁾	
項目	教訓	短期的対策	中期的対策	事故の直接要因と教訓	事故の遠因と学会の役割
		ターができるようにする。			
	格納容器外への水素漏洩経路が不明。	ベントラインの再チェックと漏洩検査を行う。また、ベントの訓練を実施する。	格納容器外に水素が漏れないような AM 対策を行う。例えば、静的触媒再結合器の設置などが考えられる。		
7. 使用済み燃料貯蔵プール	使用済み燃料貯蔵プールの冷却に失敗した。	使用済み燃料貯蔵プールに対する AM を見直す。 具体的には、電源喪失直後に消防車による注水ができるように準備する、プールのある運転床にある消火栓から注水ができるように準備する、あらかじめフレキシブルホースなどを設置して地上からの注水が容易になるようにしておくことなどが考えられる。		5. 過酷事故緩和策 (AM) の遅れ 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 AM の基準化、特に、複数号機の過酷事故の発生を食い止めることと、的確な AM の検討と訓練の実施を含む基準化が必要である。移動電源車の配備の遅れ、放射性物質が付着した瓦礫による海岸からの消火ホースの敷設の遅れ、消防ポンプの揚程と注水流量の不足などからタイムリーな原子炉の急速減圧が実施できず炉心の水位低下を招き、炉心溶融に発展した。炉心の水位維持を行いながら減圧を行い、崩壊熱を上回る注水流量と原子炉圧力を上回る注水圧力を確保し、迅速・確実に注水を行う必要がある。解析検討を含む入念な AM 対策の事前準備と訓練が必要である。	
		電源喪失しても予備電源などで燃料プール温度及び漏洩監視モニターを監視できるように電源を準備する。			
		使用済み燃料貯蔵プールの自然循環冷却システムを導入する。			
	建屋が破損した後の使	空冷の中間貯蔵設備を導入する。	シミュレーションによって事故挙	7. 使用済み燃料プールの冠水維持と多様な冷却源確保 燃料プールの冠水維持と多様な冷却源確保は、炉心冷却と同様に重要である。このため、確実な注水手段の確保や空冷熱交換器の	

表 10 日本原子力学会による福島第一原子力発電所の事故からの教訓の分析

福島第一原子力発電所事故からの教訓 ⁵⁰⁾				原子力安全国際シンポジウム(ISON2011)声明 ⁵¹⁾	
項目	教訓	短期的対策	中期的対策	事故の直接要因と教訓	事故の遠因と学会の役割
	用済み燃料の閉じ込めに課題がある。		動を評価し、4号機建屋破損の原因を調査・特定する。また使用済み燃料貯蔵プールの状況を調査する。	設置、使用済燃料プールの気密保持などの検討や基準化が必要である。	
8. 安全研究の推進	シビアアクシデント研究と成果の活用が不十分であった。	JAEA や JNES を通じた、既存のシビアアクシデント研究成果の規制への反映。	<p>人材育成 シビアアクシデントを含む安全研究、安全設計に係わる人材育成を体系的に実施する。</p> <p>-----</p> <p>シビアアクシデント研究の推進 特に、水素挙動解析、水素燃焼、使用済み燃料プール評価など。</p> <p>-----</p> <p>モデリング・シミュレーション技術の推進 特に、原子力安全の高度化、シミュレーションの検証と妥当性確認。</p>		<p>5. 一面から見た安全尺度-「絶対安全」神話の形成と過信</p> <p>安全文化を根付かせる。そのためには、学会を構成する学術関係者の一人一人が国民の安全と環境保全を第一に考えて行動し、常に「原子力安全」に批判的な目で自由な意見を発し、達成感とメリットが得られる合理的かつ実効なシステムを構築する。</p> <p>最新の知見を取り入れて安全研究を恒常的に遂行し、その成果や最新知見を迅速に規制基準に活用できるようにする。確率論的リスク解析に基づくリスク評価研究の活用を推進する。</p>
	国家予算の使い方に無駄が多い。		災害時に必要な研究成果については、予算措置を行い、維持していく必要がある。場合によっては法律改正も必要である。		
9. 安全規制と安全設計	外的事象に対する安全設計の考え方が不十分であった。	津波に対するアクシデントマネジメント(AM)対策を評価する。	外的事象に対する定量的リスク評価手法の確立。	1. 地震に起因する自然災害への対応 (前略) 基準地震動を超えることへの「残余のリスク」評価法の取り扱いの	1. 構造強度・ハードに偏重した規制基準の適用と書類重視の点検・検査およびシステムや社会へのリスク低減の考慮不足 システムとしてのリスク評価を

表 10 日本原子力学会による福島第一原子力発電所の事故からの教訓の分析

福島第一原子力発電所事故からの教訓 ⁵⁰⁾				原子力安全国際シンポジウム(ISON2011)声明 ⁵¹⁾	
項目	教訓	短期的対策	中期的対策	事故の直接要因と教訓	事故の遠因と学会の役割
	極まれに発生するが、影響が大きな事象に対する評価が不十分。		<p>内的事象に対する深層防護の再確認と定量的リスク評価の高度化。</p> <p>不確定性が大きく、影響が巨大な事象に関するリスク評価手法確立。</p> <p>定量的リスク評価でカバーできない事象に対するAM対応策。</p>	<p>あり方ももっと踏み込む必要がある。</p> <p>2. 津波への配慮不足 (前略) 我国の津波の歴史的な確認と確率論的リスク評価(PRA)の早急な制定、津波対策の拡充を進める。</p>	<p>採用し、設計基準や運用基準を見直すとともに、社会に対して、リスクの受容と環境保全への理解を得る活動を進める。また、学会の組織として他の学協会と連携し、英知を集めてリスク低減に迅速に取り組み、得られた成果を社会に還元する。</p> <p>5. 一面から見た安全尺度-「絶対安全」神話の形成と過信 (前略) 最新の知見を取り入れて安全研究を恒常的に遂行し、その成果や最新知見を迅速に規制基準に活用できるようにする。確率論的リスク解析に基づくリスク評価研究の活用を推進する。</p>
	共通要因故障への備えが不十分であった。		安全重要度・多様性多重性の見直し。特に電気系の見直し。		
	日本の安全規制の仕組みが不十分であった。		<p>日本の安全規制システムの全面的な見直し。</p> <p>i) 法律体系を見直し、原子炉等規制法に電気事業法を統一する。</p> <p>ii) 原子炉等規制法を改正しシビアアクシデントを規制範囲に取り込む。</p> <p>iii) 設置許可に包括的安全解析書を導入する。</p> <p>iv) 民間第三者認証制度を導入し、あわせて監査的検査制度を</p>		<p>2. 「原子力安全」確保に向けた省庁間の連携不足 原子力安全規制庁においては、統合化に進む国際的な原子力規制基準の動きや海外諸国の規制機関の組織改革の事例を踏まえ、放射線規制や保障措置及び安全研究なども含めた規制の一元化・一貫化を大前提に世界のモデルとなる規制機関を実現すべきである。</p> <p>学会は、有効かつ合理的な規制制度を前提として、「原子力安全」の確保のため、民間規格や標準の策定などを推進する。</p>

表 10 日本原子力学会による福島第一原子力発電所の事故からの教訓の分析

福島第一原子力発電所事故からの教訓 ⁵⁰⁾				原子力安全国際シンポジウム(ISON2011)声明 ⁵¹⁾	
項目	教訓	短期的対策	中期的対策	事故の直接要因と教訓	事故の遠因と学会の役割
			導入する。		<p>4. 規制と事業者の対峙による共通の安全目標の喪失</p> <p>学会は、規制と事業者の共通の意見交換や話し合いの場を提供し、意見交換のファシリテータの役割を積極的に担い、共通の安全目標の基で規制と事業者の不毛な対峙を回避する。</p>
10. 組織、危機管理	責任体制が不十分であった。	専門性を持った責任者がすべての責任を統括する。	<p>専門性を持った規制組織を作る。</p> <p>i) 原子力安全委員会を三条機関化し、日本版 NRC(米国原子力安全規制委員会)のような専門性の高い規制組織を作る。</p> <p>ii) 環境放射線モニタリングを原子炉等規制法に取込み、都道府県が実施することで、原子力施設の監視を強化し、透明性を高めるとともに、原災法への円滑な橋渡しを図る。</p> <p>iii) 役職に応じた資格制度を導入するとともに、人事の固定化を図る。</p> <p>iv) 規制監査機関を作り、委員会事務局の監査を行う。</p> <p>v) 同機関は、諸外国の規制機関との連携を緊密に保つとともに、IAEA の活動に能動的に参画</p>		<p>2. 「原子力安全」確保に向けた省庁間の連携不足</p> <p>原子力安全規制庁においては、統合化に進む国際的な原子力規制基準の動きや海外諸国の規制機関の組織改革の事例を踏まえ、放射線規制や保障措置及び安全研究なども含めた規制の一元化・一貫化を大前提に世界のモデルとなる規制機関を実現すべきである。</p> <p>学会は、有効かつ合理的な規制制度を前提として、「原子力安全」の確保のため、民間規格や標準の策定などを推進する。</p> <p>7. 責任不在と役割分担の不明確さによる無責任体制</p> <p>学会は「原子力安全」に責任を持つ組織として、規制組織等に対して以下の提言を行う。</p> <p>a. 規制組織は一般的な行政組織と異なる専門組織とする。</p>

表 10 日本原子力学会による福島第一原子力発電所の事故からの教訓の分析

福島第一原子力発電所事故からの教訓 ⁵⁰⁾				原子力安全国際シンポジウム(ISON2011)声明 ⁵¹⁾	
項目	教訓	短期的対策	中期的対策	事故の直接要因と教訓	事故の遠因と学会の役割
			する。		b.「原子力安全」規制を執り行う組織は専門性を明確に規定して公開する。 c.その構成人員は毎年ベンチマークテストを実施して技量向上に努める。 d.責任を分担する各組織は、分担の施策の目標時期を明確化する。 8. 専門家不在の規制 専門家の育成には、学会を活用することを提案する。学会は大いに協力する。また、優秀な専門家を集めるためには、将来に向けての希望ある施策を打ち出すことが必要であり、学会は積極的にビジョンの策定に協力する。
	停電や情報伝達の問題などにより緊急時の円滑な対応がうまくいかなかった。				
11. 情報公開	情報公開が十分ではないと見られている。	SPEEDI の全面的な公開。	ERSS や SPEEDI の高度化と利用法に関する議論を明確化。		3. 品質問題にこだわり、「原子力安全」確保の大局を見失う結果 (前略) 学会はマスコミや自治体と接点を持ち、開かれた闊達な組織として原子力安全確保の緒策の重要性に対する社会の理解を得る努力を払う。
	技術的な説明が不十分であった。	プレス発表における技術的な説明の改善。	----- 原子力透明化法の制定。		

表 10 日本原子力学会による福島第一原子力発電所の事故からの教訓の分析

福島第一原子力発電所事故からの教訓 ⁵⁰⁾				原子力安全国際シンポジウム(ISON2011)声明 ⁵¹⁾	
項目	教訓	短期的対策	中期的対策	事故の直接要因と教訓	事故の遠因と学会の役割
	放射線安全に対する説明性が低い。	統一された放射線安全の考え方に基づいた防護措置の発表。			
	避難区域の設定が段階的に拡大した。		原子力災害対策法の見直し。特に国と自治体の役割を実態に合わせて明確化。		
	避難区域などの設定に関する自治体との連携不足。		見直された原子力災害対策法にのっとり、事故が起こることを前提とした訓練の実施。		
	自治体と災害本部の意思疎通が無い。				
12. 緊急時安全管理	構内の放射線量に関する情報一元化、共有化に課題がある。	情報共有化の徹底。			
	免震重要棟の設計条件に放射性物質の流入は想定されていなかった。		緊急時における放射線管理要員の確保および資機材の調達の前計画と実行可能性確認。		
	緊急事態での従業員・作業員への健康等への影響の認識が不足。		緊急時の人間行動など行動科学および健康科学面からの分析とその知見の反映。		

表 10 日本原子力学会による福島第一原子力発電所の事故からの教訓の分析

福島第一原子力発電所事故からの教訓 ⁵⁰⁾				原子力安全国際シンポジウム(ISON2011)声明 ⁵¹⁾	
項目	教訓	短期的対策	中期的対策	事故の直接要因と教訓	事故の遠因と学会の役割
国際連携 (「福島第一原子力発電所からの教訓」には含まれない)					<p>3. 品質問題にこだわり、「原子力安全」確保の大局を見失う結果 学会は IAEA の基本安全原則を基準とする体系の見直しを進め、他の学協会と連携して広く国際社会と意見交換を行う。学会はマスコミや自治体と接点を持ち、開かれた闊達な組織として原子力安全確保の緒策の重要性に対する社会の理解を得る努力を払う。</p> <p>9. 「原子力安全」の確保において国際社会との連携不足 IAEA(国際機関)の安全原則につながる「原子力安全」の概念と体系を構築する。 事故現場の復旧と周辺環境の復興を目指し、事故事象の解明、関連研究および技術開発等を進める。世界から最大の関心を集めている福島第一サイトと汚染した周辺地域に「福島国際センター」の設立を提案する。このセンターにおいて原子力に係る研究者・技術者が国際社会と連携して研究や多くの復旧の業務に取り組むことができるよう、海外を含む多くの学協会と連携して学術的支援を行う。</p>

表 11 既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価の手法及び実施計画

既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価の手法及び実施計画 ⁷⁶⁾	
	二次評価
実施計画	一次評価
実施計画	二次評価
<p>定期検査中で、起動準備の整った原子炉に対して実施する。</p> <p>当院は、一次評価の提出を受けた場合には、その内容を評価する。評価結果については、原子力安全委員会に報告し、同委員会の確認を求める。</p>	<p>全ての既設の発電用原子炉施設（ただし、東京電力福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所及び廃止措置中であって燃料が発電所内に存在しないものは除く）に対して実施し、事業者からの報告の時期は本年内を目標とするが、欧州諸国におけるストレステストの実施状況、東京電力福島第一原子力発電所事故調査・検証委員会の検討状況を踏まえ、必要に応じ見直す。</p> <p>建設中の発電用原子炉施設については、起動までに本評価を実施する。</p> <p>評価は、発電所単位で実施する。</p> <p>当院は、提出された報告について、その内容を評価する。評価結果については、原子力安全委員会に報告し、同委員会の確認を求める。</p> <p>なお、当院は、欧州諸国におけるストレステストの実施状況、東京電力福島第一原子力発電所事故調査・検証委員会の検討状況も踏まえ、必要に応じ、二次評価実施事項を修正し、修正後の実施事項に基づいて評価を実施するよう事業者に対し改めて指示を行う。</p>
評価実施方法	概要
概要	概要
<p>安全上重要な施設・機器等について、設計上の想定を超える事象に対して、どの程度の安全裕度が確保されているか評価する。評価は、許容値等※に対しどの程度の裕度を有するかという観点から行う。また、設計上の想定を超える事象に対し安全性を確保するために取られている措置について、多重防護(defense in depth)の観点から、その効果を示す。これにより、必要な安全水準に一定の安全裕度が上乘せされていることを確認する。</p> <p>※) 許容値が最終的な耐力に比して余裕をもって設定されている場合については、技術的に説明可能な範囲においてその余裕を考慮した値を用いても良いものとする。</p>	<p>設計上の想定を超える事象の発生を仮定し、評価対象の原子力発電所が、どの程度の事象まで燃料の重大な損傷を発生させることなく耐えることができるか、安全裕度(耐力)を評価する。また、燃料の重大な損傷を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示すとともに、クリフエッジを特定して、潜在的な脆弱性を明らかにする。これにより、既設の発電用原子炉施設について、設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性に関して、総合的に評価する。</p>
評価の進め方	評価の進め方
評価の進め方	評価の進め方
<p>評価において、事象の進展過程については、イベントツリーの形式で示すこととし、イベントツリーの各段階において、その段階で使用可能な防護措置について検討し、それぞれの有効性及び限界を示す。このような各段階の状況を示すことにより、多重防護の観点からの評価を明らかにするものである。評価に当たっては、以下の点に留意する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 起因事象発生時の状況として、最大出力下での運転など最も厳しい運転条件を想定するとともに、使用済燃料プールが使用済燃料で満たされるなど最も厳しいプラント状態を設定する。 ・ 想定する自然現象は、地震及び津波とする。これらの重畳についても想定する。 ・ 事象の過程の検討においては、事象の進展や作業に要する時間をあわせて検討する。 ・ 原子炉及び使用済燃料プールが同時に影響を受けると想定する。また、防護措置の評価にあたっては、合理 	<p>評価において、事象の進展過程については、イベントツリーの形式で示すこととし、イベントツリーの各段階において、その段階で使用可能な防護措置について検討し、それぞれの有効性及び限界を示す。このような各段階の状況を示すことにより、多重防護の観点からの評価を明らかにするものである。評価に当たっては、以下の点に留意する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 起因事象発生時の状況として、最大出力下での運転など最も厳しい運転条件を想定するとともに、使用済燃料プールが使用済燃料で満たされるなど最も厳しいプラント状態を設定する。 ・ 想定する自然現象は、地震及び津波とする。これらの重畳についても想定することとし、さらに二次評価においては設計段階での想定事象に限らず、最新の知見に照らして最も過酷と考えられる条件や、さらにそれを上回る事象、必要に応じ、その他の自然現象の重畳を考慮する。 ・ 事象の過程の検討においては、事象の進展や作業に要する時間をあわせて検討する。 ・ 原子炉及び使用済燃料プールが同時に影響を受けると想定する。また、防護措置の評価にあたっては、合理

表 11 既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価の手法及び実施計画

既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価の手法及び実施計画 ⁷⁶⁾	
一次評価	二次評価
<p>的な想定により機能回復を期待できる場合を除き、一度機能を失った機能は回復しない、プラント外部からの支援は受けられない等、厳しい状況を仮定する。</p> <p>・喪失する安全機能として、全交流電源喪失及び最終ヒートシンクの喪失を想定する。</p> <p>・複数号機を有する発電所については、複数号機間の相互作用の可能性について考慮する。</p> <p>・決定論的な手法を用い、過度の保守性を考慮することなく現実的な評価を行う。</p> <p>・この取組みが、自らの発電所の有する余裕や潜在的な脆弱性を把握し、安全を向上させるためのプロセスの一環であることを意識して実施する。</p>	<p>的な想定により機能回復を期待できる場合を除き、一度機能を失った機能は回復しない、プラント外部からの支援は受けられない等、厳しい状況を仮定する。</p> <p>・二次評価においては、事業者が自主的に強化した施設・機能や、耐震B・Cクラスの構造物・機器であっても合理的な推定によって機能維持が期待できるものについては、評価に含めることができる。</p> <p>・喪失する安全機能として、全交流電源喪失及び最終ヒートシンクの喪失を想定するが、二次評価においてはこれらの重畳についても想定する。</p> <p>・複数号機を有する発電所については、複数号機間の相互作用の可能性について考慮する。</p> <p>・決定論的な手法を用い、過度の保守性を考慮することなく現実的な評価を行う。</p> <p>・この取組みが、自らの発電所の有する余裕や潜在的な脆弱性を把握し、安全を向上させるためのプロセスの一環であることを意識して実施する。</p>
評価実施事項	
(1) 地震	<p>①地震動が、設計上の想定を超える程度に応じて、耐震Sクラス及び燃料の重大な損傷に関係し得るその他のクラスの建屋、系統、機器等が損傷・機能喪失するか否かを許容値等との比較若しくは地震PSA（確率論的安全評価）の知見等を踏まえて評価する。</p> <p>②①の評価結果を踏まえて、発生する起因事象により燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し、クリフエッジの所在を特定する。またそのときの地震動の大きさを明らかにする。</p> <p>③特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。</p>
(2) 津波	<p>①津波高さが、設計上の想定を超える程度に応じて、建屋、系統、機器等が損傷・機能喪失するか否かについて、津波PSAの知見等を踏まえて評価する。</p> <p>②①の評価結果を踏まえて、発生する起因事象により燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し、クリフエッジの所在を特定する。またそのときの津波高さを明らかにする。</p> <p>③特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。</p>

表 11 既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価の手法及び実施計画

既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価の手法及び実施計画 ⁷⁶⁾	
	二次評価
	一次評価
(3) 地震と津波との重畳	<p>①設計上の想定を超える地震とそれに引き続く設計上の想定を超える津波が発生した場合において、<u>安全上重要な建屋、系統、機器等及び燃料の重大な損傷に関係し得るその他の建屋、系統、機器等が損傷・機能喪失するか否かを設計上の想定との比較若しくは地震・津波 P S A の知見を踏まえて評価する。</u></p> <p>②①の評価結果を踏まえて、発生する起因事象により燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し、クリフエッジの所在を特定する。またそのときの地震動、津波高さを明らかにする。</p> <p>③特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。</p>
(4) 全交流電源喪失	<p>①内の事象 P S A の知見を踏まえて、全交流電源喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程を明らかにするとともに、その場合の全交流電源喪失の継続時間を明らかにする。</p> <p>②①において特定された事象の過程及び外部電源喪失から全交流電源喪失への進展過程を踏まえ、クリフエッジの所在を特定する。</p> <p>③特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。</p>
(5) 最終的な熱の逃し場(最終ヒートシンク)の喪失	<p>①内の事象 P S A の知見を踏まえて、最終ヒートシンク喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程を明らかにするとともに、その場合の最終ヒートシンク喪失の継続時間を明らかにする。</p> <p>②①において特定された事象の過程の進展を踏まえ、クリフエッジの所在を特定する。</p> <p>③特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。</p>
(6) 全交流電源喪失と最終ヒートシンクの喪失の複合	<p>①内の事象 P S A の知見を踏まえて、<u>全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失の複合事象を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程を明らかにするとともに、その場合の全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失の複合事象の継続時間を明らかにする。</u></p> <p>②①において特定された過程を踏まえ、クリフエッジの所在を特定する。</p> <p>③特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。</p>

表 11 既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価の手法及び実施計画

既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価の手法及び実施計画 ⁷⁶⁾		
	一次評価	二次評価
(7) その他のシビアアクシデント・マネジメント	平成4年7月に通商産業省（当時）が発表した「アクシデントマネジメント対策の今後の進め方について」で規定し、事業者が整備しているシビアアクシデント・マネジメント対策（燃料の重大な損傷を防止するための措置、放射性物質の大規模な放出を防止するために閉じ込め機能の健全性を維持するための措置）について、多重防護の観点から、その効果を示す。ただし、上記（1）から（5）の各③に記載される燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置として取り上げているものは除く。	<p>①平成4年7月に通商産業省（当時）が発表した「アクシデントマネジメント対策の今後の進め方について」で規定し、事業者が備えているシビアアクシデント・マネジメント対策（燃料の重大な損傷を防止するための措置、放射性物質の大規模な放出を防止するために閉じ込め機能の健全性を維持するための措置）について、クリフエッジを明確にするとともに、シビアアクシデント・マネジメント対策を開始した時点からクリフエッジに至るまでの時間を評価する。</p> <p>②クリフエッジを防止するために実施可能な措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。その際、ハードウェアのみならず、手順書、組織体制の整備などソフト面について考慮する。</p>

表 12 IAEA 調査団報告書による福島第一原子力発電所の事故から得られた結論と教訓

IAEA 調査団報告書 ^{80),81)} におけるカテゴリー	IAEA 調査団暫定的要旨 ^{78),79)} における調査結果と教訓	IAEA 調査団報告書 ^{80),81)} による結論と教訓	
		結論	教訓
IAEA 基本安全原則 SF-1 概論		結論 1: IAEA の基本安全原則は、福島事故に鑑みた確固たる基盤を与えるものであり、事故の教訓のすべての分野をカバーするものである。	
IAEA 基本安全原則 SF-1 原則 3: 安全に対するリーダーシップとマネジメント		結論 2: 今回の事故の極限的な状況を考慮すれば、事故における現場の対応は、基本安全原則 3 に従い、取り得る最良の方法で行われた。	
IAEA 基本安全原則 SF-1 原則 8: 事故の防止 (外的ハザード)	<ul style="list-style-type: none"> ・いくつかのサイトにおける津波というハザードは過小評価されていた。原子力発電所の設計者及び運転者は、すべての自然のハザードの危険性を適切に評価し、これに対する防護措置を講ずるべきであり、新たな情報、経験や理解を踏まえて危険性についての評価及び評価手法を定期的に更新すべきである。 ・極限的な外部事象、特に大洪水のような共通性のある事象に対し、深層防護、物理的な分離、多様性及び多重性の要件が適用されるべきである。 ・外的事象の深刻で長期的な組み合わせについては、設計、運転、資源の調達及び緊急時対応において十分に考慮されるべきである。 	<p>結論 3: 津波災害に対する深層防護の備えは、不十分であった。とりわけ、</p> <ul style="list-style-type: none"> -津波災害は、会議において評されたとおりの立地選定また福島第一原子力発電所の設計において考慮され、かつ 2002 年以降想定津波高さは（許可文書を改訂することなく）5.7 m に引き上げられていたが、津波災害は過小評価されていた。 -こうして、これらの発電所が結果的に（浸水に至らない）「ドライサイト」でなかったことを考えると、2002 年以降実施された評価結果に基づき取られた追加的防護措置は、津波の押し波の遡上高および災害をもたらしたすべての付随事象（水力学的な力や高エネルギーの大きな破損片による動的衝撃）に対処するには十分なものでなかった。 -さらに、上記追加的防護措置は、規制当局のレビューも受けておらず承認されていなかった。 -洪水による構造物、系統および機器（SSC）の損傷は、一般的に徐々に起こるものではないため、プラ 	<p>教訓 1: 外的な自然ハザードを考慮するにあたっては、下記の事項を確認する必要がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> -原子力プラントの立地および設計では、稀でかつ複合的に組み合わさった外的事象に対して十分な防護を備えるものとし、特に所内に洪水をもたらしかつ長期的な影響を与える事象について、プラント安全解析において考慮されること。 -プラント配置は、重要な安全系の物理的な分離と多重性に加えて、サイトの洪水に対する深層防護として、できるだけ「ドライサイト」を維持することに基づくこと。 -共通要因故障については、複数の原子炉サイトおよび複数サイトについて特に検討しなければならない事項であり、それぞれの原子炉が独立してサイト内にある資源を利用して復旧する選択肢を持つこと。 -外的ハザードのいかなる変化についても、それらの理解と併せて、それらが既存のプラント構造に与える影響について、定期的に検討されること。

表 12 IAEA 調査団報告書による福島第一原子力発電所の事故から得られた結論と教訓

IAEA 調査団報告書 ^{80),81)} におけるカテゴリー	IAEA 調査団暫定的要旨 ^{78),79)} における調査結果と教訓	IAEA 調査団報告書 ^{80),81)} による結論と教訓	
		結論	教訓
		<p>ントは想定を超えクリフエッジ効果をもたらした高さの津波の影響に耐えることができなかった。</p> <p>-複数のプラント事故に対処するための苛酷事故管理の準備が十分ではなかった。</p> <hr/> <p>結論 4: 東海第二および福島第二原子力発電所について、短期的には、プラントの安全を評価し、プラントとサイトの（地震と津波により生じた）現状と変更された災害環境に対し、プラントの安全を確保するようにすべきである。とりわけ、外部事象確率論的安全評価（PSA）モデルがすでに利用可能であれば、これは評価において有効なモデルになるであろう。</p> <p>福島第一原子力発電所に対しては、全号機が安定した安全な状態に到達する前に、プラントの現状に対し、短期的緊急措置を計画すべきである。その時まで、タイミングを逸することのないよう簡潔な方法をもって、外的ハザードに対し優先度の高い措置を定めるべきである。予防的措置は重要であるが限定されるため、その計画の中にはサイト内およびサイト外の両方に対する対策を盛り込む必要がある。安定した安全な状態に達したら、サイト内およびサイト外の両面での緊急時対策に加え、SSC に対する物理的な改善策を盛り込んだ長期的計画を準備する必要がある。</p> <hr/> <p>結論 5: 規制要件および指針は、東日本大震災とそれがもたらした津波の影響とデータを反映して更新されるべきであり、地震、津波、外部洪水および関連する外部事象に総合的に対処するよう関連した IAEA 安全基準の要件を満足させ、推奨するクライテリア（基準）や方法を使うべきである。国の規制文書は、IAEA</p>	<p>-実働的な津波警報システムは、事業者が直近に取るべき対応として、確立されること。</p>

表 12 IAEA 調査団報告書による福島第一原子力発電所の事故から得られた結論と教訓

IAEA 調査団報告書 ^{80),81)} におけるカテゴリー	IAEA 調査団暫定的要旨 ^{78),79)} における調査結果と教訓	IAEA 調査団報告書 ^{80),81)} による結論と教訓	
		結論	教訓
		安全基準の要求に適合するデータベース要件を含む必要がある。ハザードの評価方法とプラントの防護策は、関連分野の研究開発の進展と適合する必要がある。	
IAEA 基本安全原則 SF-1 原則 8：事故の防止 (シビアアクシデント)	<p>・この日本の事故は、適切な通信手段、重要なプラント・パラメータ、コントロール及びリソースを十分に備えた敷地内の堅固な緊急対応センターの有用性を立証している。このような施設は、潜在的にシビア・アクシデントが起きる可能性のあるすべての主要な原子力施設に設けられるべきである。さらに、シビア・アクシデントの状況に対して重要な安全機能をタイミング良く回復させるため、簡単で有効且つ丈夫な設備が利用できるようにすべきである。</p>		<p>教訓 2: 所外電源の全喪失、ヒートシンクや工学的安全系の全喪失のような苛酷な状況においては、苛酷事故管理のために必要な機材（移動式電源、圧縮空気・水源など）を含めこれらの機能の単純な代替資源が提供されるべきである。</p>
			<p>教訓 3: 教訓 2 で見出された備えは、安全な場所に置かれるべきであり、発電所所員は、これらを使えるように訓練されるべきである。これらを集中的に保管することおよび影響を受けたサイトへ迅速に移動させるための手段を含む。</p>
			<p>教訓 4: 原子力サイトは、サイト内に洪水のような外的ハザードに安全であり、地震に対しても頑強で、適切に遮蔽・換気され、設備が整った建物に、福島第一発電所および福島第二発電所に備えられているような機能を持った緊急時対応センターを保有すべきである。これらは、十分な備えを必要とし、事故を管理するために必要とされる作業員の健康と放射線防護を確保するための規模でなければならない。</p>
			<p>教訓 5: 緊急時対応センターは冷却水水位、格納容器の状態、圧力、等の強化された計装や連絡網に基づいた可能な限り利用できる重要な安全関連パラメータを所有し、制御室や他のサイト内外と十分に連絡を取ることがで</p>

表 12 IAEA 調査団報告書による福島第一原子力発電所の事故から得られた結論と教訓

IAEA 調査団報告書 ^{80),81)} におけるカテゴリー	IAEA 調査団暫定的要旨 ^{78),79)} における調査結果と教訓	IAEA 調査団報告書 ^{80),81)} による結論と教訓	
		結論	教訓
			<p>きななければならない。</p> <p>教訓 6: 苛酷事故ガイドラインと関連手順では計装、照明、電力が利用できなくなる可能性およびプラント状態や高放射線領域を含む異常状況を考慮しなければならない。</p> <p>教訓 7: 外的事象は同時にいくつかのプラントおよびプラント内のいくつかのユニットに影響を及ぼす可能性を有する。これは訓練経験豊富な人材、機材、供給物および外部からのサポートを必要とする。各タイプのユニットを扱うことができ、影響を受けているサイトの支援を要求することができる経験豊富な人材を適切にプールすることは、有益であろう。</p>
	<p>・水素がもたらすリスクは詳細に評価され、必要な緩和システムが提供されるべき。</p>		<p>教訓 8: 水素爆発のリスクと影響は再考されるべきであり、必要な緩和系は実施されるべきである。</p>
			<p>教訓 9: 特に、安全機能の喪失を防ぐ上では、共通要因故障に対する深層防護の頑健性は重要な安全機能に対し適切な多様性（冗長性や物理的分離を含む）をもたせるべきである。</p>

表 12 IAEA 調査団報告書による福島第一原子力発電所の事故から得られた結論と教訓

IAEA 調査団報告書 ^{80),81)} におけるカテゴリー	IAEA 調査団暫定的要旨 ^{78),79)} における調査結果と教訓	IAEA 調査団報告書 ^{80),81)} による結論と教訓	
		結論	教訓
IAEA 基本安全原則 SF-1 原則 9： 緊急時の準備と対応 (敷地外緊急時対応)	・避難を含め、公衆を保護するための日本政府の長期的な対応は見事であり、非常に良く組織されている。	結論 6: 日本は、良く組織された緊急時準備対応計画を有しており、それは福島での事故対応で示された。しかしながら、複雑な構造と組織は緊急時の意思決定において遅れをもたらす可能性がある。	
	・非常に困難な状況下において、サイトの運転員による非常に献身的で強い決意を持つ専門的対応は模範的であり、非常事態を考慮すれば、結果的に安全を確保する上で最善のアプローチとなった。これは、非常に高度な専門的な後方支援、就中、サイトで活動している作業員の安全を確保するための J ビレッジにおける対応が大きな助けとなっている。	結論 7: 献身的な職員および作業員とよく組織されかつ柔軟性に富んだ組織が、予期せぬ状況で効果的な対応を可能にし、公衆および施設で働く者の健康に対し、より大きな事故の影響を防ぐことを可能にした。	
	・緊急時対応は、就中初期段階の対応は、シビア・アクシデントにしっかりと対応できるように設計されるべきである。		教訓 10: サイト内外での対応のための重要な情報を提供する上で、特にシビアアクシデントに対しては、システム、通信および機器の監視を強化するために、より多くの配慮が払われるべきである。
			教訓 11: 脅威の分類、事象の区分および対策に関する IAEA の安全基準（例えば、GS-R-2）と関連ガイドや運転介入レベルを使えば、個別の状況に応じてサイト外における緊急時の防災および対応を一層効果的なものにし得るであろう。 教訓 12: 長期間の屋内退避は効果的なアプローチでなく断念され、「計画的避難」や「避難準備区域」といった概念が、ICRP や IAEA のガイドラインを利用して効果的な長

表 12 IAEA 調査団報告書による福島第一原子力発電所の事故から得られた結論と教訓

IAEA 調査団報告書 ^{80),81)} におけるカテゴリー	IAEA 調査団暫定的要旨 ^{78),79)} における調査結果と教訓	IAEA 調査団報告書 ^{80),81)} による結論と教訓	
		結論	教訓
			<p>期的措置として導入された。</p> <p>-----</p> <p>教訓 13: 原子力にかかわる国際社会は、原子力事故に係るソースタームを決定するための既存の手法やモデルを改善し精緻化するために、福島第一原子力発電所事故で得られたデータや情報を有効に利用すべきである。</p> <p>-----</p> <p>結論 8: 公衆被ばくと健康についてのモニタリングの適切なフォローアップ・プログラムは有益であろう。</p>
IAEA 基本安全原則 SF-1 原則 9： 緊急時の準備と対応 (敷地内緊急時対応)	<p>・避難を含め、公衆を保護するための日本政府の長期的な対応は見事であり、非常に良く組織されている。公衆及び作業員の被ばくに関する適切且つ時宜を得たフォローアップ計画及び健康モニタリングは有益であろう。</p>	<p>結論 9: 事象による深刻な混乱にもかかわらず、影響を受けたサイトでは、効果的な放射線被ばく管理が実施されたようである。</p>	<p>教訓 14: 作業員が適切に組織化され、よく指導され、適切に訓練されていれば、シビアアクシデントの状況下でのサイトにおける作業員のための大規模な放射線防護も効果的に行うことができる。</p> <p>-----</p> <p>教訓 15: シビアアクシデントの状況下での現場における効果的な放射線防護を確立するための現場作業員および外部要員の訓練と演習には、福島の実験を考慮することが有益である。</p>
IAEA 安全要件・安全指針		<p>結論 10: 複数プラントのサイトの設計および苛酷事故管理についての特別な要件が適切に手当てされていることを、IAEA 安全要件および指針は見直されるべきである。</p>	

表 12 IAEA 調査団報告書による福島第一原子力発電所の事故から得られた結論と教訓

IAEA 調査団報告書 ^{80),81)} におけるカテゴリー	IAEA 調査団暫定的要旨 ^{78),79)} における調査結果と教訓	IAEA 調査団報告書 ^{80),81)} による結論と教訓	
		結論	教訓
IAEA の安全サービス		結論 11: 特に外的なハザード影響についての各国の経験による新たな教訓を含めるため、国の法令および指針を国際的に確立された基準と指針に合致させるよう、定期的な調整を行うことを検討する必要がある。	
IAEA の将来のミッション (外部ハザード)		結論 12: IAEA の国際耐震安全センター (ISSC) による安全レビューサービスは、以下の分野での日本の取組を支援するのに有益であろう： -外的事象のハザード評価 -原子炉停止後に引き続き開始される発電所内巡視 -地震に対する事前準備	
IAEA の将来のミッション (敷地外緊急時対応)	・公衆及び作業員の被ばくに関する適切且つ時宜を得たフォローアップ計画及び健康モニタリングは有益であろう。	結論 13: 緊急時対応レビュー (EPREV) を含むフォローアップ・ミッションは、発電所内外における緊急時対応から得られる教訓を、詳細に調査すべきである。	
IAEA の将来のミッション (シビアアクシデントに対する大規模な放射線防護組織)		結論 14: フォローアップ・ミッションは、福島事故に対応する際に大規模な放射線防護のために用いられた効果的なアプローチから得られる教訓を見出すべきである。	
IAEA の将来のミッション (IRRS のフォローアップ)	・原子力規制の制度は、極限的な外的事象に対し、それらの定期的な見直しを含めて適切に対処でき、また、規制の独立性及び役割の明確さが IAEA 安全基準に沿って		教訓 16: IAEA の安全基準に沿って、原子力規制システムは規制の独立性を確保するとともに、役割の透明性があらゆる情勢の下で維持されるべきである。

表 12 IAEA 調査団報告書による福島第一原子力発電所の事故から得られた結論と教訓

IAEA 調査団報告書 ^{80),81)} におけるカテゴリー	IAEA 調査団暫定的要旨 ^{78),79)} における調査結果と教訓	IAEA 調査団報告書 ^{80),81)} による結論と教訓	
		結論	教訓
	あらゆる状況において維持されるようなものとすべきである。		
		結論 15: 2007 年の総合的規制レビューサービス (IRRS) に対するフォローアップ・ミッションは、日本の規制システムの更なる発展を支援するため、福島事故から得られるであろう教訓及び上記の結論を踏まえて実施されるべきである。	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 日本政府、原子力規制当局及び事業者は、世界が原子力安全を改善する上での教訓を学ぶことを支援すべく、調査団との情報共有及び調査団からの多数の質問への回答において非常に開かれた対応をとった。 ・ 損傷した原子炉の復旧のために計画されたロード・マップは重要であり認知されている。新たな状況が発見されればその修正が必要となるが、国際協力による支援を受けることも可能である。(ロード・マップは、) サイト外で放射線の放出により影響を受けた地域の救済をもたらし、それにより避難した人々が通常の生活を取り戻すことを可能にするような、より広範な計画の一部と捉えるべきである。これにより、かような極限的な原子力の事象に対応する上で何を成し遂げ得るのかを世界に示すことになる。 		

表 13 日本国政府報告書による福島第一原子力発電所事故についての教訓と対応

Gr	日本国政府 6 月報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果			日本国政府 9 月報告書 ⁶³⁾ に記載されている国の対応状況		
	項目	教訓	対応策	既の実施した対応	現在実施中の対応	今後の取り組み
(1) シビアアクシデント防止策の強化	(1) 地震・津波への対策の強化	複数震源の連動によるきわめて大規模な地震	<ul style="list-style-type: none"> ・複数震源の連動の取り扱いの考慮 ・外部電源の耐震性の強化 			
		想定高さを大幅に超える津波	<ul style="list-style-type: none"> ・十分な再来周期を考慮した津波の発生頻度と十分な高さの想定 ・想定津波に対し、敷地への浸水を防止する構築物等の安全設計 ・設計用津波を上回る津波を想定した場合にも重要な安全機能を維持できる対策 		<ul style="list-style-type: none"> ・安全審査指針類見直し ・十分な再来周期を考慮した津波の発生頻度と十分な高さを想定した設計基準の検討 ・津波のもつ破壊力を考慮した構築物等の安全設計基準等の検討 	
	(2) 電源の確保	外部事象による共通原因故障の観点での電源の多様化が不十分	電源の多様化:多様な非常用電源の配備(空冷式 DG、ガスタービン発電機等)、電源車の配備	電源車の配備、非常用 DG の電源容量確保(他号機からの融通)	大型空冷式非常用発電機、非常用空冷式 DG、非常用空冷式ガスタービン発電機の設置	非常用電源の燃料タンクの耐震性強化
		配電盤等の冠水等への耐性不足	環境耐性の高い配電盤等	重要機器の設置場所の浸水対策(貫通部等のシーリング)		
		電池寿命が交流電源復帰よりも短時間	電池の充電用発電機の整備			蓄電池の大容量化
	外部電源の回復に要する時間の目標が不明確		電力系統の信頼度評価	<ul style="list-style-type: none"> ・電力系統の供給信頼度評価を踏まえた供給信頼性向上対策(送電線の補強等) ・開閉所等の津波対策 ・送電鉄塔の倒壊対策 ・開閉所設備の耐震性強化 		

表 13 日本国政府報告書による福島第一原子力発電所事故についての教訓と対応

Gr	日本国政府 6 月報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果			日本国政府 9 月報告書 ⁶³⁾ に記載されている国の対応状況		
	項目	教訓	対応策	既の実施した対応	現在実施中の対応	今後の取り組み
	(3) 原子炉及び格納容器の確実な冷却機能の確保	原子炉及び格納容器の冷却機能の喪失	原子炉及び格納容器の確実な代替冷却機能の確保	代替・外部注水資機材の配備(ポンプ車・消防車・ホース・接続部品等)		
			代替注水機能の多様化	・淡水タンクの容量確認 ・海水を水源とする給水方法の整備	・海水系冷却ポンプ・電動機の予備品、仮設ポンプの確保 ・大型空冷式非常用発電機等の設置(海水系冷却系駆動用)	大規模淡水タンク等の耐震強化
			注水用水源の多様化や容量の拡大			
			長期にわたる代替の最終ヒートシンクの確保(空気冷却方式等)			
	(4) 使用済燃料プールの確実な冷却機能の確保	電源の喪失により、使用済燃料プールの冷却機能喪失による過酷事故を防止する対応も必要となった	電源喪失時においても、使用済燃料プールの冷却を維持できるよう確実な冷却を確保	自然循環又は空気冷却の代替冷却機能の導入		
			代替注水機能の導入	・代替・外部注水資機材(消防車・ホース・接続部品等)の配備 ・淡水タンクの容量確保 ・海水を水源とする給水方法の整備		
			(その他)			使用済燃料プールの冷却系配管の耐震強化

表 13 日本国政府報告書による福島第一原子力発電所事故についての教訓と対応

Gr	日本国政府 6 月報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果			日本国政府 9 月報告書 ⁶³⁾ に記載されている国の対応状況		
	項目	教訓	対応策	既の実施した対応	現在実施中の対応	今後の取り組み
	(5) アクシデント マネジメント(A M)対策の徹底	電源や原子炉冷却機能 の確保等での AM 対策が 不十分				
		AM 策が法規制上の要求 外	AM 策の法規制上の要求化			AM 対策の法令要求化
		長期にわたり、AM 指針 の見直しなし	シビアアクシデントマネジメント対策の整備	・SBO 等緊急時対応手順 等に係る保安規定の整備 ・技術基準の解釈の追加・ 明確化	AM 高度化検討	AM 対策への PSA 手法の導 入
(6) 複数炉立地 における課題へ の対応	事故対応に必要な資源 の分散					
	隣接する原子炉の緊急 時対応に影響	複数炉における独立性の確保 ・原子炉操作 ・事故影響の波及			複数炉立地における各原子 炉の工学的な独立性をより 確実なものにするための方 策の検討	
		号機毎に原子力安全確保の責任者 を選任し、独立した事故対応 が行える体制の整備	号機毎に独立した責任体 制、事故対応体制、手順 の整備			
(7) 原子力発電 施設の配置等の 基本設計上の考 慮	・使用済燃料プールが高 所配置のため事故対応 が困難 ・建屋間の汚染水拡大	・基本設計における適切な施設や建屋 配置の要求(重大事故時に冷却等可能 かつ事故影響を拡大防止) ・既設炉に対しては同等の機能を有す るための追加的な対策			新設炉等の基本設計におい て、施設や建屋の適切な配 置等に十分に配慮すること を要求	

表 13 日本国政府報告書による福島第一原子力発電所事故についての教訓と対応

Gr	日本国政府 6 月報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果			日本国政府 9 月報告書 ⁶³⁾ に記載されている国の対応状況		
	項目	教訓	対応策	既の実施した対応	現在実施中の対応	今後の取り組み
	(8) 重要機器施設の水密性の確保	多くの重要機器施設の冠水により、電源の供給や冷却系の確保に支障	想定を超える津波・洪水の際の重要な安全機能の確保	重要機器施設の水密性の確保（水密扉の設置、配管等浸水経路の遮断、排水ポンプの設置）	原子炉建屋における重要機器の設置場所の浸水対策（貫通部や扉のシール化等）	・原子炉建屋の水密化 ・水密扉の設置

表 13 日本国政府報告書による福島第一原子力発電所事故についての教訓と対応

Gr	日本国政府 6 月報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果			日本国政府 9 月報告書 ⁶³⁾ に記載されている国の対応状況			
	項目	教訓	対応策	既の実施した対応	現在実施中の対応	今後の取り組み	
(2) シビアアクシデントへの対応策の強化	(9) 水素爆発防止対策の強化	原子炉建屋における水素対策なし	格納容器における水素対策			PWR: 格納容器内の水素濃度を低減させる装置の設置	
			水素爆発防止対策の強化(シビアアクシデント時に機能する原子炉建屋での可燃性ガス濃度制御系の設置、水素を外に逃すための設備の整備等)	BWR: 建屋屋上に穴あけによる排気口の設置について作業体制の整備 PWR: 既設のアニュラス排気設備によって水素を確実に外部へ放出できることの確認		BWR: 原子炉建屋の頂部に水素ベント装置を設置	
	(10) 格納容器ベントシステムの強化	シビアアクシデント発生時の格納容器ベントシステムの操作性に問題	格納容器ベントシステムの強化	操作性の向上	交流電源喪失時においてもベントラインの弁操作を可能とする空気弁用アキュムレーター予備機や可搬コンプレッサーの設置		
				放射性物質除去機能の強化			放射性物質除去の強化
				独立性の確保			
	(11) 事故対応環境の強化	高放射線量による中央制御室の居住性低下	シビアアクシデント発生の際の事故対応環境の強化	中央制御室や緊急時対策所の放射線遮へいの強化			
				現場での専用換	中央制御室の作業環境の確保(電源車による換気		

表 13 日本国政府報告書による福島第一原子力発電所事故についての教訓と対応

Gr	日本国政府 6 月報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果			日本国政府 9 月報告書 ⁶³⁾ に記載されている国の対応状況		
	項目	教訓	対応策	既の実施した対応	現在実施中の対応	今後の取り組み
			気空調系の強化	空調系設備への電力供給)		
		原子力発電所緊急時対策所の環境悪化(放射線量の上昇、通信環境や照明の悪化等)	シビアアクシデント発生の際の事故対応環境の強化	中央制御室や緊急時対策所の放射線遮へいの強化		緊急時対策室の機能強化や事務棟の耐震強化
				交流電源によらない通信	構内通信手段の確保(構内 PHS 通信設備の電源供給、トランシーバー)	構内 PHS 装置等の高所への移設等
				照明等の関係設備の強化	可搬式照明装置の確保	
(12) 事故時の放射線被ばくの管理体制の強化	個人線量計や線量読み取り装置の浸水により、放射線管理に困難	事故時の放射線被ばくの管理体制の強化	事故時に個人線量計や被ばく防護用資材の十分な確保	・事故発生時の初期段階に必要な高線量防護服の発電所への配備 ・高線量防護服、個人線量計、全面マスクなどの事業者間での相互融通		
			事故時放射線管理要員の拡充体制の整備	緊急時に放射線管理要員が放射線管理上の重要な業務に専念できる体制の構築		
			放射線業務従事者の迅速な被ばく測定のための体制や設備の整備	緊急時の放射線管理に関する社員教育の充実		

表 13 日本国政府報告書による福島第一原子力発電所事故についての教訓と対応

Gr	日本国政府 6 月報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果			日本国政府 9 月報告書 ⁶³⁾ に記載されている国の対応状況		
	項目	教訓	対応策	既の実施した対応	現在実施中の対応	今後の取り組み
	(13) シビアアクシデント対応の訓練の強化	シビアアクシデントが発生した場合の実効的な訓練が不十分	シビアアクシデント対応の訓練の強化	全交流電源喪失、海水系冷却機能の喪失、津波の襲来等を想定した緊急時対応訓練を国の立会の下に実施		シビアアクシデントの発生とその長期化・深刻化を想定した緊急時対応訓練の実施
	(14) 原子炉及び格納容器などの計装系の強化	原子炉と格納容器の計装系がシビアアクシデントの下で十分に働かず、情報の迅速かつ的確に確保に困難	シビアアクシデント発生時に十分機能するよう原子炉と格納容器などの計装系の強化			シビアアクシデント発生時にも十分機能する原子炉・格納容器計装系、使用済燃料プール計装系等の開発・整備
	(15) 緊急対応用資機材の集中管理とレスキュー部隊の整備	周辺の地震・津波の影響により、緊急対応用資機材やレスキュー部隊動員が不十分	緊急対応用資機材の集中管理やこれを運用するレスキュー部隊の整備	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対応資機材(電源車、ポンプ車)の整備・管理 ・運用する実施部隊の整備 ・瓦礫処理のための重機や高放射線量下での作業を防護するマスク、防護服等の整備とそれらの事業者間での共有化、相互融通の体制構築 		<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対応用の資機材等の整備(ロボット、無人ヘリ、重機、除染機材、事故進展予測システム等) ・自衛隊、警察、消防、海上保安庁等の訓練を通しての能力向上 ・新しい安全規制組織における危機管理対応体制の強化(緊急事態に対応する専門官の設置等)

表 13 日本国政府報告書による福島第一原子力発電所事故についての教訓と対応

Gr	日本国政府 6 月報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果			日本国政府 9 月報告書 ⁶³⁾ に記載されている国の対応状況		
	項目	教訓	対応策	既の実施した対応	現在実施中の対応	今後の取り組み
(3) 原子力災害への対応	(16) 大規模な自然災害と原子力事故との複合事態への対応	大規模な自然災害とともに原子力事故が発生したため、連絡・通信、人の参集、物資の調達等の面で極めて困難	適切な通信連絡手段や円滑な物資調達方法を確保できる体制・環境の整備	オフサイトセンターの機能強化(衛星電話や非常用電源の整備、物資の備蓄を強化)		オフサイトセンター機能の移転に際し、直ちに代替施設が利用できるよう、代替資機材の整備
		原子力事故の長期化に伴う、住民の避難等の措置の長期化	事故や被災対応に関する各種分野の人員の実効的な動員計画の策定などの対応の強化			複合災害への対応に係る関係省庁の即応体制や指揮命令のあり方の見直し
	(17) 環境モニタリングの強化	事故当初、地方自治体の環境モニタリング機器・設備等が地震・津波によって損害を受けたこと等により、適切な環境モニタリングが不可	緊急時において、国が責任をもって環境モニタリングを確実かつ計画的に実施する体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・環境モニタリングの調整とその円滑な実施を行うため、政府部内に「モニタリング調整会議」を設置 ・当面の取組みとして、「総合モニタリング計画」を策定 	<ul style="list-style-type: none"> ・航空機モニタリング、海域モニタリング、緊急時避難準備区域の解除に向けた放射線モニタリング等の実施 ・積算線量推定マップや放射線量等分布マップ等の作成 	新しい安全規制組織への環境モニタリング指令塔機能の付与
(18) 中央と現地の関係機関等の役割の明確化等	<ul style="list-style-type: none"> ・関係機関等間の連絡・連携が不十分 ・各関係機関等の役割分担や責任関係が不明確 	<ul style="list-style-type: none"> ・関係機関等の責任関係や役割分担の見直しと明確化 ・情報連絡に関する責任と役割、手段等の明確化と体制整備 	<ul style="list-style-type: none"> ・Jビレッジや小名浜コールセンターを活用し現地における事故対応の拠点を構築 ・政府・東京電力統合対策室、被災者生活支援チームや放射性物質汚染対策室を設置 		<ul style="list-style-type: none"> ・関係機関等の責任関係や役割分担の見直し(必要に応じて法令改正、マニュアル改定等) ・連絡手段、経路等の連絡体制の見直し ・原子力災害時に用いるテレビ会議システムの整備 	

表 13 日本国政府報告書による福島第一原子力発電所事故についての教訓と対応

Gr	日本国政府 6 月報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果			日本国政府 9 月報告書 ⁶³⁾ に記載されている国の対応状況		
	項目	教訓	対応策	既の実施した対応	現在実施中の対応	今後の取り組み
	(19) 事故に関するコミュニケーションの強化	周辺住民等への的確な情報提供や放射線、放射性物質等についての分かりやすい説明、リスクの見通しまで含めた情報公表等が不十分	周辺住民等に対する、事故の状況や対応等に関する的確な情報提供、放射線影響等についての適切な説明などの取り組みの強化	<ul style="list-style-type: none"> ・周辺住民等に対し、事故の状況や放射線による健康影響等について相談を受ける「ワンストップ相談窓口」を設置 ・国民への情報公表については関係機関合同による定期的な記者会見を実施 		<ul style="list-style-type: none"> ・大規模な原子力事故における情報公表・提供等のあり方の検討及び基本的なマニュアルのとりまとめ ・上記マニュアルに基づく、関係者の情報公表・提供等に関する教育や訓練
	(20) 各国からの支援等への対応や国際社会への情報提供の強化	海外各国からの資機材等の支援申出に対する対応が不十分	国際的に効果的な対応の仕組みを国際協力を通じて構築			国際的な原子力安全強化の取組みに積極的に貢献(事故対応時に効果的な資機材リストの作成)
		国際社会への情報提供が不十分(低レベル汚染水の海水への放出等)		<ul style="list-style-type: none"> ・事故時の各国のコンタクトポイントを予め明確化 ・国際的な通報制度の改善を通じての情報共有体制の強化 ・科学的根拠に基づく対応を可能にする一層迅速で正確な情報提供 	事故時に近隣国等に直ちに通報を行うため、近隣国等のコンタクト・ポイントの明確化	

表 13 日本国政府報告書による福島第一原子力発電所事故についての教訓と対応

Gr	日本国政府 6 月報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果			日本国政府 9 月報告書 ⁶³⁾ に記載されている国の対応状況		
	項目	教訓	対応策	既の実施した対応	現在実施中の対応	今後の取り組み
	(21) 放射性物質放出の影響の的確な把握・予測	事故時の放出源情報不足のため、SPEEDIによる放射能影響予測が不可能	事故時の放出源情報取得のための計測設備等の強化。			
		SPEEDI の試算結果の活用(避難行動の参考等)なし	様々な事態に対応して SPEEDI などを効果的に活用する計画の立案	6 月以降、SPEEDI を、原子炉建屋開放に伴う環境への影響評価及び事故初期段階のデータの補足に利用		SPEEDI のより効果的な活用のあり方についての見直し
		SPEEDI の計算結果が当初は非公表	SPEEDI などの活用結果の当初からの公開	4 月以降、SPEEDI の計算結果を公開		
	(22) 原子力災害時の広域避難や放射線防護基準の明確化	事故の長期化に伴う広域避難や放射線防護の対応について、事前の原子力災害対応の基準等の整備が不十分	原子力災害時の広域避難範囲や放射線防護基準に係る指針の明確化		EPZのあり方も含めた原子力防災対策の指針の見直し	<ul style="list-style-type: none"> ・今回の事故を踏まえた放射線防護の基準等のあり方についての検討 ・今回の事故対応経験の ICRP や IAEA の原子力防災や放射線防護の基準への反映

表 13 日本国政府報告書による福島第一原子力発電所事故についての教訓と対応

Gr	日本国政府 6 月報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果			日本国政府 9 月報告書 ⁶³⁾ に記載されている国の対応状況		
	項目	教訓	対応策	既の実施した対応	現在実施中の対応	今後の取り組み
(4) 安全基盤の強化	(23) 安全規制行政体制の強化	<ul style="list-style-type: none"> 原子力安全確保に係る行政組織が分かれていることにより、第一義的責任を有する者の所在が不明確 現行の体制は、大規模な原子力事故に際して、力を結集して俊敏に対応する上で問題 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力安全・保安院の経済産業省からの独立 原子力安全規制行政や環境モニタリングの実施体制の見直し 	8/15 に「原子力安全規制に関する組織等の改革の基本方針」を閣議決定し、新たな安全規制組織を整備することを決定		環境省の外局として「原子力安全庁(仮称)」の設置
	(24) 法体系や基準・指針類の整備・強化	原子力安全や原子力防災の法体系及びそれらに係る基準・指針類の整備についての様々な課題	原子力安全や原子力防災に係る法体系と関係する基準・指針類の見直し・整備	<ul style="list-style-type: none"> 既設の高経年化対策のあり方についての再評価 バックフィットの法規制上の位置づけの明確化 		<ul style="list-style-type: none"> 原子力安全や原子力防災の法体系・基準等の見直し(安全基準の強化、複雑な原子力安全規制法体系の整理、バックフィット等の導入)
		IAEA の基準・指針に反映すべき点	データ提供等を通じた IAEA の基準・指針の強化に対する貢献			IAEA の基準・指針の検討に際しての我が国の経験・知見の積極的な提供
	(25) 原子力安全や原子力防災に係る人材の確保	原子力安全や原子力防災に係る人材育成の重要性	<ul style="list-style-type: none"> 教育機関における原子力安全、原子力防災・危機管理、放射線医療などの分野の人材育成の強化 原子力事業者や規制機関などにおける人材育成活動の強化 			<ul style="list-style-type: none"> 新しい安全規制組織における国際原子力安全研修院(仮称)の設立 「原子力人材育成ネットワーク」の推進等による人材育成の強化

表 13 日本国政府報告書による福島第一原子力発電所事故についての教訓と対応

Gr	日本国政府 6 月報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果			日本国政府 9 月報告書 ⁶³⁾ に記載されている国の対応状況		
	項目	教訓	対応策	既の実施した対応	現在実施中の対応	今後の取り組み
	(26) 安全系の独立性と多様性の確保	安全系の共通原因故障への対応が不足し、独立性や多様性の確保が不十分	共通原因故障への的確な対応と安全機能の一層の信頼性向上のため、安全系の独立性や多様性の確保を強化			<ul style="list-style-type: none"> 共通原因多重故障への的確な対応と安全機能の一層の信頼性向上 安全系の独立性や多様性の確保の強化(非常用発電機や海水冷却系の種類や設置場所等における独立性や多様性の確保等)
	(27) リスク管理における確率論的安全評価手法(PSA)の効果的利用	リスク低減の体系的検討で、PSA の活用が不十分	不確かさに関する知見を踏まえつつ、PSA をさらに積極的かつ迅速に活用		<ul style="list-style-type: none"> PSA の活用を前提にした法令や基準等の改正案の検討(JNES) 津波 PSA ガイドラインの作成(AESJ) 	
			PSA に基づく効果的なアクシデントマネジメント対策を含む安全向上策の構築			PSA に基づく効果的なアクシデントマネジメント対策を含む安全向上策の構築
(5) 安全文化の徹底	(28) 安全文化の徹底	改めて原子力安全の根幹である安全文化の徹底を強く認識	安全文化の徹底		<ul style="list-style-type: none"> 今回の事故への様々な対応の精査 新しい知見の把握などに真摯に取り組む姿勢の再構築 	

表 14 「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」における勧告内容

「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」 ^{90),91)} における勧告内容			SECY-11-0124 ⁹²⁾ による優先項目	SECY-11-0137 ⁹³⁾ での優先順位		
分類	勧告	具体策		第 1 段階 (遅滞なく開始)	第 2 段階 (早期開始困難)	第 3 段階 (長期的評価)
規制枠組みの明確化	【勧告 1】21 世紀の規制枠組み 論理的で体系化され、且つ一貫性のある規制枠組みを構築し、深層防護とリスクへの考慮を調和させた適切な防護を実現する。	1.1 適切な防御を確保するために不可欠な要素として、拡張設計基準要件を含んだリスク情報に基づく深層防護枠組みを NRC 規制として明確に示す委員会の政策文書案を作成する。				
		1.2 上記政策文書と整合するリスク情報に基づく深層防護枠組みを実現するためのルール策定を開始する。				
		1.3 規制分析ガイドラインを改訂し、現在重要視されているリスク情報に基づいた指針とのバランスを取って深層防護原理をより効果的に実現していく。				
		1.4 NUREG-1560、NUREG-1742 に纏められた IPE や IPEEE の取り組みを評価し、普遍性のある規制要件と各炉固有の規制要件とを識別する。				

表 14 「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」における勧告内容

「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」 ^{90),91)} における勧告内容			SECY-11-0124 ⁹²⁾ による優先項目	SECY-11-0137 ⁹³⁾ での優先順位		
分類	勧告	具体策		第 1 段階 (遅滞なく開始)	第 2 段階 (早期開始困難)	第 3 段階 (長期的評価)
外部事象に対する防護の強化	【勧告 2】 設計基準外部事象からの防護 運転中の各原子炉に関して、設計基準地震や設計基準洪水(溢水)に対する構造物、系統、機器の防護を再評価し、必要に応じて強化する。	2.1 事業者に対して、サイトでの地震災害と洪水災害を現行の NRC の要件と指針に沿って再評価させ、必要に応じて、最新情報に基づく災害から防護するために設計基準と安全上重要な構造物・系統・機器を更新させる。	●	●		
		2.2 事業者に対して、10 年毎に地震と洪水災害の確認を実施させ、如何なる新たな重要な情報にも対応させる規則を、NRC が作成する。				●
		2.3 事業者に対して、外部事象に対する設計基準を更新する長期的な措置が完了するまでの間、発電所固有の脆弱性を見極め、耐水バリアやシールといった防護措置のモニタリングと保守が十分であることを検証するために、地震と洪水からの防護に向けた見回り(walkdowns)を実行させる。	●	●		
	【勧告 3】 火災と溢水からの防護 長期的検討事項として、地震により誘発された火災や洪水(溢水)を防止、緩和する能力の強化可能性につき評価する。					●

表 14 「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」における勧告内容

「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」 ^{90),91)} における勧告内容			SECY-11-0124 ⁹²⁾ による優先項目	SECY-11-0137 ⁹³⁾ での優先順位		
分類	勧告	具体策		第 1 段階 (遅滞なく開始)	第 2 段階 (早期開始困難)	第 3 段階 (長期的評価)
緩和能力の強化	<p>【勧告 4】長時間の交流電源喪失 設計基準事象及び設計基準を超える外部事象に対して、全ての運転中及び新規の原子炉における全交流電源喪失に対しての緩和能力を強化する。</p>	<p>4.1 10CFR50.63 を改訂し、運転中及び新規原子炉の事業者に対して以下を要求する規則の作成を開始する。</p> <p>(1) 全交流電源喪失に対して最小 8 時間の対処時間を確保する。</p> <p>(2) 全交流電源喪失が 72 時間継続した場合に、炉心及び使用済み燃料プールの冷却と原子炉冷却系統及び一次格納容器の健全性を確保するために必要な設備、手順と訓練を確立する。</p> <p>(3) 継続的な炉心及び使用済み燃料プールの冷却と原子炉冷却系と格納容器の健全性確保を支援するために必要な事前計画と事前の所外資源の配置を実現して、過酷な自然災害の下、物資移送インフラが極めて劣化した条件下においても、必要な資材が 72 時間以内に到着するようにする。</p> <p>- 最小 8 時間の対処時間の目的は、この間にオペレータが AC 電源を復旧するか、提案されている 72 時間の拡張対処能力を確保するのを可能にするためである。この期間、炉心及び使用済み燃料プール冷却や一次格納容器隔離及び原子炉冷却系統の健全性確保は(必須の計装や制御を含み)、交流電源に依存しない(例えば、タービン駆動、ディーゼル駆動、直流電源駆動、空気作動または静的受動システム)機器により実現される必要がある</p> <p>- 8 時間の対処システムと設備は、プラント設計基準溢水レベルより 1 階(15~20 フィート[5~6 m])上に配置するか水密境界内に設置して、全ての設計基準及び設計基準外事象において損傷しないように防護される。</p> <p>- 8 時間の対処方策は、炉心及び使用済み燃料プールの冷却を確保し、冷却材の制御不能な漏えいを生じさせないものであること(例えば、PWR 原子炉冷却材ポンプシールからの漏えい)。</p> <p>- 8 時間の対処方策は格納容器の健全性を確保できるものであり、</p>	●	●		

表 14 「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」における勧告内容

「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」 ^{90),91)} における勧告内容			SECY-11-0124 ⁹²⁾ による優先項目	SECY-11-0137 ⁹³⁾ での優先順位		
分類	勧告	具体策		第 1 段階 (遅滞なく開始)	第 2 段階 (早期開始困難)	第 3 段階 (長期的評価)
		<p>必要に応じて、MK-I と MK-II 格納容器の BWR に対しては、ウェットウエル・ベントを操作する能力を、また MK-III 格納容器の BWR とアイス・コンデンサ格納容器の PWR に対しては水素点火器の一列を運転する能力を有すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 8 時間の最小対処時間を支援するシステムの設計は、交流電源を使用しない設備と計装の容量の保守的な見積もりに基づくものとするべきである。8 時間の対処能力は恒久的な設備にのみ依存するものであること。この 8 時間の間、対処能力を維持するために必要なオペレーターの動作は、定められた手順と訓練にて確立された通常の動作の範囲に限定されるべきである。これにより、オペレーターは、交流電源の復旧と対処期間の延長のために必要な機器の配置と操作に集中できる。本機能に必要なシステムと手順には単一故障は考慮する必要はないが、プラントの認可基準(即ち、最終安全解析書には記載すべき)には含め、10CFR Part50 Appendix B の品質保証要求に沿ったものとするべきである。 - 72 時間の延長対処時間を可能とするシステムの設計は 8 時間のシステムと同じ範囲を対象とすべきであるが、それは、決められた手順と訓練に沿って、可搬型または恒久設置型設備を使用する合理的なオペレーター動作を伴った現実的な解析に基づくことができる。この延長対処時間は、炉心及び使用済み燃料プールの冷却と原子炉冷却系統及び一次格納容器の健全性確保という目標を継続して達成するために、事前に計画し準備した所外諸資源を移送、設置、使用することを可能とするに十分なものである。 - 複数サイトが同時に同じ自然現象を経験しないと合理的に予想される限りにおいて、事前準備した機器は複数のサイトで共用することができる。 - 10CFR50.63 の改訂では、最小対処時間及び延長対処時間における対策を実施するために必要な設備と人員は、複数サイトの全ての炉の炉心及び使用済み燃料プールの冷却と原子炉冷却系統と 				

表 14 「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」における勧告内容

「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」 ^{90),91)} における勧告内容			SECY-11-0124 ⁹²⁾ による優先項目	SECY-11-0137 ⁹³⁾ での優先順位		
分類	勧告	具体策		第 1 段階 (遅滞なく開始)	第 2 段階 (早期開始困難)	第 3 段階 (長期的評価)
		<p>一時格納容器の健全性を確保するに十分なものであることを含めるべきである。また、スタッフは、10CFR50.2 において、「全交流電源喪失」と「代替交流電源」の定義について適切な修正を行うべきである。</p> <p>4.2 10CFR50.54(hh)(2)に基づいて現在設置されている設備を設計基準外部事象の影響から適切に防護すること、また、他の要件が改訂され実行されるまでの間、複数基事象への対処に必要な機器を追加することを事業者に指示する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - この既存設備は、現状でも長期間に推奨される対処能力のいくつかを可能とするが、現在の保管要求では、設計基準外部事象後にも利用可能であることが担保されていない。上記指示により、必要とされるときに機器が利用できる可能性を大とするものである。 - スタッフは、10CFR50.54(hh)(2)の要求事項を修正して、複数基への対応能力を満足させるようにすべきである。 	●	●		
	<p>【勧告 5】格納容器の過圧防護 BWR の MK-I、MK-II 型格納容器に対して、信頼性の高いハード・ベント設計を規制要件化する。</p>	<p>5.1 MK-I、MK-II 型格納容器を有する事業者に対し、信頼性の高いハード・ベント設計の仕様として以下を含めることを指示する。</p> <ul style="list-style-type: none"> -長期間の全交流電源喪失においても操作の信頼性を確保し、弁の開閉が容易に行えることを達成目標に含める。 <p>5.2 福島の事故を踏まえて、他の型の格納容器に対してハードベントを設置する必要性につき評価し、結果によっては、設置のために必要な手続きを実施する。(長期的な検討として)</p>	▲ MK-Iのみ	● MK-I, II		●

表 14 「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」における勧告内容

「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」 ^{90),91)} における勧告内容			SECY-11-0124 ⁹²⁾ による優先項目	SECY-11-0137 ⁹³⁾ での優先順位		
分類	勧告	具体策		第 1 段階 (遅滞なく開始)	第 2 段階 (早期開始困難)	第 3 段階 (長期的評価)
	<p>【勧告 6】可燃性ガスの制御 長期的検討事項として、福島第一事故に関する今後の追加情報を考慮し、格納容器及び他の建屋内の水素蓄積の制御と緩和措置に関して考察する。</p>			●		
	<p>【勧告 7】使用済み燃料プールの安全性 使用済み燃料プールへの水補給能力と計装設備を強化する。</p>	<p>7.1 事業者に対して、制御室において使用済み燃料プールの水位、温度、空間線量率等の重要なパラメーターを監視できるような安全系の計測設備を用意し、設計基準の自然災害に耐えられるものとするよう指示する。</p>		●		
		<p>7.2 事業者に対して、水補給能力に必要な交流電源を安全系のものとするよう指示する。</p>			●	
		<p>7.3 事業者に対して、炉の運転状況に関わらず、照射済み燃料がプールに保管されている場合には、プールの水補給と計装設備用にサイトの非常用電源の一系統が確保されるように技術仕様を改訂するよう指示する。</p>			●	
		<p>7.4 事業者に対して、建屋外からプールに水を補給できるような耐震性能を有する設備を確保し、可搬型ポンプないしポンプ車による水補給が可能とすることを指示する。</p>			●	
		<p>7.5 上記の各項目の実施を要求する規則の制定ないし許認可審査、また必要に応じてその両方を開始する。</p>			●	

表 14 「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」における勧告内容

「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」 ^{90),91)} における勧告内容			SECY-11-0124 ⁹²⁾ による優先項目	SECY-11-0137 ⁹³⁾ での優先順位		
分類	勧告	具体策		第 1 段階 (遅滞なく開始)	第 2 段階 (早期開始困難)	第 3 段階 (長期的評価)
	<p>【勧告 8】現場における緊急時活動 現場での事故対応能力に必須の「緊急時運転手順(EOP)」、「過酷事故管理指針(SAMG)」、「拡大被害緩和指針(EDMG)」の内容を充実し、且つ一本化する。</p>	<p>8.1 事業者に対して、EOP の技術指針を下記のように改訂させ、技術仕様に含ませるよう指示する。</p> <p>(1)EOP、SAMG と EDMG を統合した形で吸収し、 (2)実行のための指揮と管理の戦略を明確にし、 (3)緊急時の意思決定者に対する適切な資格認定と訓練を行わせる。</p> <p>TF としては、上記について個々の事業者としてではなく、発電所所有者グループとして対処することを推奨する。</p> <p>-----</p> <p>8.2 運転中の各発電所の標準技術仕様の 5.0 章「管理・監督」を当該発電所設計に対する承認済みの EOP 技術指針を参照して修正する。</p> <p>-----</p> <p>8.3 事業者に対して、上記変更と整合をとるために各炉の技術仕様の修正を指示する。</p> <p>-----</p> <p>8.4 事故時の対応を行う者全員と事故時の意思決定者、調整者、責任者を対象とした SAMG や EDMG に関してのより現実的、実践的な訓練を要求する規則の作成を開始する。</p>	●	●		
緊急事態対応策(EP)の強化	<p>【勧告 9】複数基事象と長期 SBO 施設の緊急事態対応計画が長時間の全交流電源喪失と複数ユニットの同時事故に対応する内容を含むことを規制要件化する。</p>	<p>9.1 複数原子炉の事象において、要因と配置、線量評価能力、訓練と演習、装置と施設に関する EP を強化するための規則作成を開始する。</p>			●	
		<p>9.2 長時間の全交流電源喪失において、連絡能力、緊急時応答システム能力、訓練と演習、装置と施設に関する EP を強化するための規則作成を開始する。</p>			●	

表 14 「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」における勧告内容

「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」 ^{90),91)} における勧告内容			SECY-11-0124 ⁹²⁾ による優先項目	SECY-11-0137 ⁹³⁾ での優先順位		
分類	勧告	具体策		第 1 段階 (遅滞なく開始)	第 2 段階 (早期開始困難)	第 3 段階 (長期的評価)
		9.3 上記の規則が制定されるまでの間、事業者に対して以下を指示する。 - 複数原子炉の事象への対応に必要な全ての要員を設定し配置する。 - 緊急時計画に複数原子炉が関係する場合の線量評価(使用済み燃料プールからの線量も含む)を事業者のオンサイト線量評価ソフトウェアと手法にて実施する手順を追記する。 - 複数原子炉事象と長時間全交流電源喪失事象に対して定期的な訓練と演習を行い、その際、可能な限り、サイト外資源を特定し獲得または模擬する。 - EP 用の装置と施設が、複数原子炉事象と長時間全交流電源喪失事象に対して十分であることを確認する。 - 長時間全交流電源喪失時に、サイト内連絡(対応チーム間や施設間の無線等)やサイト外との連絡(携帯電話、衛星電話等)に必要な連絡装置に電力を供給する手段を確保する。 - 事故の全体を通して緊急時対応データシステムを維持する。	●	●		
		9.4 2012.6 までに ERDS の改造を完了して、複数ユニットのモニタリングを可能とするよう事業者に指示する。				●

表 14 「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」における勧告内容

「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」 ^{90),91)} における勧告内容			SECY-11-0124 ⁹²⁾ による優先項目	SECY-11-0137 ⁹³⁾ での優先順位		
分類	勧告	具体策		第 1 段階 (遅滞なく開始)	第 2 段階 (早期開始困難)	第 3 段階 (長期的評価)
	<p>【勧告 10】 追加的 EP 長期的検討事項として、長時間の全電源交流喪失と複数ユニットの同時事故に対する追加的な EP の必要性につき検討する。</p>	<p>10.1 福島事故から得られた知見に基づき、現在の緊急時対応要員が具備すべき防護装置の要件と指針につき分析する。</p> <hr/> <p>10.2 長時間の全交流電源喪失または複数ユニットの同時事故、あるいはその両者同時発生の場合に、適正な施設に適切なレベルの権限と監督が存在していることを確実にするために、指揮・管理構造と意思決定者の資質を評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 意思決定権限が適正な場所(施設)に存在しているか、現状の有資格運転員を制御室外の ERO(TSC 内)に集結させるべきか、そして、事業者の緊急時対応責任者はシビアアクシデント管理の正式な免許を取得しているべきか、といった概念 <hr/> <p>10.3 以下の項目を実施して緊急時対応データシステム(ERDS)を評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 過酷な自然災害においては使用不能となる有線設備に依存せずに ERDS のデータを転送する代替手法(衛星通信等)を決める。 - 現在、各サイトから受信しているデータは現在の評価にとって十分であるかを見極める。 - 緊急時において運転員の操作を必要としないように、ERDS の継続転送を要求すべきかどうかを決定する。 				●

表 14 「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」における勧告内容

「米国原子力規制委員会タスクフォースによる 21 世紀の原子炉安全性強化のための勧告」 ^{90),91)} における勧告内容			SECY-11-0124 ⁹²⁾ による優先項目	SECY-11-0137 ⁹³⁾ での優先順位		
分類	勧告	具体策		第 1 段階 (遅滞なく開始)	第 2 段階 (早期開始困難)	第 3 段階 (長期的評価)
	<p>【勧告 11】 EP の強化 長期的検討事項として、意思決定プロセス、放射線モニタリング、公衆への教育に関する EP を推進する。</p>	<p>11.1 重大な自然現象の結果、サイト外のインフラ機能が劣化し、対応資源への優先順位からサイト外からの支援が遅延ないし阻害される状況におけるサイトへ設備を届ける能力の検討も含めて、事業者の緊急時対応計画を支援するために、サイト内の緊急時対応資源を拡大する必要性につき検討する。</p> <p>11.2 FEMA、州政府、他の外部関係機関とともに福島において行われた EP を評価し、復旧や再入域も含めた米国の意思決定枠組みの強化可能性を見極める。</p> <p>11.3 サイト内及び EPZ(緊急対応計画区域)内におけるリアルタイムな放射線モニタリングの有効性を調べる。(交流電源への不依存やインターネットでのリアルタイム処理の実現性も検討する)</p> <p>11.4 適切な連邦政府機関と協力して放射線、放射線安全、ヨウ化カリウム(KI)の適正な使用に関して、各発電所周辺の地域共同体での訓練を実施する。</p>			●	
NRC の規制プログラムの見直し	<p>【勧告 12】 NRC の検査活動 事業者の安全確保状況に対しての規制側の監視(ROP)を、推奨される深層防護の枠組みに基づく深層防護の要件に重点を置いて強化実施する。</p>	<p>12.1 年間 ROP 自己評価と隔年 ROP の再編成の範囲を拡充して、深層防護への考慮をより十分に取り入れるようにする。</p> <p>12.2 NRC 職員の過酷事故に関する訓練を、サイト駐在検査官の SAMG に関する訓練も含めて拡充する。</p>			● ●	

表 15 SFR の安全設計概念の特徴と SDC への反映事項

原子炉本体		ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)	SDC への反映事項
原子炉施設の特徴	炉心燃料の特徴	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高速中性子を利用した高出力密度の稠密炉心 ・ 冷却材ボイド反応度が炉心中心領域で正となりうる。 ・ 通常運転状態において炉心は最大反応度体系ではない。 ・ 燃焼に伴う反応度低下が小さい。 ・ 燃料要素は高温・高内圧・高照射環境で使用される。 <p style="margin-left: 20px;">高速中性子束：～2E15n/cm²s 出力密度：～160MW/m³ 炉心燃料体積比：～40% 燃料要素配列ピッチ：1.1（3角配列） 燃焼度：～150GWd/t 通常時被覆管温度：～700℃ 通常時燃料温度：～2300℃</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ プラントシステムの設計概念の妥当性を確認する観点から、プラントシステムとして左記の特徴があることを認識した上で安全設計を行うことをクライテリアとする。 ⇒クライテリア 42-2（42bis：新設） ナトリウムを冷却材として使用する高速炉としてのプラント性能：左記特徴を反映 ・ 炉心燃料等の個別設備が満足すべきクライテリアについては、各設備のセクションで必要事項を記載する。
	冷却材の特徴	<ul style="list-style-type: none"> ・ 化学的に活性な液体金属 ・ 大気圧における融点・沸点：98℃・880℃ ・ 熱伝導率が高い。 ・ 不透明 ・ 照射によって放射化する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ プラントシステムの設計概念の妥当性を確認する観点から、プラントシステムとして左記の特徴があることを認識した上で安全設計を行うことをクライテリアとする。 ⇒クライテリア 42-2（42bis：新設） ナトリウムを冷却材として使用する高速炉としてのプラント性能：左記特徴を反映 ・ プラント設備等の個別設備が満足すべきクライテリアについては、各設備のセクションで必要事項を記載する。

表 15 SFR の安全設計概念の特徴と SDC への反映事項

原子炉本体		ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)	SDC への反映事項
原子炉施設の特徴	プラントの特徴	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高温・低圧の冷却系（冷却材の減圧沸騰なし） ・ 炉心出入口の温度差大（過渡時の温度変化大） ・ 材料の熱膨張や温度変化に伴う応力、クリープ特性に着目した構造設計 ・ 冷却材漏えいに対して、ガードベッセル等の静的機器で冷却材確保 ・ 冷却材の自然循環による崩壊熱除去がしやすい。 ・ 原子炉容器内に液面を有し、不活性ガスを封入したカバーガスバウンダリを形成 ・ ナトリウムと水との熱交換器となる蒸気発生器を有するため、蒸気発生器伝熱管等漏えいの影響が炉心に直接及ぶことがないように2次ナトリウム系（中間ループ）を設置 ・ 2次系圧力を1次系より高く設定することで、1次/2次バウンダリ破損時にも放射性物質の流出を抑制 ・ 還元雰囲気であり、構造材料の応力腐食割れは発生しない（ナトリウムの純度管理は必要） 	<ul style="list-style-type: none"> ・ プラントシステムの設計概念の妥当性を確認する観点から、プラントシステムとして左記の特徴があることを認識した上で安全設計を行うことをクライテリアとする。 ⇒クライテリア 42-2 （42bis：新設） ナトリウムを冷却材として使用する高速炉としてのプラント性能：左記特徴を反映 ・ プラント設備等の個別設備が満足すべきクライテリアについては、各設備のセクションで必要事項を記載する。
		<p>原子炉冷却材圧力：約 0.2MPa</p> <p>原子炉出入口温度：550/395℃</p> <p>水蒸気系圧力：約 19MPa</p> <p>蒸気発生器出入口温度：495/240℃</p>	

表 15 SFR の安全設計概念の特徴と SDC への反映事項

原子炉本体		ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)	SDC への反映事項
異常事象の特徴と防止すべき事項	炉心出力の異常	<ul style="list-style-type: none"> 冷却材ボイド反応度が正であり、冷却材沸騰、炉心への気泡流入を防止する設計が重要 低圧系であり、制御棒の飛び出しは生じない。 炉心の変形等が反応度異常の原因となりうるためこれを防止する設計が重要 	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 42-2 (42bis: 新設) ナトリウムを冷却材として使用する高速炉としてのプラント性能: 運転状態及び設計基準事故において冷却材沸騰を防止すること。 クライテリア 42-2 (42bis: 新設) ナトリウムを冷却材として使用する高速炉としてのプラント性能: 液面からのガス巻き込みを防止すること。 クライテリア 44 炉心の構造性能: 異常な反応度投入につながる過大な変形を生じないこと。
	炉心冷却の異常	<ul style="list-style-type: none"> 1次系の急激な流量喪失と液位喪失を防止する設計が重要 高温・低圧の冷却系であることを考慮した原子炉冷却材バウンダリ破損防止のための構造設計が重要 	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 47 原子炉冷却系の設計: 通常運転時及び異常な過渡時に原子炉冷却材流量が安定しており、大きく変動しないこと。 クライテリア 44 炉心の構造性能: クリープ特性とナトリウムとの共存性を考慮した構造設計とすること。 クライテリア 47 原子炉冷却系の設計: クリープ特性とナトリウムとの共存性を考慮した構造設計とすること、耐震設計にも注意を払うこと。
	炉心局所の異常	<ul style="list-style-type: none"> 炉心が稠密でありかつ燃料の比出力が高いため、異物混入等による局所的な流路閉塞による燃料破損防止が重要 	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 44 炉心の構造性能: 集合体流路閉塞を防止すること。
	冷却材の化学反応	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材の液面を覆うカバーガスに不活性ガスを用いて通常運転時の化学反応を防止 漏えい冷却材は空気中で燃焼するため、漏えいの防止が重要 蒸気発生器伝熱管等の破損によりナトリウムと水が接触するとナトリウム-水反応が発生するためこれを防止することが重要 	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 47 原子炉冷却系の設計: カバーガスを不活性として通常運転時の化学反応を防止すること、原子炉冷却材バウンダリとカバーガスバウンダリで閉じた障壁を形成すること。 クライテリア 42-2 (42bis: 新設) ナトリウムを冷却材として使用する高速炉としてのプラント性能: ナトリウムが科学的活性である特徴を考慮した設計とすること。

表 15 SFR の安全設計概念の特徴と SDC への反映事項

原子炉本体		ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)	SDC への反映事項
影響緩和設備の特徴 (設計基準事象対応)	原子炉停止	<ul style="list-style-type: none"> 少なくとも 2 系統の制御棒による急速炉停止系を設置 	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 46 原子炉停止： 少なくとも 2 系統の独立かつ多様な炉停止系を設置すること。
	崩壊熱除去	<ul style="list-style-type: none"> 独立したナトリウムループを 1 次あるいは 2 次主冷却系に接続し、大気に放熱 冷却材漏えい時を含めて炉停止後の炉心冷却を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 51 炉心からの残留熱除去： 運転状態及び設計基準事故時の原子炉停止後において制限条件を超えないように炉心を冷却できること、冗長性及び実用上可能な限り多様性をもつこと。
	液位確保	<ul style="list-style-type: none"> 冷却材の減圧沸騰がないので、原子炉冷却材バウンダリ破損に対して、ガードベッセル等の静的機器により液位確保 	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 49 原子炉冷却材の液位： ガードベッセル、外管を設置すること。
	冷却材の化学反応抑制	<ul style="list-style-type: none"> 漏えいナトリウムの燃焼抑制のためには、漏えいの早期検出、漏えい量抑制、漏えいナトリウムの酸素との接触防止等の対策が必要 蒸気発生器伝熱管等漏えいについては、漏えいの早期検出、水側ブロー等の緩和設備を設置する。大漏えいに対しては、2 次系の圧力開放及びナトリウム-水反応生成物処理を行う設備を設ける。 	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 47 原子炉冷却系の設計： 燃焼抑制のため、漏えい時には早期検出が可能な設備を設けること、漏えい量及び燃焼を抑制する設計とすること。 クライテリア 47 原子炉冷却系の設計： ナトリウム-水反応が想定される漏えいが起こり得る場合、早期検出及び影響緩和の対策を準備すること、ナトリウムの大漏えいを想定した場合でも、原子炉の基本的な安全機能が維持されること。
	格納	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内へのナトリウムの漏えい燃焼が格納容器への負荷要因となりうるため、これを抑制 ガス状放射性物質の格納容器内への放出がありうるためこれを格納 ガス状放射性物質の発熱及び機器放散熱に対して格納機能を維持する必要がある。 1 次/2 次バウンダリ破損に対してインリークとすることで格納容器内 2 次系配管を格納バウンダリとする。 格納容器配管貫通部等からの漏えいを抑制するためにコンファインメントと非常用ガス処理系を設ける。 	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 58 格納容器の状態の管理： 格納容器内に放出される可能性のあるナトリウム及びガス状放射性物質に対してこれを制御する対策を取らねばならない、上記熱源及び機器放散熱に対して格納機能を維持可能な設計とする。 クライテリア 55 格納容器からの放射性物質放出の管理： 格納容器貫通部からの放射性物質の放出を抑制するための設備を設けること。

表 15 SFR の安全設計概念の特徴と SDC への反映事項

原子炉本体		
	ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)	SDC への反映事項
検査性	<ul style="list-style-type: none"> ・ ナトリウムが化学的に活性であり、1 次系バウンダリの開放が困難 ・ 低温停止時にも系統温度が 200℃と高い。 ・ ナトリウムは不透明 ・ 検査のための人のアクセスと目視による検査ができないため、上記の条件に対応できる遠隔検査技術の開発が必要 	<ul style="list-style-type: none"> ・ クライテリア 47 原子炉冷却系の設計:冷却材バウンダリの検査方法として、連続リーク監視を用いるためには、以下の条件が満たされなければならない。 <ul style="list-style-type: none"> -破断前漏えい (LBB)手法が設計において適用されていること。 -プラント通常運転の維持に十分な程度に、ナトリウム漏洩が検出可能なこと。

表 16 SFR の燃料取扱設備の安全設計概念の特徴と SDC への反映事項

燃料取扱設備		ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)クライテリア	SDC への反映事項
安全上の特徴	燃料の特徴	<ul style="list-style-type: none"> MA を含むため、新燃料時から発熱及び放射線量がある。 Pu 富化度が高いため、冷却材が喪失すると臨界となりやすくなる方向 使用済燃料の崩壊熱の減衰期間が長い。 <p>新燃料発熱量：～3 kW 弱 燃料交換時発熱量：～35 kW 弱 炉外燃料貯蔵槽における減衰後の発熱量：～約 10 kW 新燃料時の放射線量（目安）：軽水炉使用済燃料と同程度 減衰期間：炉外燃料貯蔵槽での貯蔵期間：原子炉の 1 運転サイクル（～26 カ月）、水プールでの貯蔵期間：約 2 年</p>	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 3 プラントの寿命期間を通してのプラント設計の安全 クライテリア 4 基本的安全機能 クライテリア 5 放射線防護 <p>⇒修正内容：無し 解説：軽水炉の使用済燃料取扱いの想定と同様のため、追加事項なし。</p> <ul style="list-style-type: none"> クライテリア 80 燃料取扱い及び貯蔵系（抜粋） 6.66 照射済燃料と未照射燃料の、燃料取扱いと貯蔵系を以下の目的のために設計しなければならない。 （1）最適減速条件下にあっても、物理的な方法もしくは物理的なプロセスの使用、及び幾何学的に安全な配置を使用することにより、所定の裕度を持って臨界を防止する <p>⇒修正内容：無し 解説：軽水炉の使用済燃料取扱いの想定と同様のため、追加事項なし。</p>
	燃料取扱い時の特徴	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉及び炉外燃料貯蔵槽はナトリウム雰囲気中であり、肉眼確認による取扱いが出来ない 原子炉冷却材であるナトリウムが化学的に活性であることを考慮した取扱いが必要 	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 42-2（42bis：新設） ナトリウムを冷却材として使用する高速炉としてのプラント性能 <p>⇒修正内容：全体のプラントシステムは、ナトリウムを冷却材として使用する高速炉の特徴を考慮して設計されなければならない</p>

表 16 SFR の燃料取扱設備の安全設計概念の特徴と SDC への反映事項

燃料取扱設備		ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)クライテリア	SDC への反映事項
		<ul style="list-style-type: none"> ・ 発熱量が高いため、除熱への考慮が必要 ・ 放射線量が高いため、遮へいが必要 <p style="margin-left: 40px;">遠隔操作・遠隔監視 不活性ガスの利用 ナトリウム及び不活性ガスによる冷却</p>	<p>い。(以下略)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ クライテリア 44 原子炉炉心の構造性能 ⇒修正内容：(6.4) 燃料集合体とそれに関連する炉心支持構造物は、燃料集合体の誤装荷と冷却材流路閉塞を防止するよう設計されなければならない。 <p>解説：ナトリウムに起因する特徴以外は、軽水炉の使用済燃料取扱いの想定と同等であり、ナトリウムに関する注意事項と肉眼確認が出来ないことによる燃料の誤装荷防止措置を追加。</p>
異常事象の特徴	機械的損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・ ナトリウム中から水プールへの移送など、燃料環境の変更時には気中(不活性ガス中)を経る過程が必要となることから、移送中における燃料の機械的損傷は、放射性物質放出事故につながる恐れがある ・ 一方で、ナトリウムを用いていることから、炉外燃料貯蔵槽及び原子炉は外部雰囲気から遮断されており、当該箇所における燃料の機械的損傷では、直ちに放射性物質放出事故に至ることは無い 	<ul style="list-style-type: none"> ・ クライテリア 80 燃料取扱い及び貯蔵系 (抜粋) <p>6.66 照射済燃料と未照射燃料の、燃料取扱いと貯蔵系を以下の目的のために設計しなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> (4) 燃料の損傷を防止する (5) 移動中の燃料の落下を防止する <p>6.67 さらに、照射済燃料の燃料取扱い及び貯蔵系を次の目的のために設計しなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> (2) 移動中の使用済燃料の落下を防止する (3) 燃料要素または燃料集合体に容認できない圧力がかかる原因を防止する (4) 使用済燃料キャスク、クレーン、及びその他の物体等の重量物が燃料集合体の上に落下して起こる可能性のある損傷

表 16 SFR の燃料取扱設備の安全設計概念の特徴と SDC への反映事項

燃料取扱設備			
	ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)クライテリア	SDC への反映事項	
		<p>を防止する</p> <p>⇒修正内容：無し</p> <p>解説：軽水炉の使用済燃料取扱いの想定と同様のため追加事項なし。但し、軽水炉は使用済燃料を全て水中で扱うが、ナトリウム炉では、燃料環境の変更が必要になるという特徴がある。</p>	
除熱喪失	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料の崩壊熱が特に大きいことから、燃料移送中における異常時には、早期に燃料を冷却する手段が必要 炉外燃料貯蔵槽においてナトリウムを喪失すると除熱喪失に至り、また容易には補給ができないことから、液位確保(冷却材確保)が重要 	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 80 燃料取扱い及び貯蔵系 ⇒修正内容：6.67 (1) 全電源喪失を含む運転状態及び事故の状態適切な燃料からの除熱ができる。 ⇒修正内容：6.68-2 燃料貯蔵にナトリウムタンク系を用いる原子炉については、設計では以下を含めなければならない。 <ol style="list-style-type: none"> 照射燃料が取扱われ保管されるあらゆるナトリウムの温度、化学成分、放射能制御を行う手段 燃料貯蔵タンクのナトリウム液位監視及び制御と漏えい検出手段 漏えい事象時にタンク内の燃料集合体露出を防ぐ手段(例：2重バウンダリタンク) 解説：第4世代ではサイト外緊急時対応を不要とすることを目標としていることから、長期全電源喪失等を考慮しても除熱を確保 	

表 16 SFR の燃料取扱設備の安全設計概念の特徴と SDC への反映事項

燃料取扱設備		ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)クライテリア	SDC への反映事項
			<p>し、燃料破損に至ることを防ぐ必要がある。また、軽水炉は使用済燃料を全て水中で扱うため、燃料移動中にスタックしても除熱不足に至らないが、ナトリウム炉では、燃料環境の変更時には気中（不活性ガス中）を経る過程が必要となり、例えばガス冷却などによる除熱を確保することが重要となる。</p>
遮へい		<ul style="list-style-type: none"> ナトリウム中から水プールへの移送など、燃料環境の変更時には気中（不活性ガス中）を経る過程が必要となることから、移送時に使用する機器、容器に故障又は損傷が生じると、放射線漏えい（ストリーミング）を生じる恐れがある 	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 80 燃料取扱い及び貯蔵系（抜粋） 6.66 照射済燃料と未照射燃料の、燃料取扱いと貯蔵系を以下の目的のために設計しなければならない。 （7）放射線防護の関連要件を満たすための適切な手段を備える クライテリア 81 放射線防護の設計 <p>⇒修正内容：無し 解説：軽水炉の使用済燃料取扱いの想定と同様のため、追加事項なし。</p>
その他		<p><設計基準外事象の特徴></p> <ul style="list-style-type: none"> 設計拡張状態においては、燃料移送中の除熱喪失を想定する必要がある。JSFR では、燃料移送中に長時間全交流電源喪失が生じた場合、除熱喪失から燃料溶融に至る。また当該事象は格納容器外で発生し得る。よって除熱喪失への対応と共に、燃料移送を行うオペレーションフロアに、隔離または換気空調機能による放射性物質の閉じ込め、除去機能が求められる。 	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 7 多重防護の適用 サイト外緊急時対応を不要とするのであれば、燃料取扱についてもクライテリア 7 の記載内容の対象に含める必要がある。 <p><修正案></p> <p>サイト外緊急時対応の必要性を排除するため、第 4 世代原子力システムの設計は DiD レベル 4 が強化され、<u>重大な炉心損傷と燃料取扱および貯蔵中における深刻な燃料破損の防止及び影響緩和</u>のために関連する安全設計が組み込まなければならない</p>

表 16 SFR の燃料取扱設備の安全設計概念の特徴と SDC への反映事項

燃料取扱設備		ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)クライテリア	SDC への反映事項
			<p>(下線追記部分)</p> <ul style="list-style-type: none"> <p>・ クライテリア 20 設計拡張状態 <修正案> (5.31 に追記) 重大な放射線物質放出に至る可能性のある設計拡張状態が、<u>重大な炉心損傷及び燃料取扱及び貯蔵時の深刻な燃料破損の防止及び緩和対策によって実質上無くなるように設計しなければならない</u> (下線追記部分)</p> <p>解説：軽水炉は使用済燃料を全て水中で扱うため、燃料移動中にスタックしても除熱不足に至らない。</p> <p>・ クライテリア 81 放射線防護の設計 (抜粋)</p> <p>6.71 放射線防護の目的のために、プラントでの放射性物質、放射性廃棄物および汚染物質の放出及び拡大を防止する対策がなされなければならない</p> <p>6.73 プラントは、想定される立入区域と運転状態(燃料交換、保守及び検査を含む)と事故の状態における放射線と汚染レベル、及び事故の状態における予測される放射線レベルと汚染レベルに関連づけて区分しなければならない。放射線被ばくを防ぎ低減するために、遮へいを備えなければならない。</p>

表 16 SFR の燃料取扱設備の安全設計概念の特徴と SDC への反映事項

燃料取扱設備		ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)クライテリア	SDC への反映事項
設備対応の特徴			⇒修正内容：無し 解説：放射性物質の閉じ込めと放射線の遮へいについては、軽水炉と同様のため、追加事項なし。
	燃料交換機	<ul style="list-style-type: none"> 不十分な状態での燃料つり上げ防止、電源喪失に対応した無励磁ブレーキ等により燃料落下を防止 耐震性を確保し、燃料落下を防止 高い位置決め精度を確保し、肉眼確認を不要とする 	⇒修正内容：無し 解説：異常事象の特徴「機械的損傷」参照。
	燃料出入機	<ul style="list-style-type: none"> 放射線遮へい機能を付加 機器誤作動による燃料損傷をインターロック等により防止 燃料移送中の異常事態を想定し、気体による除熱機能を付加 	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 80 燃料取扱い及び貯蔵系 ⇒修正内容：6.67 (1) 全電源喪失を含む運転状態及び事故の状態 適切な燃料からの除熱ができる。 解説：異常事象の特徴「除熱喪失」参照。遮へい及び機械的損傷についても該当項参照。
	炉外燃料貯蔵槽	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器と同様に容器を二重化することにより、冷却材（ナトリウム）喪失を防止 自然循環を用いて、電源喪失時にも冷却性を確保 燃料ラックにより、燃料間隔を適切に保つことにより、臨界を防止 原子炉と同等の安全性を要求するが、原子炉に比較して使用温度は低い 	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 80 燃料取扱い及び貯蔵系 ⇒修正内容：無し 解説：異常事象の特徴「燃料の特徴」、「除熱喪失」参照
使用済燃料プール	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールに移送前に、燃料に付着したナトリウムを除去、不活性化する手順が必要 燃料ラックにより、燃料間隔を適切に保つことにより、臨界を防止 	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 80 燃料取扱い及び貯蔵系 <修正案> 6.68 水プールの設備で燃料を貯蔵する原子炉では、以下の手段を備えたプラント設計としなければならない	

表 16 SFR の燃料取扱設備の安全設計概念の特徴と SDC への反映事項

燃料取扱設備		ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)クライテリア	SDC への反映事項
			<p>(4) 燃料破損の防止と水プールの水質維持のため、ナトリウム環境中から水プールに移送時に、燃料に付着したナトリウムを除去及び不活性化する手段 (下線部追記)</p> <p>解説：臨界防止については、異常事象の特徴「燃料の特徴」参照</p>
	格納	<ul style="list-style-type: none"> 燃料移送を行うオペレーションフロアの換気空調により、放射性物質の閉じ込め機能を確保 	<ul style="list-style-type: none"> クライテリア 81 放射線防護の設計 (抜粋) ⇒修正内容：無し 解説：異常事象の特徴「その他」参照 なお、JSFR においても設計概念については現状未定
保守性		<ul style="list-style-type: none"> 燃取設備の保守、検査については、原子炉運転中に実施可能とし、定期検査期間への影響を避ける 	<ul style="list-style-type: none"> 当該事項は安全設計に関与しない
運転性		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉への燃料交換以外の工程については、原子炉運転中に実施できるような構成とし、定期検査期間への影響を避ける 	<ul style="list-style-type: none"> 当該事項は原子炉の安全に関与しない 但し、長時間全交流電源喪失を伴うような外的事象へ対応するためには、原子炉の非常時対応と燃料取扱系の非常時対応が相互に干渉しないよう設計する必要がある

表 17 設計拡張状態への対応案

事象 タイプ	起因事象	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)	格納機能の確保 (カテゴリ 2)
炉 停 止 失 敗	異常な過渡	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2 系統以上の能動的な原子炉停止系により炉停止できること 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 受動的な炉停止機構により炉停止できること 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷時の即発臨界超過に伴う機械的エネルギーの発生を抑制し、原子炉容器の破損を防止すること ・ 損傷炉心を保持、冷却し、格納機能を確保すること
	1 次ポンプ 軸固着 (事故)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1 系統以上の能動的な原子炉停止系により炉停止できること 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1 系統の能動的な原子炉停止系の不動作を想定しても、他の能動的な原子炉停止系で炉停止できること 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 受動的炉停止機構の機能を考慮しても炉心損傷に至りうる場合は、炉心損傷時の即発臨界超過に伴う機械的エネルギーの発生を抑制し、原子炉容器の破損を防止すること ・ 損傷炉心を保持、冷却し、格納機能を確保すること

表 17 設計拡張状態への対応案

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)	格納機能の確保 (カテゴリ 2)
崩壊熱除去失敗	配管破損 (事故)	<ul style="list-style-type: none"> ・ LBB が適用できる場合、不安定破壊に至らない範囲で保守的な漏えい率を想定すること 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ギロチン破断を想定しても、外管等により、炉心冷却に必要な液位が確保できること ・ 内管と外管の 2 重破損を想定しても、炉心冷却に必要な液位が確保できること 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 当該事象は、炉心損傷に至るまでの時間が長く、左記対策によって炉心損傷が回避される場合、想定不要とすることが可能
	原子炉容器破損 (DEC)		<ul style="list-style-type: none"> ・ ガードベッセル等により、炉心冷却に必要な液位が確保できること 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 当該事象は、炉心損傷に至るまでの時間が長く、左記対策によって炉心損傷が回避される場合、想定不要とすることが可能 - 原子炉容器破損確率を十分小さくすること - ガードベッセルは、従属破損も共通破損もしないこと - 検査可能であること ・ 上記方策が達成不可の場合、原子炉容器とガードベッセルの 2 重破損対策を導入する

表 17 設計拡張状態への対応案

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)	格納機能の確保 (カテゴリ 2)
崩壊熱除去失敗	異常な過渡 /事故	<ul style="list-style-type: none"> ・短時間の全交流電源喪失を想定しても炉心冷却できること ・外部電源喪失及び単一故障を想定しても炉心冷却できること 	<ul style="list-style-type: none"> ・長時間の外部電源喪失や多重故障を想定しても自然循環モードによる除熱により炉心冷却できること ・故障機器の復旧操作やバックアップ、共通要因の影響を受けない代替除熱設備の確保等により炉心冷却できること 	<ul style="list-style-type: none"> ・当該事象は、炉心損傷に至るまでの時間が長く、左記対策によって炉心損傷が回避される場合、想定不要とすることが可能 ・炉心損傷が回避されない場合は、格納容器内での損傷炉心の保持、冷却設備を導入する
2次系漏えい	異常な過渡 /事故	<ul style="list-style-type: none"> ・LBB が適用できる場合、不安定破壊に至らない範囲で保守的な漏えい率を想定すること ・エンクロージャ等により漏えい、燃焼を抑制し事象終息ができること 	<ul style="list-style-type: none"> ・ギロチン破断を想定しても、エンクロージャ等により、漏えい、燃焼を抑制し事象終息が出来ること ・内管とエンクロージャの2重破損を想定しても、所定のタンク等の系外への漏えいナトリウムの移送、収納等により漏えい、燃焼を抑制し事象終息ができること 	<ul style="list-style-type: none"> ・左記対策によって炉心損傷が回避される場合、想定不要とすることが可能。 ・炉心損傷が回避されない場合は、格納容器を強化する。

表 17 設計拡張状態への対応案

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)	格納機能の確保 (カテゴリ 2)
蒸気発生器伝熱管破損	異常な過渡 ／事故	<ul style="list-style-type: none"> ・伝熱管の小規模貫通き裂から 1 本破断までを想定し、漏えい検出、水蒸気系放出等の単一故障を想定しても、1 次系とのバウンダリとなる IHX 伝熱管等及び 2 次ナトリウムを保持する機器の健全性が損なわれることなく事象終息できること ・2 重伝熱管や防護管付伝熱管を採用する場合、その破損伝播抑制効果を適切に評価すること。 	<ul style="list-style-type: none"> ・伝熱管の小規模貫通き裂から 1 本破断までを想定し、漏えい検出、水蒸気系放出等の多重故障を想定しても、1 次系とのバウンダリとなる IHX 伝熱管等の健全性が損なわれることなく事象終息できること 	<ul style="list-style-type: none"> ・SG のラプチャディスク、水系の放出設備など、ナトリウム-水反応の対策設備が、軽水炉の自動減圧設備等と同等の信頼性で機能することを示すことで、想定不要とすることが可能 ・上記が達成不可の場合は、格納バウンダリとなる IHX を含む 2 次系機器を強化する

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

Gr	日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果			日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への反映事項
	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
(1) シビアアクシデント防止策の強化	(1) 地震・津波への対策の強化	複数震源の連動によるきわめて大規模な地震	・複数震源の連動の取り扱いの考慮 ・外部電源の耐震性の強化	1. 地震の揺れ 【短期】 ○一部基準地震動 S _s を越えた女川、東海第二原子力発電所については、地震の揺れによる影響について、定量的な評価を実施。再起動に向けて、必要があれば安全強化を行う。 ○福島第一及び福島第二原子力発電所について、今回の地震に対する耐震評価を実施し、得られた知見を耐震設計の改善に資すること。 【中期】 ○日本国内の発電所について、今回の地震のメカニズムから、必要があれば基準地震動 S _s の見直しを行い、バックチェックを急ぐこと。 ○外部電源の耐震性の考え方について、再度検討する必要がある。	【直接 1】地震に起因する自然災害への対応 「耐震基準(指針)」に津波等の広く自然災害に対する基準を早急に組み込む。大きな津波を引き起こす地震動評価手法を検討しなければならない。基準地震動を超えることへの「残余のリスク」評価法の取り扱いのあり方ももっと踏み込む必要がある。	結論 3: 津波ハザードに対する深層防護対策が不十分であった。 結論 12: IAEA-ISSC で利用可能な安全審査サービスは、以下の分野で、日本の開発を支援するために有用であろう。 -外部事象ハザード評価 -シャットダウン後のプラント巡回による確認・検査(ウォークダウン) -地震前の備え 教訓 1: 外部自然事象を考慮する上で、以下を確実に実施する必要がある: -原子力発電所の立地や設計では、低頻度だが複雑な組み合わせの外部事象に対し、十分な防護策とプラント安全評価を行うこと(特にサイトへの洪水や長期的な影響の可能性のあるもの)。	【勧告 2】設計基準外部事象からの防護 [外部事象に対する防護の強化] ○運転中の各原子炉に関して、設計基準地震や設計基準洪水(溢水)に対する構造物、系統、機器の防護を再評価し、必要に応じて強化する。 【勧告 3】火災と溢水からの防護 [外部事象に対する防護の強化] ○長期的検討事項として、地震により誘発された火災や洪水(溢水)を防止、緩和する能力の強化可能性につき評価する。	17: 内的危険事象及び外的危険事象 ・ <u>外的起因事象に起因する全交流電源喪失に対する基本的安全機能維持を要求</u> ・プラント設計について、地震及び地震随伴事象に対する保護とクリフエッジ効果回避を要求 <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> 黒字:オリジナルの DS414 に含まれている内容 赤字:福島第一原子力発電所事故を踏まえ、追加・修正した内容 </div>
		想定高さを大幅に超える津波	・十分な再来周期を考慮した津波の発生頻度と十分な高さの想定 ・想定津波に対し、敷地への浸水を防止する構造物等の安全設計 ・設計用津波を上回る津波を想定した場合にも重要な安全機能を維持できる対策	2. 津波 【短期】 ○安全上重要な機器の損傷を防ぐため、これらが配置されている建物に海水が入らないようにするなどの、ハードウェア対応。 【中期】 ○今回の知見に基づき、津波の想定を見直す。リスク評価手法を取り入れ、想定する津波に	【直接 2】津波への配慮不足 津波の大きさを適切に推定するシミュレーション手法の拡充が望まれる。日本原子力学会と日本保全学会は今後も土木学会など関連学協会や専門家から適切な助言を受け、防潮堤や建屋の水密化などの津波対策評価ガイドラインの基準化を推進する。特に、津波に対する耐性を向上さ	-サイトの洪水に対する深層防護策として、重要な安全系の物理的分離と多様性だけでなく、実行可能な限り、プラント配置が“ドライサイト概念”に基づくこと。 -外部事象の変更やその理解の進展について定期的にレビューし、現在のプラント構成への影響		

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
				<p>対する標準化を進める。</p> <p>○津波が敷地内に浸入しないように、防潮堤を作る。</p> <p>○建物の水密性を高める。電線管など、すべての浸水経路を塞ぐ。</p> <p>○津波によって機器や構造物が流され、建屋に障害を与える可能性考慮。</p> <p>○排水ポンプをあらかじめ設置しておく。</p> <p>○機器の予備品を、津波に影響を受けない場所に準備しておく。</p> <p>○津波により散乱する瓦礫を除去する重機などをあらかじめ準備。</p> <p>○安全重要度が低いピットであっても、海岸に近いものについては水密性を高め、津波が侵入しないようにする。</p> <p>4. 全冷却系喪失 【中期】 ○海水ポンプに対する浸水防止対策例えば防水壁や専用、建屋の設置を行う。</p> <p>9. 安全規制と安全設計 【短期】 ○津波に対するアクシデントマネジメント(AM)対策を評価する。</p>	<p>せることが必要であり、我国の津波の歴史的な確認と確率論的リスク評価(PRA)の早急な制定、津波対策の拡充を進める。</p>	<p>を調べること。</p> <p>-運転員が迅速に行動できるように、動的な津波警報システムを確立すること。</p>		

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

Gr	日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果			日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への反映事項
	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
	(2) 電源の確保	外部事象による共通原因故障の観点での電源の多様化が不十分	電源の多様化:多様な非常用電源の配備(空冷式 DG、ガスタービン発電機等)、電源車の配備	<p>3. 全電源喪失 【短期】 ○電源車、小型発電機など多様な方法で電源を供給する。</p> <p>○発電機を複数機設置する場合は、あらかじめケーブルを接続しておく。</p> <p>【中期】 ○ガスタービン発電機など、多様な発電機を導入する。配置にも多様性を求め、固定式のものもは免震床などを考慮する。</p> <p>○海水冷却に頼らない、空冷式発電機を準備する。</p> <p>○予備の電源盤を準備する。</p> <p>○他の発電所(例えば水力)との電源融通を行う。</p> <p>4. 全冷却系喪失 【中期】 ○必要に応じて送電線をさらに多重化する。</p>	<p>【直接 3】全交流電源喪失(SBO)時への対応の準備不足 地震や津波に起因する全電源喪失に対する備えとして、長時間の外部電源喪失に対する対策の多様性や多重性を考慮する必要がある。制御盤や中央制御室の照明、原子炉隔離時冷却系の制御盤などのバッテリーの強化と浸水防止が重要であるという観点から、電源車や可搬式直流電源の配備による電源の確保、予備品の迅速な運搬、交換の作業性や接近性などの迅速な保全活動の備えが必要である。</p>	<p>教訓 2: シビアアクシデントマネジメント策として、全外部電源喪失又は全除熱源喪失もしくは工学的安全系喪失のような深刻な状況に対し、これら機能の簡易な代替源が、必要機器(可搬式電源、圧縮空気、水源)とともに用意されるべきである。</p> <p>教訓 9: 特に、安全機能損失の防止に関連し、共通原因故障に対して頑健性のある深層防護とするため、必須の安全機能は(冗長性及び物理的分離とともに)十分な多様性を有すべきである。</p>	<p>【勧告 4】長時間の交流電源喪失[緩和能力の強化] ○設計基準事象及び設計基準を超える外部事象に対して、全ての運転中及び新規の原子炉における全交流電源喪失に対しての緩和能力を強化する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・最低 8 時間の耐久時間の確保 ・最低 72 時間の延長耐久時間の確保 ・サイト外準備機器の 72 時間以内のサイト内への設置 ・対 SBO 機器は溢水に対して設計基準事象より 5~6m 高くするか水密構造化 <p>【勧告 9】複数基事象と長期 SBO[緊急事態対応策(EP)の強化] ○施設の緊急事態対応計画が長時間の全交流電源喪失と複数ユニットの同時事故に対応する内容を含むことを規制要件化する。</p>	<p>24: 共通要因故障 ・共通要因故障の考慮を要求</p> <p>68: 非常用電源供給系 ・<u>外的事象も含めた共通要因故障で機能喪失に至りにくいよう、冗長性及び多様性を要求</u></p>
		配電盤等の冠水等への耐性不足	環境耐性の高い配電盤等					<p>17: 内的危険事象及び外的危険事象 ・プラント設計について、<u>地震及び地震随件事象</u>に対する保護とクリフエッジ効果回避を要求</p>

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項	
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾				
		電池寿命が交流電源復帰よりも短時間	電池の充電用発電機の整備					68:非常用電源供給系 ・性能、有用性、必要な電力供給期間、容量、継続性の要件を決定するために、想定起因事象とそれに関連する安全機能の十分な考慮を要求	
		外部電源の回復に要する時間の目標が不明確							
(3)	原子炉及び格納容器の確実な冷却機能の確保	原子炉及び格納容器の冷却機能の喪失	原子炉及び格納容器の確実な代替冷却機能の確保	代替注水機能の多様化	<p>4. 全冷却系喪失 【短期】 ○消防車などを用いた冷却系への注水訓練の実施とハードウェア整備。</p> <p>【中期】 ○海水ポンプモータなどの予備品をあらかじめ、津波の影響を受けない場所に準備しておく。</p> <p>○海水ポンプに対する浸水防止対策例えば防水壁や専用、建屋の設置を行う。</p>	<p>【直接 4】ヒートシンクの確保の失敗 炉心から発生する崩壊熱除去のための最終ヒートシンクの確保が必須である。ヒートシンクを復旧し、回復するための手順の検討と装備が欠けていた。地震動や津波等の自然災害を外部起因事象とする炉心および格納容器のヒートシンクの喪失を防止するため、海水冷却系の復旧に必要な資機材の準備が必要である。更に、空冷却塔や注水蒸発冷却など、いかなる事態においてもヒートシンクを確保するための多様な装備が必要である。</p>	<p>教訓 2: シビアアクシデントマネジメント策として、全外部電源喪失又は全除熱源喪失もしくは工学的安全系喪失のような深刻な状況に対し、これら機能の簡易な代替源が、必要機器（可搬式電源、圧縮空気、水源）とともに用意されるべきである。</p> <p>教訓 3: 教訓 2 に規定される代替源は、安全な場所に設置され、プラント運転員はその使用訓練をすべきである。これには、代替源を集中保管することと影響を受けたサイトにその代替源を短時間で輸送する手段が含まれるかもしれない。</p>	<p>【勧告 4】長時間の交流電源喪失[緩和能力の強化] ○設計基準事象及び設計基準を超える外部事象に対して、全ての運転中及び新規の原子炉における全交流電源喪失に対しての緩和能力を強化する。</p> <p>・炉心及び使用済み燃料プールの冷却と原子炉冷却系統及び一次格納容器の健全性を確保</p>	<p>51:炉心からの残留熱除去 ・<u>残留熱除去系に対し、外的事象も含めた共通要因故障で機能喪失に至らぬよう、冗長性及び多様性を要求</u></p> <p>52:非常用炉心冷却 ・<u>残留熱除去系に対する全交流電源喪失下での炉心冷却を要求</u> ・<u>受動的な残留熱除去能力を要求</u></p> <p>53:最終的な熱の逃がし場への熱の輸送 ・最終的な熱の逃がし場に対するあらゆる状態での高信頼性を要求 ・<u>設計拡張状態への対応として、最終的な熱の逃がし場に対する多様性を要求</u></p> <p>58:格納容器の状態の制御 ・格納容器の熱除去機能システムに対する信頼性と冗長性を要求</p>
				注水水源の多様化や容量の拡大	<p>4. 全冷却系喪失 【中期】 ○海水に頼らない冷却システムを準備し冗長性を担保する。例えば崩壊熱除去が可能な容量の空気冷却機などを設置しておく。</p> <p>○水源を多様化しておく（河川、ダム、防火用水など）。</p>				

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
			長期にわたる代替の最終ヒートシンクの確保(空気冷却方式等)	<p>4. 全冷却系喪失 【中期】 ○海水に頼らない冷却システムを準備し冗長性を担保する。例えば崩壊熱除去が可能な容量の空気冷却機などを設置しておく。</p> <p>○動力の要らない自然循環冷却システムを考案する。</p>				
	(4) 使用済燃料プールの確実な冷却機能の確保	電源の喪失により、使用済燃料プールの冷却機能喪失による過酷事故を防止する対応も必要となった	<p>電源喪失時においても、使用済燃料プールの冷却を維持できるよう確実な冷却を確保</p> <p>自然循環又は空気冷却の代替冷却機能の導入</p> <p>代替注水機能の導入</p>	<p>7. 使用済み燃料貯蔵プール 【中期】 ○使用済み燃料貯蔵プールの自然循環冷却システムを導入する。</p> <p>○空冷の中間貯蔵設備を導入する。</p> <p>7. 使用済み燃料貯蔵プール 【短期】 ○使用済み燃料貯蔵プールに対するAMを見直す。 具体的には、電源喪失直後に消防車による注水ができるように準備する、プールのある運転床にある消火栓から注水ができるように準備する、あらかじめフレキシブルホースなどを設置して地上からの注水が容易になるようにしておくことなどが考えられる。</p> <p>○電源喪失しても予備</p>	<p>【直接 7】使用済燃料プールの冠水維持と多様な冷却源確保 燃料プールの冠水維持と多様な冷却源確保は、炉心冷却と同様に重要である。このため、確実な注水手段の確保や空冷熱交換器の設置、使用済燃料プールの気密保持などの検討や基準化が必要である。</p>	<p>【勧告 4】長時間の交流電源喪失[緩和能力の強化] ○設計基準事象及び設計基準を超える外部事象に対して、全ての運転中及び新規の原子炉における全交流電源喪失に対しての緩和能力を強化する。</p> <p>・炉心及び使用済み燃料プールの冷却と原子炉冷却系統及び一次格納容器の健全性を確保</p> <p>【勧告 7】使用済み燃料プールの安全性[緩和能力の強化] ○使用済み燃料プールの水補給能力と計装設備を強化する。</p>	<p>80:燃料取扱・貯蔵系 ・EVST・燃料プールに対する全交流電源喪失下での冷却維持と状態監視を要求</p>	

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
				電源などで燃料プール温度及び漏洩監視モニターを監視できるように電源を準備する。				
	(5) アクシ デントマネ ジメント(A M)対策の 徹底	電源や原子炉冷却機能の確保等での AM 対策が不十分	<p>4. 全冷却系喪失 【短期】 ○消防車などを用いた冷却系への注水訓練の実施とハードウェア整備。</p> <p>5. アクシデントマネジメント 【短期】 ○AM対策の訓練を実際の状況(津波により瓦礫が散乱している状況など)を想定して実施する。なお、瓦礫の散乱を考慮し、あらかじめ炉心給水用ホースの設置をしておく対策なども有効である。</p> <p>○シビアアクシデントの AM 対策として、下記目的のため、数日間使用可能な予備電源を準備する。また、空気作動弁操作のために窒素ポンペを常備しておくことも有効である。</p> <p>i) 炉心の重要なパラメータおよび排気塔放射線モニター計測用電源ベントラインの制御が行えるように電源ラインを準備する</p> <p>ii) 水素再結合機及び非</p>	<p>【直接 5】過酷事故緩和策(AM)の遅れ 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AMの基準化、特に、複数号機の過酷事故の発生を食い止めることと、的確なAMの検討と訓練の実施を含む基準化が必要である。移動電源車の配備の遅れ、放射性物質が付着した瓦礫による海岸からの消火ホースの敷設の遅れ、消防ポンプの揚程と注水流量の不足などからタイムリーな原子炉の急速減圧が実施できず炉心の水位低下を招き、炉心溶融に発展した。炉心の水位維持を行いながら減圧を行い、崩壊熱を上回る注水流量と原子炉圧力を上回る注水圧力を確保し、迅速・確実に注水を行う必要がある。解析検討を含む入念なAM対策の事前準備と訓練が必要である。</p>	<p>教訓 6: シビアアクシデントマネジメントガイド及びその関連手順では、機器、照明、電力が使用不能となる可能性のあること及びブランド状態や高レベル放射線場といった異常条件であることを考慮すべきである。</p>	<p>【勧告 8】現場における緊急時活動[緩和能力の強化] ○現場での事故対応能力に必須の「緊急時運転手順(EOP)」、「過酷事故管理指針(SAMG)」、「拡大被害影響緩和指針(EDMG)」の内容を充実し、且つ一本化する。</p> <p>【勧告 9】複数基事象と長期 SBO[緊急事態対応策(EP)の強化] ○施設の緊急事態対応計画が長時間の全交流電源喪失と複数ユニットの同時事故に対応する内容を含むことを規制要件化する。</p> <p>【勧告 10】追加的 EP [緊急事態対応策(EP)の強化] ○長期的検討事項として、長時間の全電源交流喪失と複数ユニットの同時事故に対する追加的な EP の必要性につき検討する。</p>	<p>20:設計拡張状態 ・設計拡張状態への対策を要求</p>	

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
				<p>常用ガス処理系電源</p> <p>○ベント実施が現地責任者の判断でできるようにする。</p> <p>【中期】</p> <p>○全電源喪失以外の起因事象による AM を見直すとともに、必要な常設の設備対応を実施する。なお、今回の事故における具体的な AM 対応やプラントの挙動を評価し、AM の改善に繋げることが重要である。</p> <p>○同一敷地内に複数立地している場合の AM 同時対応策について評価。</p> <p>○大量の汚染水が発生する可能性がある事を考慮し、移動式汚染水処理設備をあらかじめ準備しておく(事故後に発電事業所に輸送)。</p> <p>○炉心損傷が起きた後の、炉心冷却手法や閉じ込め手法を系統的に検討する。また、必要なハードウェア対応を考慮する。</p> <p>○放射性物質を放出した後の、炉心冷却手法や閉じ込め手法を検討する。また、必要なハードウェア対応も考慮する。</p>				
				<p>6. 水素爆発</p>				

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
				<p>【中期】 ○格納容器外に水素が漏れないような AM 対策を行う。例えば、静的触媒再結合器の設置などが考えられる。</p> <p>7. 使用済み燃料貯蔵プール</p> <p>【短期】 ○使用済み燃料貯蔵プールに対する AM を見直す。 具体的には、電源喪失直後に消防車による注水ができるように準備する、プールのある運転床にある消火栓から注水ができるように準備する、あらかじめフレキシブルホースなどを設置して地上からの注水が容易になるようにしておくことなどが考えられる。</p> <p>8. 安全研究の推進</p> <p>【短期】 ○JAEA や JNES を通じた、既存のシビアアクシデント研究成果の規制への反映。</p> <p>【中期】 ○人材育成 シビアアクシデントを含む安全研究、安全設計に係わる人材育成を体系的に実施する。</p> <p>○シビアアクシデント研究の推進 特に、水素挙動解析、水素燃焼、使用済み燃料</p>				

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
				<p>プール評価など。</p> <p>○モデリング・シミュレーション技術の推進 特に、原子力安全の高度化、シミュレーションの検証と妥当性確認。</p>				
		AM 策が法規制上の要求外	AM 策の法規制上の要求化		<p>【遠因 6】改定困難の風潮による新技術の取り込みの拒絶と改善の停滞 学会は積極的に新知見、新技術の「原子力安全」の確保への取り込みを推進する。広く専門家のコンセンサスを得て、それらの規格基準、標準化への導入・定着を図る。公開検討会やシンポジウムを開催し英知と新知見を集め、成果を国や事業者に提言、採用を働きかける。</p>			SDC の対象外
		長期にわたり、AM 指針の見直しなし	シビアアクシデントマネジメント対策の整備					
	(6) 複数炉立地における課題への対応	事故対応に必要な資源の分散		<p>5. アクシデントマネジメント 【中期】 ○同一敷地内に複数立地している場合の AM 同時対応策について評価。</p>		<p>教訓 7: 外部事象は、複数プラント及びそれらプラントにある複数ユニットに対し同時に影響を及ぼす可能性がある。このため、訓練された経験豊富な人材、機器、供給及び外部からのサポートの面で、十分に大きなリソースが必要となる。どの形式のユニットにも対処でき、影響を受けたサイトのサポートを要請できるような経験ある人員を十分な量確保すべきである。</p>	<p>【勧告 9】複数基事象と長期 SBO[緊急事態対応策 (EP) の強化] ○施設の緊急事態対応計画が長時間の全交流電源喪失と複数ユニットの同時事故に対応する内容を含むことを規制要件化する。</p>	SDC の対象外

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
		隣接する原子炉の緊急時対応に影響	<p>複数炉における独立性の確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉操作 ・事故影響の波及 			<p>結論 3: 津波ハザードに対する深層防護対策が不十分(シビアアクシデントマネジメント対策は複数プラントの損傷への対処が不十分だった)。</p> <p>結論 10: IAEA の安全要件とガイドを見直し、複数ユニットサイトに対しての設計とシビアアクシデントマネジメントに係る要件が適切に網羅されるようにすべきである。</p> <p>教訓 1: 外部自然事象を考慮する上で、以下を確実に実施する必要がある: -複数ユニットサイトと複数サイトでは、共通原因故障について特段の考慮がなされ、また、個々のユニットの復旧措置のためにはサイト内のすべてのリソースが利用されること。</p>		<p>17: 内的危険事象及び外的危険事象 ・複数炉設置の際に外的事象が複数炉に同時に影響を与える危険性に対する設計上の考慮を要求</p> <p>33: 原子力発電所内の複数ユニット間での安全系の共用 ・複数ユニット間での安全系の共有に係る要求</p>
			号機毎に原子力安全確保の責任者を選任し、独立した事故対応が行える体制の整備					SDC の対象外
	(7) 原子力発電施設の配置等の基本設計上の考慮	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールが高所配置のため事故対応が困難 ・建屋間の汚染水拡大 	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計における適切な施設や建屋配置の要求(重大事故時に冷却等可能かつ事故影響を拡大防止) ・既設炉に対しては同等の機能を有するための追加的な対策 					20: 設計拡張状態 ・設計拡張状態に対する built-in での設計対策を要求

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項	
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾				
	(8) 重要機器施設の水密性の確保	多くの重要機器施設の冠水により、電源の供給や冷却系の確保に支障	想定を超える津波・洪水の際の重要な安全機能の確保	重要機器施設の水密性の確保(水密扉の設置、配管等浸水経路の遮断、排水ポンプの設置)	<p>2. 津波</p> <p>【短期】 ○安全上重要な機器の損傷を防ぐため、これらが配置されている建物に海水が入らないようにするなどの、ハードウェア対応。</p> <p>【中期】 ○建物の水密性を高める。電線管など、すべての浸水経路を塞ぐ。</p> <p>○安全重要度が低いピットであっても、海岸に近いものについては水密性を高め、津波が侵入しないようにする。</p>	<p>【直接 2】津波への配慮不足</p> <p>津波の大きさを適切に推定するシミュレーション手法の拡充が望まれる。日本原子力学会と日本保全学会は今後も土木学会など関連学協会や専門家から適切な助言を受け、防潮堤や建屋の水密化などの津波対策評価ガイドラインの基準化を推進する。特に、津波に対する耐性を向上させることが必要であり、我国の津波の歴史的な確認と確率論的リスク評価(PRA)の早急な制定、津波対策の拡充を進める。</p>	<p>結論 3: 津波ハザードに対する深層防護対策が不十分であった。</p> <p>教訓 1: 外部自然事象を考慮する上で、以下を確実に実施する必要がある:</p> <p>-原子力発電所の立地や設計では、低頻度だが複雑な組み合わせの外部事象に対し、十分な防護策とプラント安全評価を行うこと(特にサイトへの洪水や長期的な影響の可能性のあるもの)。</p> <p>-サイトの洪水に対する深層防護策として、重要な安全系の物理的分離と多様性だけでなく、実行可能な限り、プラント配置が“ドライサイト概念”に基づくこと。</p> <p>-外部事象の変更やその理解の進展について定期的にレビューし、現在のプラント構成への影響を調べること。</p>	<p>【勧告 2】設計基準外部事象からの防護 [外部事象に対する防護の強化]</p> <p>○運転中の各原子炉に関して、設計基準地震や設計基準洪水(溢水)に対する構造物、系統、機器の防御を再評価し、必要に応じて強化する。</p> <p>【勧告 3】火災と溢水からの防護 [外部事象に対する防護の強化]</p> <p>○長期的検討事項として、地震により誘発された火災や洪水(溢水)を防止、緩和する能力の強化可能性につき評価する。</p> <p>【勧告 4】長時間の交流電源喪失 [緩和能力の強化]</p> <p>○設計基準事象及び設計基準を超える外部事象に対して、全ての運転中及び新規の原子炉における全交流電源喪失に対しての緩和能力を強化する。</p> <p>・対 SBO 機器は溢水に対して設計基準事象より 5~6m 高くするか水密構造化</p>	<p>17: 内的危険事象及び外的危険事象</p> <p>・プラント設計について、地震及び地震随件事象に対する保護とクリフエッジ効果回避を要求</p>

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

Gr	日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果			日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への反映事項
	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
(2) シビアアクシデントへの対応策の強化	(9) 水素爆発防止対策の強化	原子炉建屋における水素対策なし	格納容器における水素対策	<p>5. アクシデントマネジメント</p> <p>【短期】</p> <p>シビアアクシデントの AM 対策として、下記目的のため、数日間使用可能な予備電源を準備する。また、空気作動弁操作のために窒素ポンペを常備しておくことも有効である。</p> <p>ii) 水素再結合機及び非常用ガス処理系電源</p> <p>6. 水素爆発</p> <p>【短期】</p> <p>○格納容器パラメータ計測システムや水素結合器などへ、予備電源を供給できる仕組みと、パラメータの遠隔モニターができるようにする。</p> <p>○ベントラインの再チェックと漏洩検査を行う。また、ベントの訓練を実施する。</p> <p>【中期】</p> <p>○格納容器外水素爆発のメカニズムを評価する。</p> <p>○格納容器外に水素が漏れないような AM 対策を行う。例えば、静的触媒再結合器の設置などが考えられる。</p>	<p>【直接 6】原子炉建屋の水素爆発と格納容器の気密性喪失による放射性物質の飛散</p> <p>燃料損傷から生じる水素の漏洩経路と、原子炉建屋運転床(オペレーションフロア)の水素対策の必要性の認識が無く、水素爆発の要因となった。格納容器の気密性喪失と原子炉建屋の水素爆発により、外部環境への多量の放射性物質放出という深刻な事象を発生させた。</p>	<p>教訓 8:</p> <p>水素爆発のリスクと影響を再検討し、必要な緩和策を実装するべきである。</p>	<p>【勧告 6】可燃性ガスの制御[緩和能力の強化]</p> <p>○長期的検討事項として、福島第一事故に関する今後の追加情報を考慮し、格納容器及び他の建屋内の水素蓄積の制御と緩和措置に関して考察する。</p>	<p>58: 格納容器の状態の制御</p> <p>・格納容器に対する Na 燃焼、Na-コンクリート反応の防止/緩和策を要求</p>
			水素爆発防止対策の強化(シビアアクシデント時に機能する原子炉建屋での可燃性ガス濃度制御系の設置、水素を外に逃すための設備の整備等)					

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
	(10) 格納容器 ベントシ ステムの強 化	シビアアクシ デント発生時の格納 容器ベントシステ ムの操作性に問 題	格納容器 ベントシス テムの強 化	操作性の向 上	5. アクシデントマネジ メント 【短期】 ○シビアアクシデントの AM 対策として、下記目 的のため、数日間使用 可能な予備電源を準備 する。また、空気作動弁 操作のために窒素ポン ペを常備しておくことも 有効である。 i) 炉心の重要なパラメ ータおよび排気塔放射 線モニター計測用電源 ベントラインの制御が行 えるように電源ラインを 準備する 【中期】 ○ベントラインにゼオラ イトの砂と水を入れたフ ィルタードベント等を設 置。 6. 水素爆発 【短期】 ○ベントラインの再チェ ックと漏洩検査を行う。ま た、ベントの訓練を実施 する。	【直接 6】原子炉建屋の 水素爆発と格納容器の 気密性喪失による放射 性物質の飛散 発生した水素を速やか に排気塔からベントし、 格納容器破損を防ぐベ ント系の強化と放射性物 質の除去、水素爆発の 防止が極めて重要であ る。格納容器からその最 高使用圧力での確実な ベントと、フィルターに よる放射性物質の飛散防 止、水素対策などを短期 および中長期の取り組 みとして推進することが 必要である。	【勧告 5】格納容器 の過圧防護[緩和能 力の強化] ○ BWR の MK-I、 MK-II 型格納容器に 対して、信頼性の高い ハード・ベント設計を 規制要件化する。	58: 格納容器の状態の 制御 ・格納容器内の圧力の 管理対策を要求 ・事故時における FP の 環境放出を減少させる 設計を要求
		格納容器ベントシ ステムの放射性 物質除去機能が 不十分		放射性物質 除去機能の 強化				
		ベントラインの独 立性が十分でない ため、接続する 配管等を通じて 他の部分に悪影 響をもたらした可 能性		独立性の確 保				
	(11) 事故対 応環境の強 化	高放射線量によ る中央制御室の 居住性低下	シビアアク シデント発 生の際の事 故対応環 境の強化	中央制御室 や緊急時対 策所の放射 線遮へいの 強化				65: 制御室 ・放射線、放射性物質 等に対する防護策を要 求 ・作業継続の妨げにな るような事象の影響を 最小限にする設計対策 を要求
				現場での専 用換気空調 系の強化				

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
								<ul style="list-style-type: none"> 放射線、放射性物質等に対する防護策を要求 73:換気空調系 あらゆるプラント状態における換気空調系の機能維持を要求
		原子力発電所緊急時対策所の環境悪化(放射線量の上昇等)	シビアアクシデント発生の際の事故対応環境の強化	中央制御室や緊急時対策所の放射線遮へいの強化				<ul style="list-style-type: none"> 67:緊急時制御センター 緊急時制御センターの職員を事故状態から生じる危険から防護することを要求 緊急時対応要員が長期間にわたって居住し、また作業をするための、必要なシステムとサービスの確保を要求
		通信環境や照明の悪化等	シビアアクシデント発生の際の事故対応環境の強化	交流電源によらない通信	<p>【直接 3】全交流電源喪失(SBO)時への対応の準備不足</p> <p>地震や津波に起因する全電源喪失に対する備えとして、長時間の外部電源喪失に対する対策の多様性や多重性を考慮する必要がある。制御盤や中央制御室の照明、原子炉隔離時冷却系の制御盤などのバッテリーの強化と浸水防止が重要であるという観点から、電源車や可搬式直流電源の配備による</p>	<p>教訓 4:</p> <p>原子力発電施設では、耐震性、適切な遮蔽、空調があり、装備の充実しているような建屋に、福島第一・第二と同等な能力を持つ緊急時対応センターを設けるべきである。また、この建屋は洪水のような他の外部事象にも健全であるべきである。この建屋は、十分な食料を備え、事故対応に必要な従業員の健康と放射線防護を維持するだけの規模を持たなければならない。</p> <p>教訓 5:</p> <p>緊急時対応センターでは、堅牢な計装や回線によって、冷却材レベル、格納容器状態、圧力等、必要な安全関連パラメータを可能な限り取得できるようにすべきである。また、制御室や敷地内外との連絡回線が十分確実につながるようにすべきである。</p> <p>教訓 10:</p> <p>敷地内外での対応、特にシビアアクシデントに必要な</p>	<p>【勧告 9】複数基事象と長期 SBO[緊急事態対応策(EP)の強化]</p> <p>○施設の緊急事態対応計画が長時間の全交流電源喪失と複数ユニットの同時事故に対応する内容を含むことを規制要件化する。(連絡装置への電力の供給)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 37:プラントでの通信連絡設備 事故状態でも利用可能な通信連絡設備を要求 多様性のある連絡手段を備えることを要求 67:緊急時制御センター 制御室、補助制御室、発電所内の他の重要施設、所内・所外の緊急時対応機関との連絡手段の確保を要求

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
					電源の確保、予備品の迅速な運搬、交換の作業性や接近性などの迅速な保全活動の備えが必要である。	な情報を送るため、監視機器のシステム、通信手段、電源を堅牢なものとするよう、今まで以上の考慮が払われるべきである。		
			照明等の関係設備の強化			<p>教訓 6: シビアアクシデントマネジメントガイド及びその関連手順では、機器、照明、電力が使用不能となる可能性のあること及びプラント状態や高レベル放射線場といった異常条件であることを考慮すべきである。</p>		<p>75: 照明設備 ・事故状態でも照明が利用可能であることを要求</p>
	(12) 事故時の放射線被ばくの管理体制の強化	<p>個人線量計や線量読み取り装置の浸水により、放射線管理に困難</p> <p>空気中の放射性物質の濃度測定が遅延による内部被ばくリスクの増大</p>	<p>事故時の放射線被ばくの管理体制の強化</p> <p>事故時に個人線量計や被ばく防護用資材の十分な確保</p> <p>事故時放射線管理要員の拡充体制の整備</p> <p>放射線業務従事者の迅速な被ばく測定の体制や設備の整備</p>	<p>12. 緊急時安全管理 【短期】 ○構内の放射線量に関する情報一元化、共有化。</p> <p>【中期】 ○緊急時における放射線管理要員の確保および資機材の調達の事前計画と実行可能性確認。</p> <p>○緊急時の人間行動など行動科学および健康科学面からの分析とその知見の反映。</p>		<p>結論 9: 事故による深刻な混乱にもかかわらず、影響を受けたサイト内での放射線被ばくは、効果的に制御をされているように見える。</p> <p>教訓 14: シビアアクシデント状況下で、敷地内の従業員に対する大規模な放射線防護を効果的に行えるのは、それがうまく組織的に実行され、よい指揮の下、適切な訓練を受けたスタッフによって行われる場合である。</p> <p>教訓 15: 福島の経験を考えると、シビアアクシデント状況下で効果的な敷地内放射線防護を成し遂げるに</p>		<p>82: 放射線モニタリングの方法 ・運転状態と事故状態における、適切な放射線監視を確実に行う設備を要求 (設計拡張状態でも放射線監視を必須とする)</p>

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
						は、敷地内の従業員と外部の対応者の演習と反復訓練を行えば有益であろう。		
(13)	シビアアクシデント対応の訓練の強化	シビアアクシデントが発生した場合の実効的な訓練が不十分	シビアアクシデント対応の訓練の強化	<p>4. 全冷却系喪失 【短期】 ○消防車などを用いた冷却系への注水訓練の実施とハードウェア整備。</p> <p>5. アクシデントマネジメント 【短期】 ○AM対策の訓練を実際の状況(津波により瓦礫が散乱している状況など)を想定して実施する。なお、瓦礫の散乱を考慮し、あらかじめ炉心給水用ホースの設置をしておく対策なども有効である。</p> <p>11. 情報公開 【中期】 ○原子力災害対策法の見直し。特に国と自治体の役割を実態に合わせて明確化。</p> <p>○見直された原子力災害対策法にのっとり、事故が起こることを前提とした訓練の実施。</p>	<p>【要因 5】 過酷事故緩和策(AM)の遅れ 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AMの基準化、特に、複数号機の過酷事故の発生を食い止めることと、的確なAMの検討と訓練の実施を含む基準化が必要である。移動電源車の配備の遅れ、放射性物質が付着した瓦礫による海岸からの消火ホースの敷設の遅れ、消防ポンプの揚程と注水流量の不足などからタイムリーな原子炉の急速減圧が実施できず炉心の水位低下を招き、炉心溶融に発展した。炉心の水位維持を行いながら減圧を行い、崩壊熱を上回る注水流量と原子炉圧力を上回る注水圧力を確保し、迅速・確実に注水を行う必要がある。解析検討を含む入念なAM対策の事前準備と訓練が必要である。</p>	<p>教訓 14: シビアアクシデント状況下で、敷地内の従業員に対する大規模な放射線防護を効果的に行えるのは、それがうまく組織的に実行され、よい指揮の下、適切な訓練を受けたスタッフによって行われる場合である。</p> <p>教訓 15: 福島の実験を考えると、シビアアクシデント状況下で効果的な敷地内放射線防護を成し遂げるには、敷地内の従業員と外部の対応者の演習と反復訓練を行えば有益であろう。</p>	<p>【勧告 8】 現場における緊急時活動[緩和能力の強化] ○現場での事故対応能力に必須の「緊急時運転手順(EOP)」、「過酷事故管理指針(SAMG)」、「拡大被害影響緩和指針(EDMG)」の内容を充実し、且つ一本化する。(現実的な事故シナリオと環境における訓練の強化)</p> <p>【勧告 9】 複数基事象と長期 SBO[緊急事態対応策(EP)の強化] ○施設の緊急事態対応計画が長時間の全交流電源喪失と複数ユニットの同時事故に対応する内容を含むことを規制要件化する。(複数原子炉事象と長時間全交流電源喪失事象に対する定期的な訓練)</p>	SDC の対象外
(14)	原子炉及び格納容器などの計	原子炉と格納容器の計装系がシビアアクシデントの下で十分に働	シビアアクシデント発生時に十分機能するよう原子炉と格納容器などの計装系の強	<p>3. 全電源喪失 【短期】 ○交流電源がすべて喪失した場合を想定し、重</p>	<p>【要因 8】 抜けていた計測制御系の電源喪失とドリフト対策の強化 事故時にも、水位計、原</p>	<p>教訓 5: 緊急時対応センターでは、堅牢な計装や回線によって、冷却材レベル、格</p>	<p>【勧告 4】 長時間の交流電源喪失[緩和能力の強化] ○設計基準事象及び</p>	<p>59:計装設備 ・炉心、冷却材系、格納容器系の計装設備について、事故状態に対して</p>

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
	装系の強化	かず、情報の迅速かつ的確に確保に困難	化	<p>要な機器および炉心の監視系への電力供給を行えるようにする。</p> <p>【中期】 ○蒸気タービン駆動炉心注水ポンプには小型の発電機を取り付け、制御用のバッテリーの充電を行う。</p> <p>5. アクシデントマネジメント</p> <p>【短期】 ○シビアアクシデントの AM 対策として、下記目的のため、数日間使用可能な予備電源を準備する。また、空気作動弁操作のために窒素ポンペを常備しておくことも有効である。</p> <p>i) 炉心の重要なパラメータおよび排気塔放射線モニター計測用電源ベントラインの制御が行えるように電源ラインを準備する</p>	<p>子炉、格納容器の圧力・温度などのプロセス系の監視機能の維持が重要であり、水位系基準水頭の維持、異なる原理の計測器の併用などを含めてシビアアクシデント時の原子炉の重要パラメータの監視強化と格納容器のガンマ線強度を測定するCAMSの有効活用が必要である。</p>	<p>納容器状態、圧力等、必要な安全関連パラメータを可能な限り取得できるようにすべきである。また、制御室や敷地内外との連絡回線が十分確実につながるようにすべきである。</p>	<p>設計基準を超える外部事象に対して、全ての運転中及び新規の原子炉における全交流電源喪失に対しての緩和能力を強化する。</p> <p>- 最小8時間の対処時間、炉心及び使用済み燃料プール冷却や一次格納容器隔離及び原子炉冷却システムの健全性確保は(必須の計装や制御を含み)、交流電源に依存しない機器により実現される必要がある</p> <p>【勧告 7】 使用済み燃料プールの安全性 ○使用済み燃料プールへの水補給能力と計装設備を強化する。</p>	<p>も機能維持を要求</p> <p>80: 燃料取扱・貯蔵系 ・EVST・燃料プールに対し、事故状態でも状態監視が可能な設計を要求</p>
	(15) 緊急対応用資機材の集中管理とレスキュー部隊の整備	周辺の地震・津波の影響により、緊急対応用資機材やレスキュー部隊動員が不十分	緊急対応用資機材の集中管理やこれを運用するレスキュー部隊の整備	<p>12. 緊急時安全管理</p> <p>【中期】 ○緊急時における放射線管理要員の確保および資機材の調達の事前計画と実行可能性確認。</p>			<p>【勧告 11】 EP の強化 [緊急事態対応策 (EP) の強化] ○長期的検討事項として、意思決定プロセス、放射線モニタリング、公衆への教育に関する EP を推進する。(e.g. サイト外のインフラ機能の劣化を考慮)</p>	SDC の対象外

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

Gr	日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果			日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への反映事項
	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
(3) 原子力災害への対応	(16) 大規模な自然災害と原子力事故との複合事態への対応	大規模な自然災害とともに原子力事故が発生したため、連絡・通信、人の参集、物資の調達等の面で極めて困難	適切な通信連絡手段や円滑な物資調達方法を確保できる体制・環境の整備				【勧告 11】EP の強化 [緊急事態対応策 (EP) の強化] ○長期的検討事項として、意思決定プロセス、放射線モニタリング、公衆への教育に関する EP を推進する。(e.g. サイト外のインフラ機能の劣化を考慮)	SDC の対象外
		原子力事故の長期化に伴う、住民の避難等の措置の長期化	事故や被災対応に関する各種分野の人員の実効的な動員計画の策定などの対応の強化			結論 8: 公衆被曝及び健康モニタリングについての適切なフォローアップ計画を行えば有益であろう。		
	(17) 環境モニタリングの強化	事故当初、地方自治体の環境モニタリング機器・設備等が地震・津波によって損害を受けたこと等により、適切な環境モニタリングが不可	緊急時において、国が責任をもって環境モニタリングを確実かつ計画的に実施する体制の構築				【勧告 11】EP の強化 [緊急事態対応策 (EP) の強化] ○長期的検討事項として、意思決定プロセス、放射線モニタリング、公衆への教育に関する EP を推進する。	SDC の対象外
(18) 中央と現地の関係機関等の役割の明確化等	・関係機関等間の連絡・連携が不十分 ・各関係機関等の役割分担や責任関係が不明確	・関係機関等の責任関係や役割分担の見直しと明確化 ・情報連絡に関する責任と役割、手段等の明確化と体制整備	11. 情報公開 【中期】 ○原子力災害対策法の見直し。特に国と自治体の役割を実態に合わせて明確化。 ○見直された原子力災害対策法にのっとり、事故が起こることを前提とした訓練の実施。	【遠因 2】「原子力安全」確保に向けた省庁間の連携不足 原子力安全規制庁においては、統合化に進む国際的な原子力規制基準の動きや海外諸国の規制機関の組織改革の事例を踏まえ、放射線規制や保障措置及び安全研究なども含めた規制の一元化・一貫化を大前提に世界のモデルとなる規制機関を実現すべきである。学会は、有効かつ合理的な規制制度を前提として、「原子力安	結論 2: この事故の極限状況を考えれば、現地での事故の管理は、可能な限り最善の方法で、「基本安全原則 3」(安全に対するリーダーシップとマネジメント)に従って行われている。 結論 6: 福島事故への対応で示されたように、日本は、よく組織化された緊急時準備・対応システムを有している。それにもかかわらず、複雑な組織体制は緊急時の意思決定に遅延		SDC の対象外	

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
					全]の確保のため、民間規格や標準の策定などを推進する。	をもたらず可能性がある。 結論 7: 献身的な政府関係者及び作業員並びによく組織された柔軟なシステムによって、予期できない状況においても効果的な対応を行うことができ、一般公衆と施設従事者の健康に対して事故の影響が拡大することを防いだ。		
	(19) 事故に関するコミュニケーションの強化	周辺住民等への的確な情報提供や放射線、放射性物質等についての分かりやすい説明、リスクの見通しまで含めた情報公表等が不十分	周辺住民等に対する、事故の状況や対応等に関する的確な情報提供、放射線影響等についての適切な説明などの取組みの強化	11. 情報公開 【短期】 ○SPEEDIの全面的な公開。 ○プレス発表における技術的な説明の改善。 ○統一された放射線安全の考え方に基づいた防護措置の発表。 【中期】 ○ERSS や SPEEDI の高度化と利用法に関する議論を明確化。 ○原子力透明化法の制定。	【遠因 3】品質問題にこだわり、「原子力安全」確保の大局を見失う結果 学会はマスコミや自治体と接点を持ち、開かれた関連な組織として原子力安全確保の緒策の重要性に対する社会の理解を得る努力を払う。		【勧告 11】EP の強化[緊急事態対応策 (EP)の強化] ○長期的検討事項として、意思決定プロセス、放射線モニタリング、公衆への教育に関する EP を推進する。	SDC の対象外
	(20) 各国からの支援等への対応や国際社会への情報提供の強化	海外各国からの資機材等の支援申出に対する対応が不十分	国際的に効果的な対応の仕組みを国際協力を通じて構築 事故対応に効果的な資機材の在庫リストを国際協力により作成					SDC の対象外

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
		国際社会への情報提供が不十分(低レベル汚染水の海水への放出等)	<ul style="list-style-type: none"> ・事故時の各国のコンタクトポイントを予め明確化 ・国際的な通報制度の改善を通じての情報共有体制強化 ・科学的根拠に基づく対応を可能にする一層迅速で正確な情報提供 					
	(21) 放射性物質放出の影響の的確な把握・予測	<p>事故時の放出源情報不足で SPEEDI による放射能影響予測が不可能</p> <p>SPEEDI の試算結果の活用(避難行動の参考等)なし</p> <p>SPEEDI の計算結果が当初は非公表</p>	<p>事故時の放出源情報取得のための計測設備等の強化。</p> <p>様々な事態に対応して SPEEDI などを効果的に活用する計画の立案</p> <p>SPEEDI などの活用結果の当初からの公開</p>	<p>11. 情報公開</p> <p>【短期】</p> <p>○SPEEDI の全面的な公開。</p> <p>【中期】</p> <p>○OERSS や SPEEDI の高度化と利用法に関する議論を明確化。</p>				SDC の対象外
	(22) 原子力災害時の広域避難や放射線防護基準の明確化	事故の長期化に伴う広域避難や放射線防護の対応について、事前の原子力災害対応の基準等の整備が不十分	原子力災害時の広域避難範囲や放射線防護基準に係る指針の明確化	<p>11. 情報公開</p> <p>【中期】</p> <p>○原子力災害対策法の見直し。特に国と自治体の役割を実態に合わせて明確化。</p> <p>○見直された原子力災</p>		<p>結論 13:</p> <p>EPREV(緊急時対策レビュー)を含むフォローアップ活動では、敷地内外の緊急時対応から学ぶべき教訓について、詳細に調査すべきである</p>	<p>【勧告 11】 EP の強化 [緊急事態対応策 (EP) の強化]</p> <p>○長期的検討事項として、意思決定プロセス、放射線モニタリング、公衆への教育に関する EP を推進す</p>	SDC の対象外

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
				害対策法にのっとり、事故が起こることを前提とした訓練の実施。		<p>結論 14: 福島事故にて大規模な放射線防護を行うのに有効だったアプローチから教訓を得るために、今後も引き続き活動を行うべきである。</p> <p>教訓 11: IAEA 安全要件(例えば GS-R-2)や脅威区分、事象分類と対応策、実用介入レベルに関するガイドを使用すれば、特定の状況では、敷地外の緊急時準備・対応をより一層効果的にすることができるであろう。</p> <p>教訓 12: 長期間の屋内退避は有効なアプローチではなく放棄され、「計画的避難」と「避難準備地域」の概念が、ICRP と IAEA の指針を基に有効な長期的対策として導入された。</p>	る。	

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

Gr	日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果			日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への反映事項
	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
(4) 安全基盤の強化	(23) 安全規制行政体制の強化	<ul style="list-style-type: none"> 原子力安全確保に関係する行政組織が分かれていることにより、第一義的責任を有する者の所在が不明確 現行の体制は、大規模な原子力事故に際して、力を結集して俊敏に対応する上で問題 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力安全・保安院の経済産業省からの独立 原子力安全規制行政や環境モニタリングの実施体制の見直し 	<p>9. 安全規制と安全設計 【中期】 ○日本の安全規制システムの全面的な見直し。</p> <ul style="list-style-type: none"> i) 法律体系を見直し、原子炉等規制法に電気事業法を統一する。 ii) 原子炉等規制法を改正しシビアアクシデントを規制範囲に取り込む。 iii) 設置許可に包括的安全解析書を導入する。 iv) 民間第三者認証制度を導入し、あわせて監査的検査制度を導入する。 <p>10. 組織、危機管理 【短期】 専門性を持った責任者がすべての責任を統括する。</p> <p>【中期】 ○専門性を持った規制組織を作る。</p> <ul style="list-style-type: none"> i) 原子力安全委員会を三条機関化し、日本版 NRC(米原子力安全規制委員会)のような専門性の高い規制組織を作る。 iii) 役職に応じた資格制度を導入するとともに、人事の固定化を図る。 iv) 規制監査機関を作り、委員会事務局の監 	<p>【遠因 2】「原子力安全」確保に向けた省庁間の連携不足 原子力安全規制庁においては、統合化に進む国際的な原子力規制基準の動きや海外諸国の規制機関の組織改革の事例を踏まえ、放射線規制や保障措置及び安全研究なども含めた規制の一元化・一貫化を大前提に世界のモデルとなる規制機関を実現すべきである。学会は、有効かつ合理的な規制制度を前提として、「原子力安全」の確保のため、民間規格や標準の策定などを推進する。</p> <p>【遠因 4】規制と事業者の対峙による共通の安全目標の喪失 学会は、規制と事業者の共通の意見交換や話し合いの場を提供し、意見交換のファシリテータの役割を積極的に担い、共通の安全目標の基で規制と事業者の不毛な対峙を回避する。</p> <p>【遠因 7】責任不在と役割分担の不明確さによる無責任体制 学会は「原子力安全」に責任を持つ組織として、規制組織等に対して以下の提言を行う。 a. 規制組織は一般的な行政組織と異なる専門組織とする。</p>	<p>結論 15: 福島事故から学ぶべき教訓と、日本の原子力規制制度の更なる発展を促す上記の結論(結論 1~14)に照らし、2007 年の IRRS に対するフォローアップ活動が実施されるべきである。</p> <p>教訓 16: 原子力規制制度については、規制の独立性及び役割の明確さが IAEA 安全基準に沿ってあらゆる状況で維持されることが保証されるべきである。</p>	SDC の対象外	

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項	
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾				
				<p>査を行う。</p> <p>v) 同機関は、諸外国の規制機関との連携を緊密に保つとともに、IAEA の活動に能動的に参画する。</p>	<p>b.「原子力安全」規制を執り行う組織は専門性を明確に規定して公開する。</p> <p>c.その構成員は毎年ベンチマークテストを実施して技量向上に努める。</p> <p>d.責任を分担する各組織は、分担の施策の目標時期を明確化する。</p>				
	(24) 法体系や基準・指針類の整備・強化	原子力安全や原子力防災の法体系及びそれらに關係する基準・指針類の整備について様々な課題	<p>原子力安全や原子力防災に係る法体系と關係する基準・指針類の見直し・整備</p>	<p>・既設の高経年化対策のあり方についての再評価</p> <p>・バックフィットの法規制上の位置づけの明確化</p>	<p>3. 全電源喪失 【中期】 ○安全審査指針などの見直しをすすめる。</p> <p>8. 安全研究の推進 ○災害時に必要な研究成果については、予算措置を行い、維持していくことが必要である。場合によっては法律改正も必要である。</p>	<p>【遠因 6】改定困難の風潮による新技術の取り込みの拒絶と改善の停滞 学会は積極的に新発見、新技術の「原子力安全」の確保への取り込みを推進する。広く専門家のコンセンサスを得て、それらの規格基準、標準化への導入・定着を図る。公開検討会やシンポジウムを開催し英知と新見を集め、成果を国や事業者に提言、採用を働きかける。</p>	<p>結論 5: 規制要件と指針を改訂する際には、東日本大震災から得られた経験とデータを反映し、地震、津波、洪水、一般に全ての関連した外部事象に包括的に対処するために、関連の IAEA 安全基準で推奨される要件を満たし、クライテリアと手法を使用すべきである。国の規制文書には、IAEA が要求するものと矛盾のない要件が含まれる必要がある。ハザード評価手法とプラント防護手段は関連分野での R&D の進展と調和しなければならぬ。</p> <p>結論 11: 特に、外部ハザードの影響について世界的な規模での経験から新たな教訓を取り込むためには、国の規制と指導を国際的に認められた基準と指針に定期的に合致させようとする必要がある。</p>	<p>【勧告 1】21 世紀の規制枠組み[規制枠組みの明確化] ○論理的で体系化され、一貫性のある規制枠組みを構築し、深層防護とリスクへの考慮を調和させた適切な防護を実現する。</p> <p>【勧告 12】NRC の検査活動[NRC の検査プログラムの見直し] ○事業者の安全確保状況に対しての規制側の検査・監視(ROP)を、推奨される深層防護の枠組みに基づく深層防護の要件に重点を置いて強化実施する。</p>	SDC の対象外

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
						<p>教訓 11: IAEA 安全要件(例えば GS-R-2)や脅威区分、事象分類と対応策、実用介入レベルに関するガイドを使用すれば、特定の状況では、敷地外の緊急時準備・対応をより一層効果的にすることができるであろう。</p>		
		IAEA の基準・指針に反映すべき点	データ提供等を通じた IAEA の基準・指針の強化に対する貢献		<p>【遠因 3】品質問題にこだわり、「原子力安全」確保の大局を見失う結果 学会は IAEA の基本安全原則を基準とする体系の見直しを進め、他の学協会と連携して広く国際社会と意見交換を行う。</p> <p>【遠因 9】「原子力安全」の確保において国際社会との連携不足 IAEA(国際機関)の安全原則につながる「原子力安全」の概念と体系を構築する。</p> <p>事故現場の復旧と周辺環境の復興を目指し、事故事象の解明、関連研究および技術開発等を進める。世界から最大の関心を集めている福島第一サイトと汚染した周辺地域に「福島国際センター」の設立を提案する。このセンターにおいて原子力に係る研究者・技術者が国際社会と連携して研究や多くの復旧</p>	<p>結論 1: IAEA 基本安全原則は、福島事故の状況に関連して、確固とした基盤を提供し、事故から学んだ教訓のあらゆる領域を網羅している。</p> <p>教訓 13: 国際的な原子力コミュニティは、福島事故から得られたデータや情報を活用することにより、原子力事故でのソースタームを決める既存の手法・モデルを改善・改良し、緊急時計画手順を改良すべきである。</p>		

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
					の業務に取り組むことができるよう、海外を含む多くの学協会と連携して学術的支援を行う。			
	(25) 原子力安全や原子力防災に係る人材の確保	原子力安全や原子力防災に係る人材育成の重要性	・教育機関における原子力安全、原子力防災・危機管理、放射線医療などの分野の人材育成の強化 ・原子力事業者や規制機関などにおける人材育成活動の強化	8. 安全研究の推進 【短期】 ○JAEA や JNES を通じた、既存のシビアアクシデント研究成果の規制への反映。 【中期】 ○人材育成 シビアアクシデントを含む安全研究、安全設計に係わる人材育成を体系的に実施する。	【遠因 7】責任不在と役割分担の不明確さによる無責任体制 学会は「原子力安全」に責任を持つ組織として、規制組織等に対して以下の提言を行う。 b. 「原子力安全」規制を執り行う組織は専門性を明確に規定して公開する。 c. その構成員は毎年ベンチマークテストを実施して技量向上に努める。 【遠因 8】専門家不在の規制 専門家の育成には、学会を活用することを提案する。学会は大いに協力する。また、優秀な専門家を集めるためには、将来に向けての希望ある施策を打ち出すことが必要であり、学会は積極的にビジョンの策定に協力する。		【勧告 12】NRC の検査活動[NRC の検査プログラムの見直し] ○事業者の安全確保状況に対する規制側の検査・監視(ROP)を、推奨される深層防護の枠組みに基づく深層防護の要件に重点を置いて強化実施する。(NRC 職員の過酷事故に対する訓練)	SDC の対象外
	(26) 安全系の独立性と多様性の確保	安全系の共通原因故障への対応が不足し、独立性や多様性の確保が不十分	共通原因故障への的確な対応と安全機能の一層の信頼性向上のため、安全系の独立性や多様性の確保を強化	3. 全電源喪失 【短期】 ○電源車、小型発電機など多様な方法で電源を供給する。 【中期】	【直接 3】全交流電源喪失(SBO)時への対応の準備不足 地震や津波に起因する全電源喪失に対する備えとして、長時間の外部電源喪失に対する対策	教訓 9: 特に、安全機能損失の防止に関連し、共通原因故障に対して頑健性のある深層防護とするため、必須の安全機能は(冗長性及び物理的分離ととも		21: 安全系の物理的分離及び独立性 ・安全系の物理的分離及び独立性を要求 24: 共通要因故障 ・共通要因故障の考慮

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
			<p>○ガスタービン発電機など、多様な発電機を導入する。配置にも多様性を求め、固定式の場合は免震床などを考慮する。</p> <p>○海水冷却に頼らない、空冷式発電機を準備する。</p> <p>○予備の電源盤を準備する。</p> <p>○他の発電所（例えば水力）との電源融通を行う。</p> <p>4. 全冷却系喪失 【中期】</p> <p>○海水に頼らない冷却システムを準備し冗長性を担保する。例えば崩壊熱除去が可能な容量の空気冷却機などを設置しておく。</p> <p>○水源を多様化しておく（河川、ダム、防火用水など）。</p> <p>○必要に応じて送電線をさらに多重化する。</p> <p>9. 安全規制と安全設計 【中期】</p> <p>安全重要度・多様性多重性の見直し。特に電気系の見直し。</p>	<p>の多様性や多重性を考慮する必要がある。</p> <p>【直接 4】ヒートシンクの確保の失敗 更に、空冷塔や注水蒸発冷却など、いかなる事態においてもヒートシンクを確保するための多様な装備が必要である。</p> <p>【直接 7】使用済燃料プールの冠水維持と多様な冷却源確保 燃料プールの冠水維持と多様な冷却源確保は、炉心冷却と同様に重要である。このため、確実な注水手段の確保や空冷熱交換器の設置、使用済燃料プールの気密保持などの検討や基準化が必要である。</p>	<p>に)十分な多様性を有すべきである。</p>		<p>を要求</p> <p>46: 原子炉停止 ・原子炉停止における共通要因故障の考慮を要求</p> <p>51: 炉心からの残留熱除去 ・<u>残留熱除去系に対し、外的事象も含めた共通要因故障で機能喪失に至らぬよう、冗長性及び多様性を要求</u></p> <p>53: 最終的な熱の逃がし場への熱の輸送 ・<u>設計拡張状態への対応として、最終的な熱の逃がし場に対する多様性を要求</u></p> <p>58: 格納容器の状態の制御 ・格納容器からの熱除去を行うシステムに対し、信頼性と冗長性を要求</p>	

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
	(27) リスク管理における確率論的安全評価手法 (PSA) の効果的利用	リスク低減に向けた体系的な検討をする上で、PSA の活用が不十分	不確かさに関する知見を踏まえつつ、PSA をさらに積極的かつ迅速に活用 PSA に基づく効果的なアクシデントマネジメント対策を含む安全向上策の構築	<p>9. 安全規制と安全設計 【短期】 ○津波に対するアクシデントマネジメント(AM)対策を評価する。</p> <p>【中期】 ○外的事象に対する定量的リスク評価手法の確立。</p> <p>○内的事象に対する深層防護の再確認と定量的リスク評価の高度化。</p> <p>○不確実性が大きく、影響が巨大な事象に関するリスク評価手法確立。</p> <p>○定量的リスク評価でカバーできない事象に対する AM 対応策。</p>	<p>【直接 1】地震に起因する自然災害への対応 基準地震動を超えることへの「残余のリスク」評価法の取り扱いのあり方ももっと踏み込む必要がある。</p> <p>【直接 2】津波への配慮不足 我国の津波の歴史的な確認と確率論的リスク評価 (PRA) の早急な制定、津波対策の拡充を進める。</p> <p>【遠因 1】構造強度・ハードに偏重した規制基準の適用と書類重視の点検・検査およびシステムや社会へのリスク低減の考慮不足 システムとしてのリスク評価を採用し、設計基準や運用基準を見直すとともに、社会に対して、リスクの受容と環境保全への理解を得る活動を進める。また、学会の組織として他の学協会と連携し、英知を集めてリスク低減に迅速に取り組み、得られた成果を社会に還元する。</p> <p>【遠因 5】-面から見た安全尺度-「絶対安全」神話の形成と過信 最新の知見を取り入れて安全研究を恒常的に遂行し、その成果や最新知見を迅速に規制基準に活用できるようにす</p>	<p>結論 4: 東海第二と福島第二については、短期的には、プラントと敷地の(地震と津波に起因する)現在の状態に対し、プラントの安全性を評価し保証する必要がある。特に、外部事象 PSA モデルが既に使用可能であれば、その評価を行うのに有効なツールとなる。</p>	<p>【勧告 1】21 世紀の規制枠組み[規制枠組みの明確化] ○論理的で体系化され、一貫性のある規制枠組みを構築し、深層防護とリスクへの考慮を調和させた適切な防護を実現する。</p>	<p>42:発電所の設計に対する安全解析 ・決定論的解析と確率論的解析の双方を要求</p>

表 18 福島第一原子力発電所の事故教訓から SDC 素案への反映事項

日本国政府報告書 ⁵⁵⁾ における分析結果				日本原子力学会の分析による対策		IAEA 報告書 ^{80),81)} による分析結果	NRC-NTTF の 勧告 ^{90),91)}	GIF-SDC 素案 への 反映事項
Gr	項目	教訓	対応策	技術分析分科会 ⁵⁰⁾	ISON2011 声明 ⁵¹⁾			
					る。確率論的リスク解析に基づくリスク評価研究の活用を推進する。			
(5) 安全文化の徹底	(28) 安全文化の徹底	改めて原子力安全の根幹である安全文化の徹底を強く認識	安全文化の徹底		【遠因5】一面から見た安全尺度-「絶対安全」神話の形成と過信 安全文化を根付かせる。そのためには、学会を構成する学術関係者の一人一人が国民の安全と環境保全を第一に考えて行動し、常に「原子力安全」に批判的な目で自由な意見を発し、達成感とメリットが得られる合理的かつ実効なシステムを構築する。最新の知見を取り入れて安全研究を恒常的に遂行し、その成果や最新知見を迅速に規制基準に活用できるようにする。確率論的リスク解析に基づくリスク評価研究の活用を推進する。			SDC の対象外

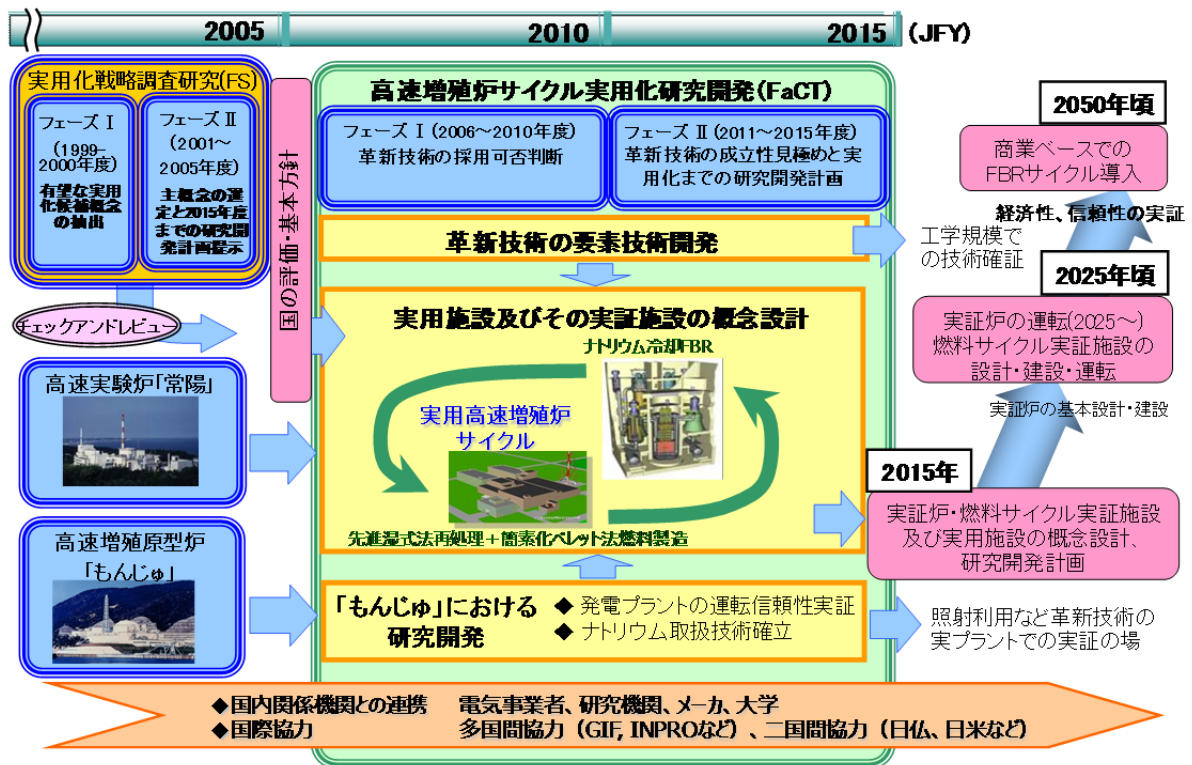


図1 FBR 実用化までのステップと FaCT プロジェクトの概要 (福島第一原子力発電所事故前)
 出典：日本原子力研究開発機構，日本原子力発電株式会社，“高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT プロジェクト); フェーズ I 報告書”，JAEA-Evaluation 2011-003 (2011 年 6 月)⁵⁾

	2015	2020	2025	2050	2051以降
全体工程	研究開発段階		実証・実用化段階		高速増殖炉サイクル導入期
炉の設計・建設	革新技術の採否判断 実証炉 (75万kWe)	安全審査	実用炉 (150万kWe) 運転開始	設計・建設	運転経験
高速増殖炉システム開発	設計研究	実証炉概念設計	最適化設計	基本設計	詳細設計、建設・試験
革新技術の研究開発	要素技術開発	設計等に反映するデータ取得	実証試験	安全審査に反映するデータ取得	高燃焼度燃料照射試験 ・検査・補修技術開発、など
大型ナトリウム試験施設 (AtheNa)	設計・建設	機器開発 発試験	改造	システム試験	性能実証 信頼性・保守性実証
安全審査指針	要素検討	安全審査指針類の整備	指針制定	指針類の制定	安全審査に向けて、安全指針検討を計画
高温構造設計基準	基準の高度化、条文案作成	ISME設計・建設規格	ISME設計・建設規格	長時間材料試験	
(BDS:もんじゅ版)	(高度化版)	(許認可対応版)			
「もんじゅ」	準備	性能試験	本格運転		

図2 FBR システム開発工程案 (福島第一原子力発電所事故前)

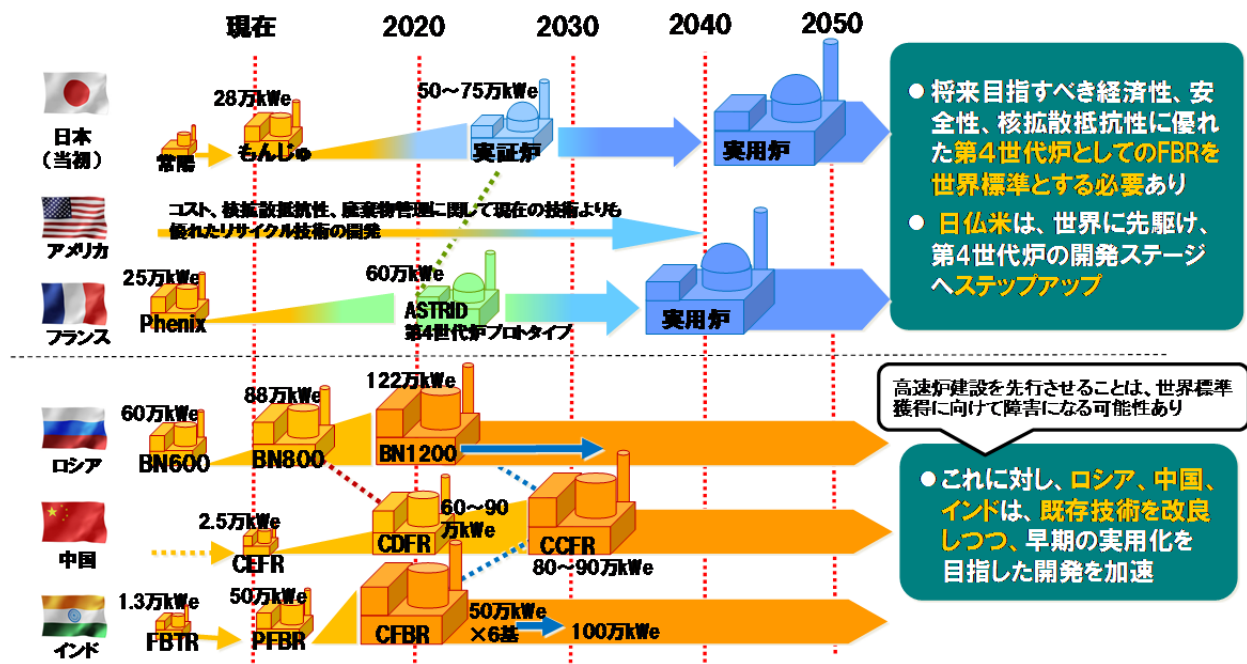


図3 FBR 開発を巡る今後の世界情勢 (日本は当初計画)

(a) 大型ループタイプ (b)中～大型プールタイプ (c)小型モジュールタイプ

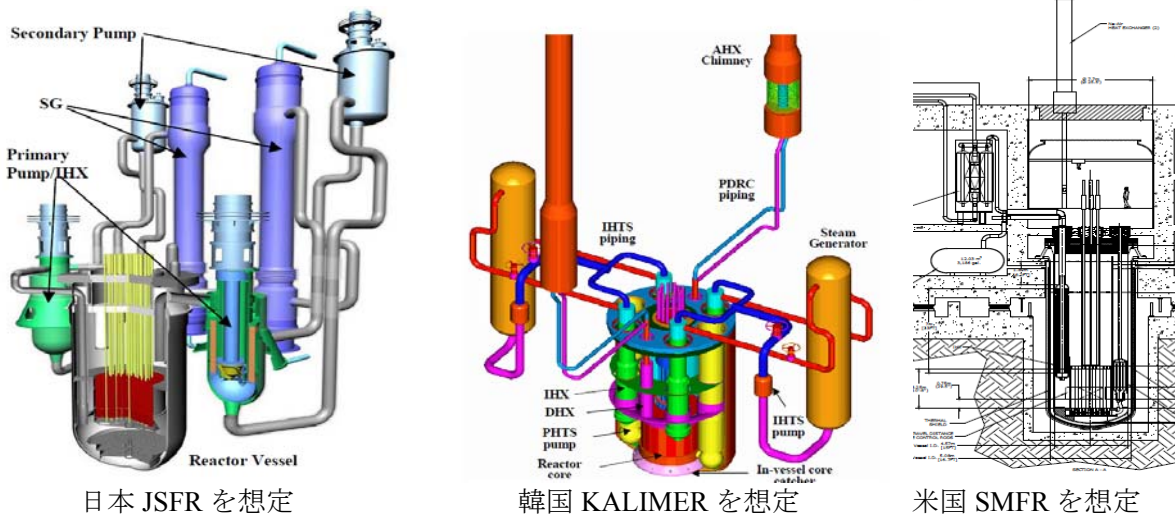


図4 GIFにおけるナトリウム冷却FBR概念

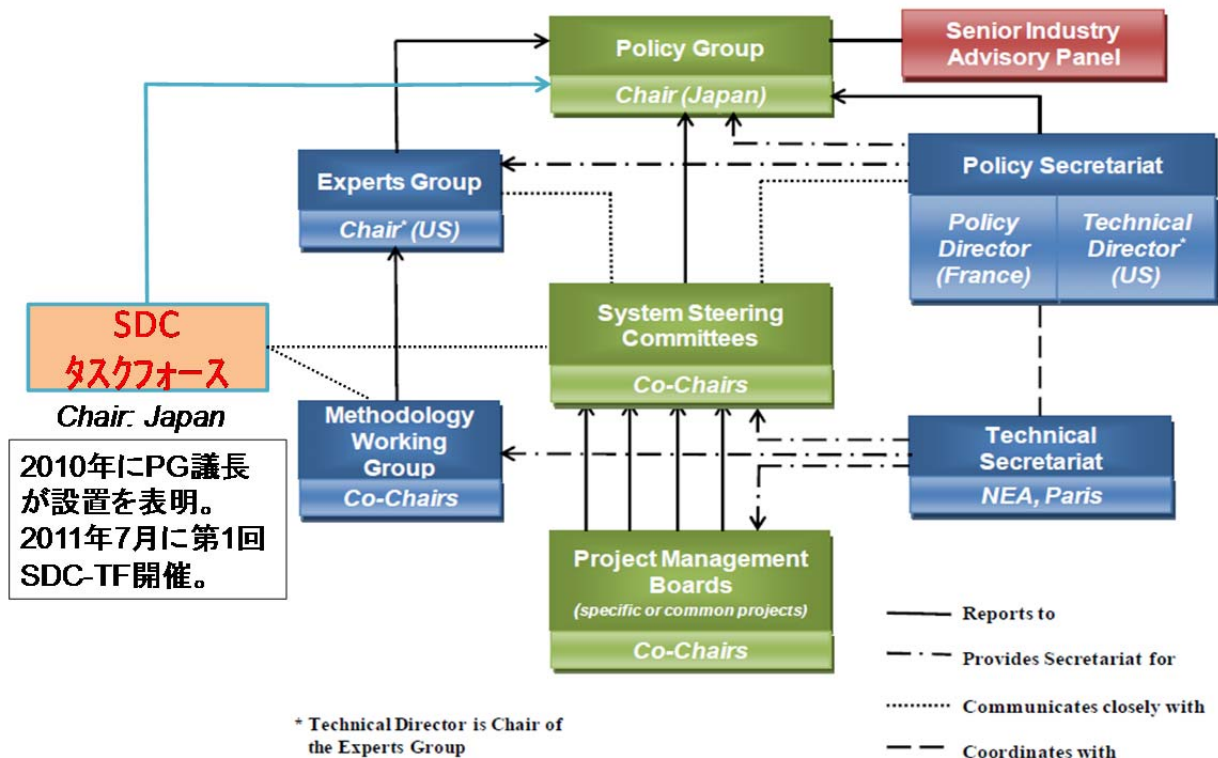


図5 GIF 運営体制

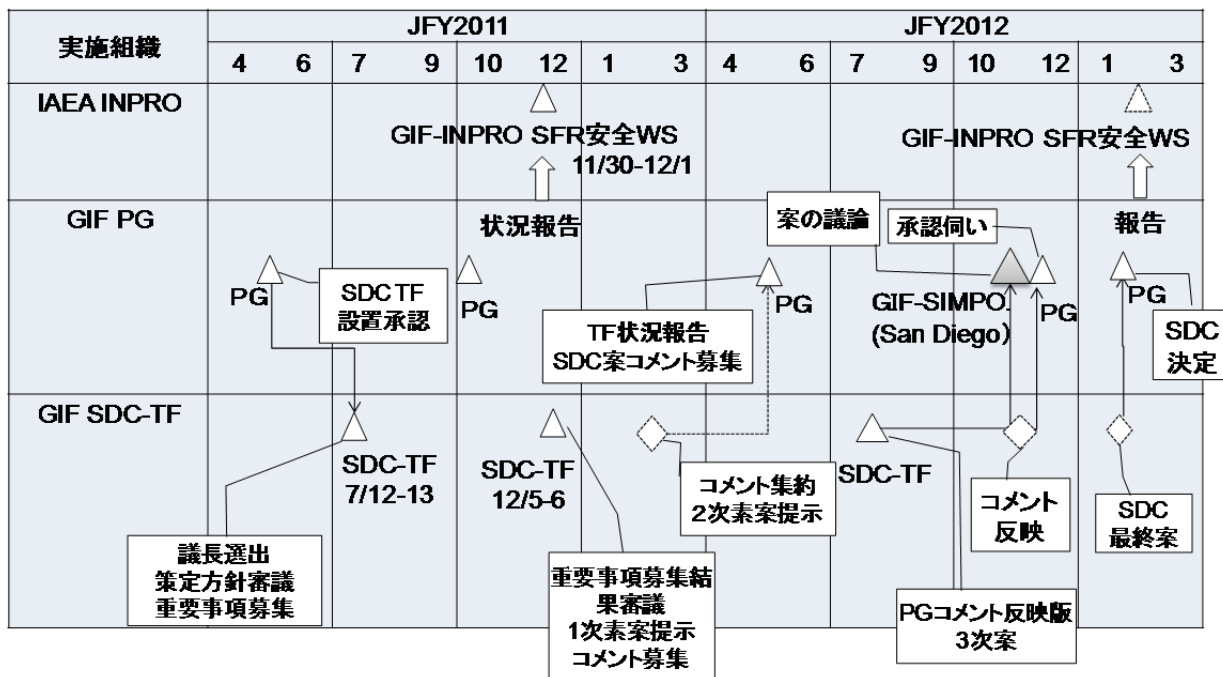


図6 GIF スケジュール案

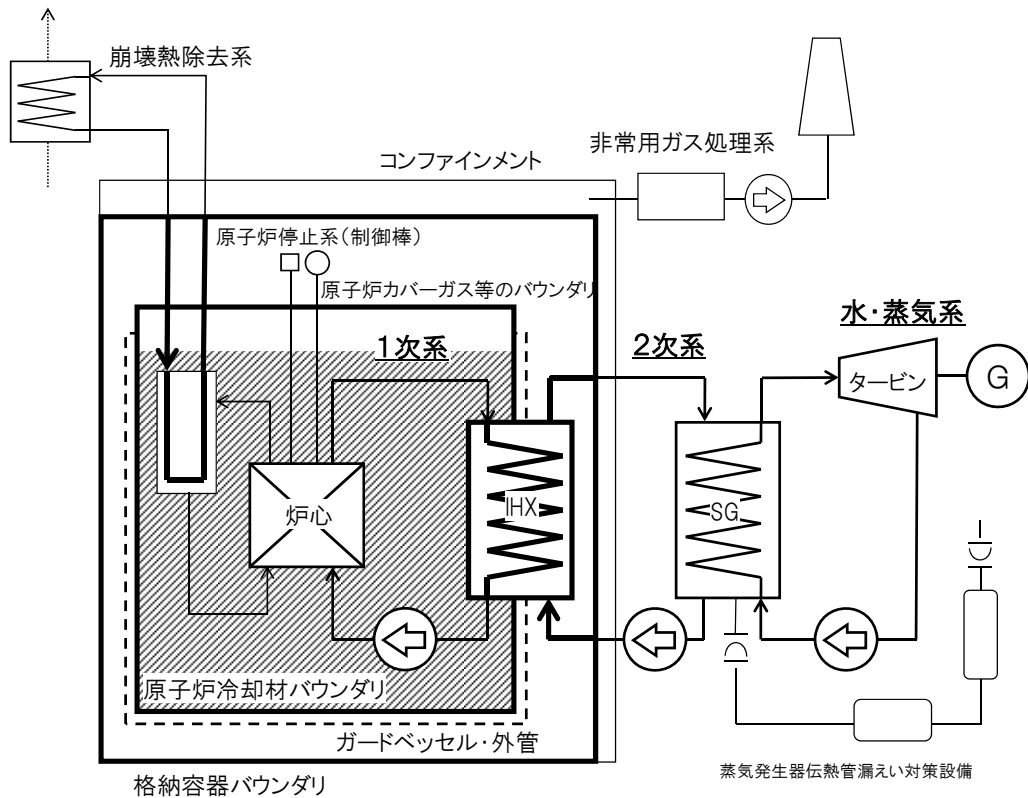


図7 ナトリウム冷却高速増殖炉の安全設備概念

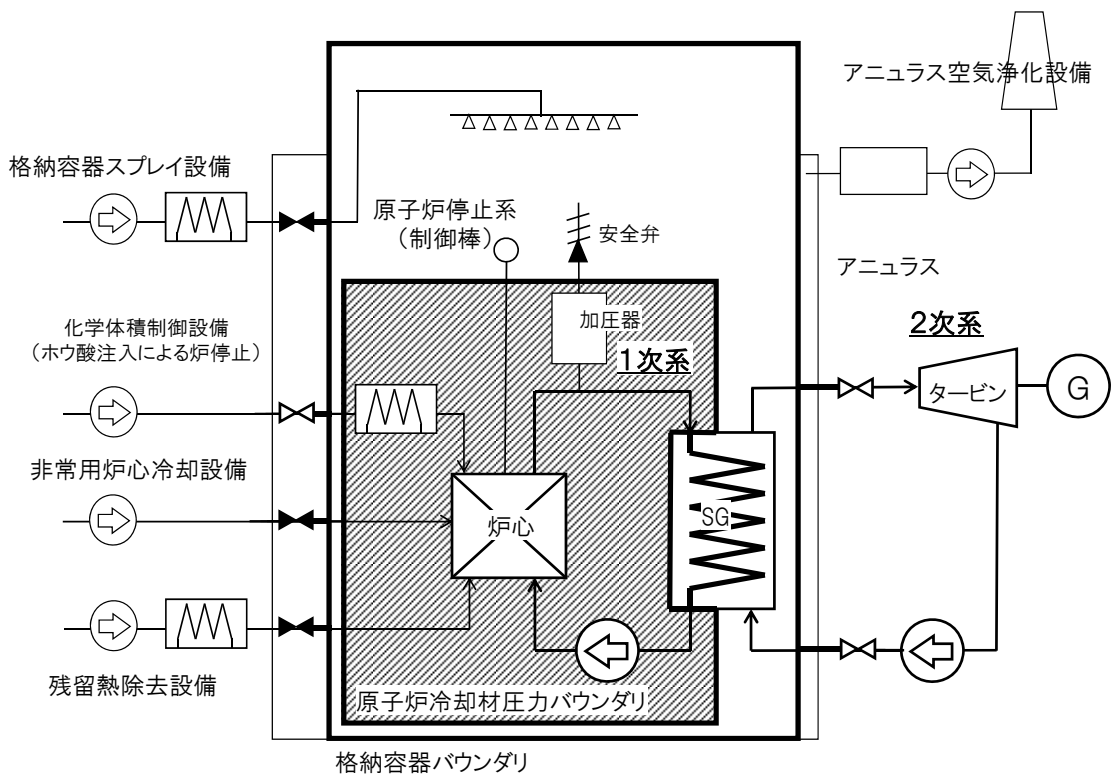


図8 加圧水型軽水炉(PWR)の安全設備概念

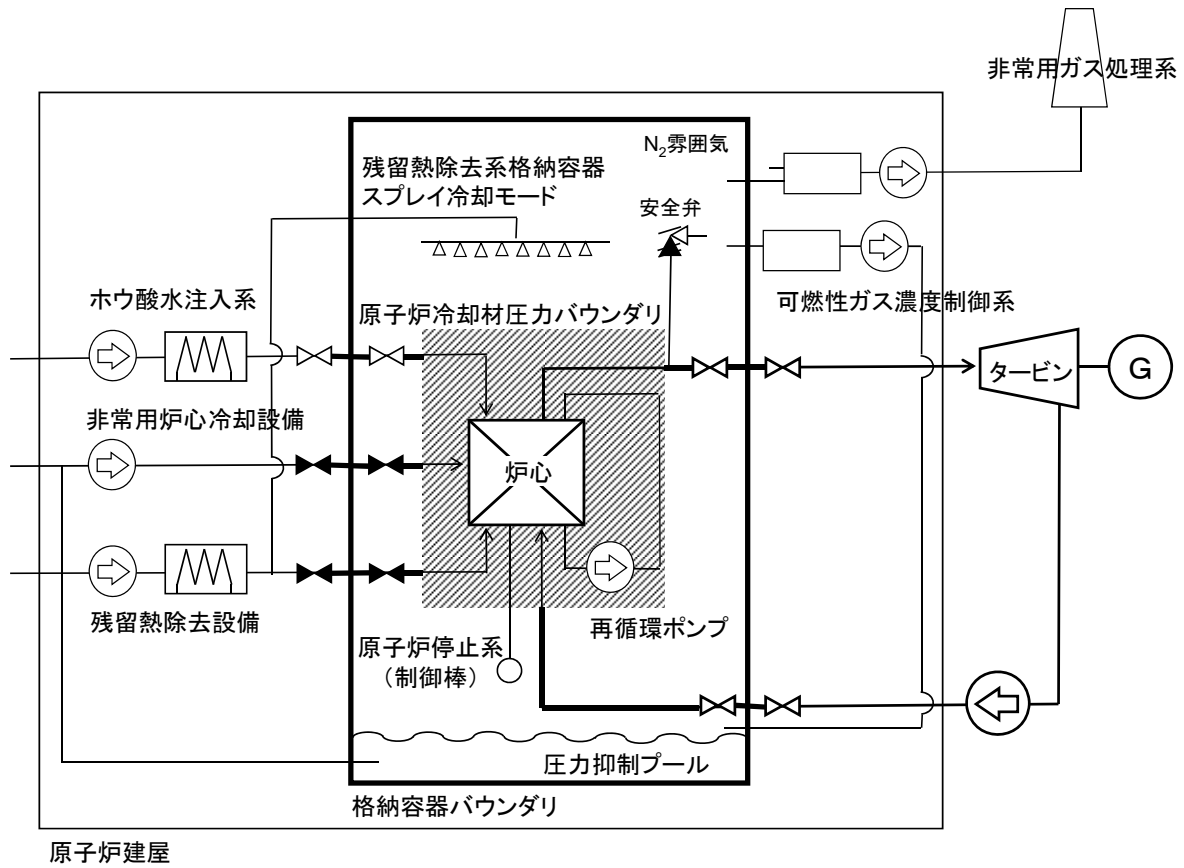


図9 沸騰水型軽水炉(BWR)の安全設備概念

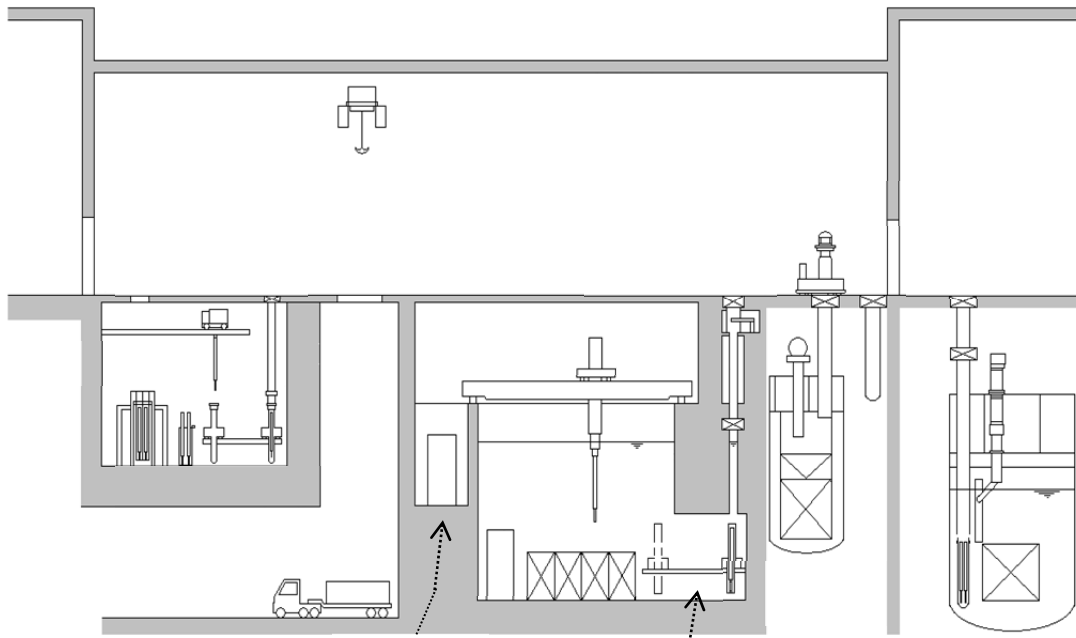


図10 ナトリウム冷却高速増殖炉の燃料取扱系全体システム概念
 出典：近澤 他, "ナトリウム冷却炉の燃料取扱設備の検討," JAEA-Research 2006-032. ¹⁵⁾

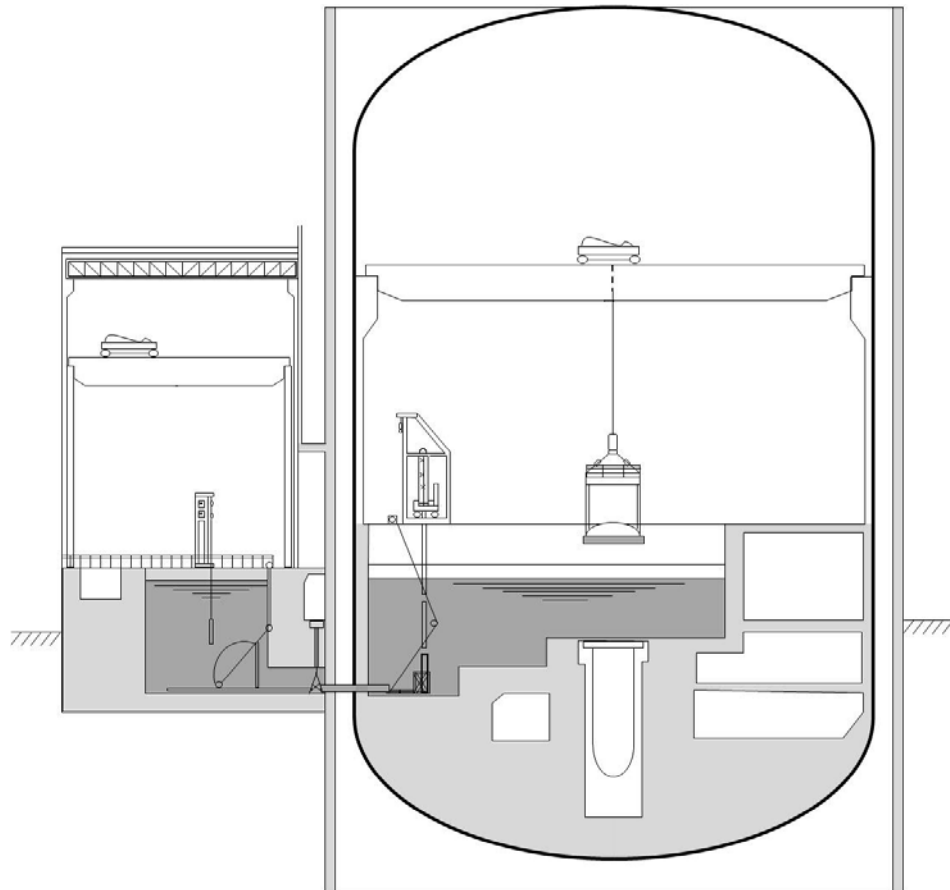


図 11 軽水炉(PWR)の燃料取扱設備概念

出典) 浅田忠一、大山彰、倉本昌昭、法貴四朗、三島良績、望月恵一 監修 新版 原子力ハンドブック オーム社¹⁶⁾

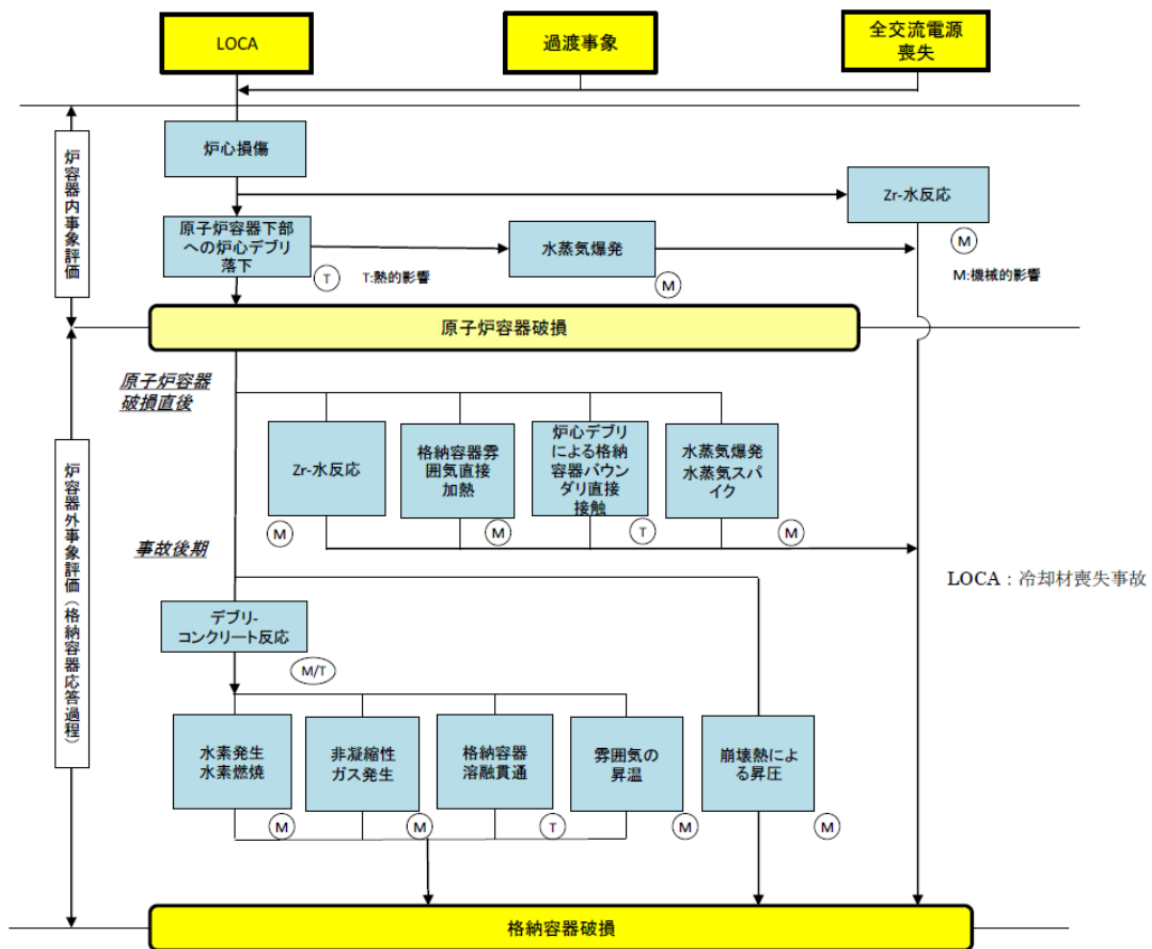


図 12 軽水炉のシビアアクシデントの事象進展

出典：「日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 2PSA 編）：2008」¹⁷⁾ を基に作成

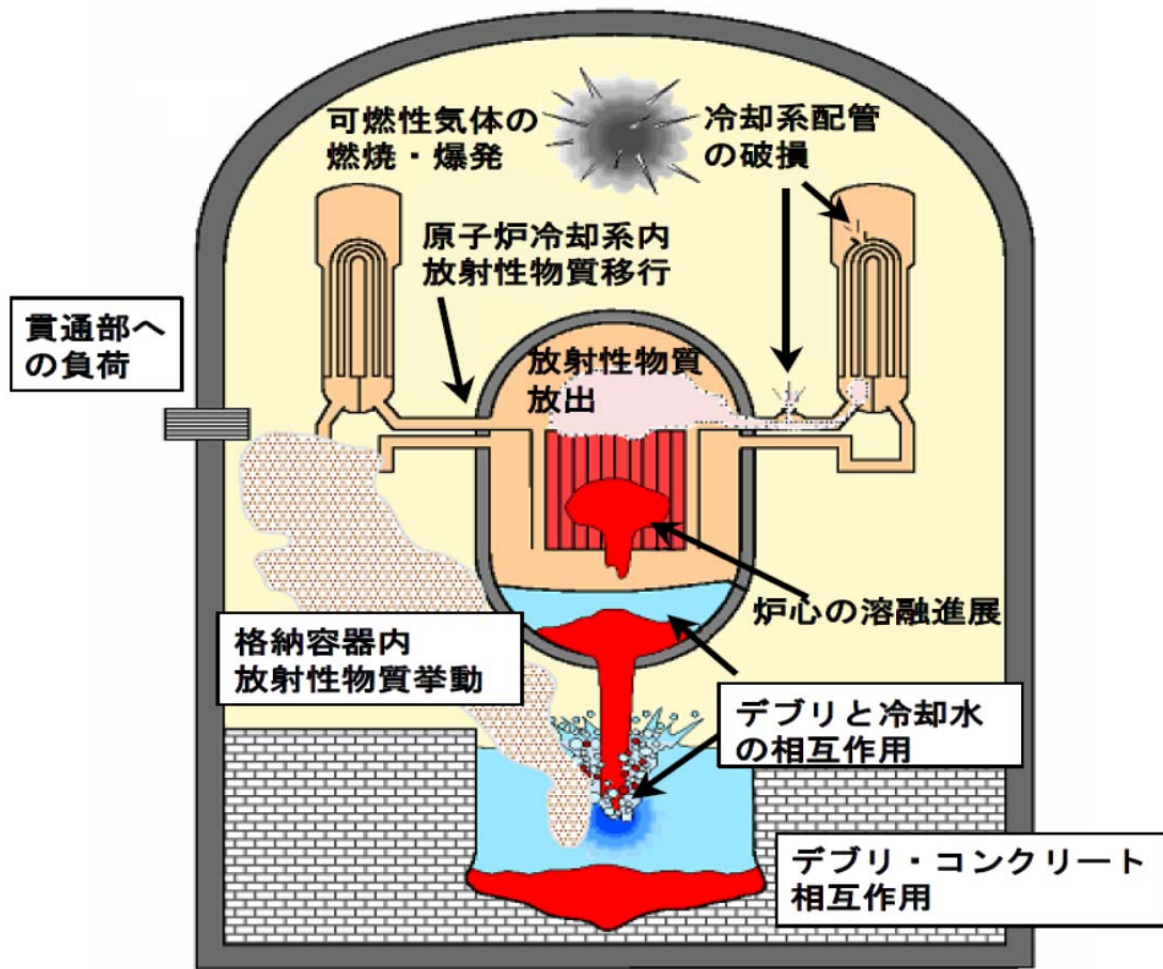


図 13 軽水炉のシビアアクシデント時の物理・化学的な現象

出典：日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象にした
確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 2PSA 編）：2008.¹⁷⁾

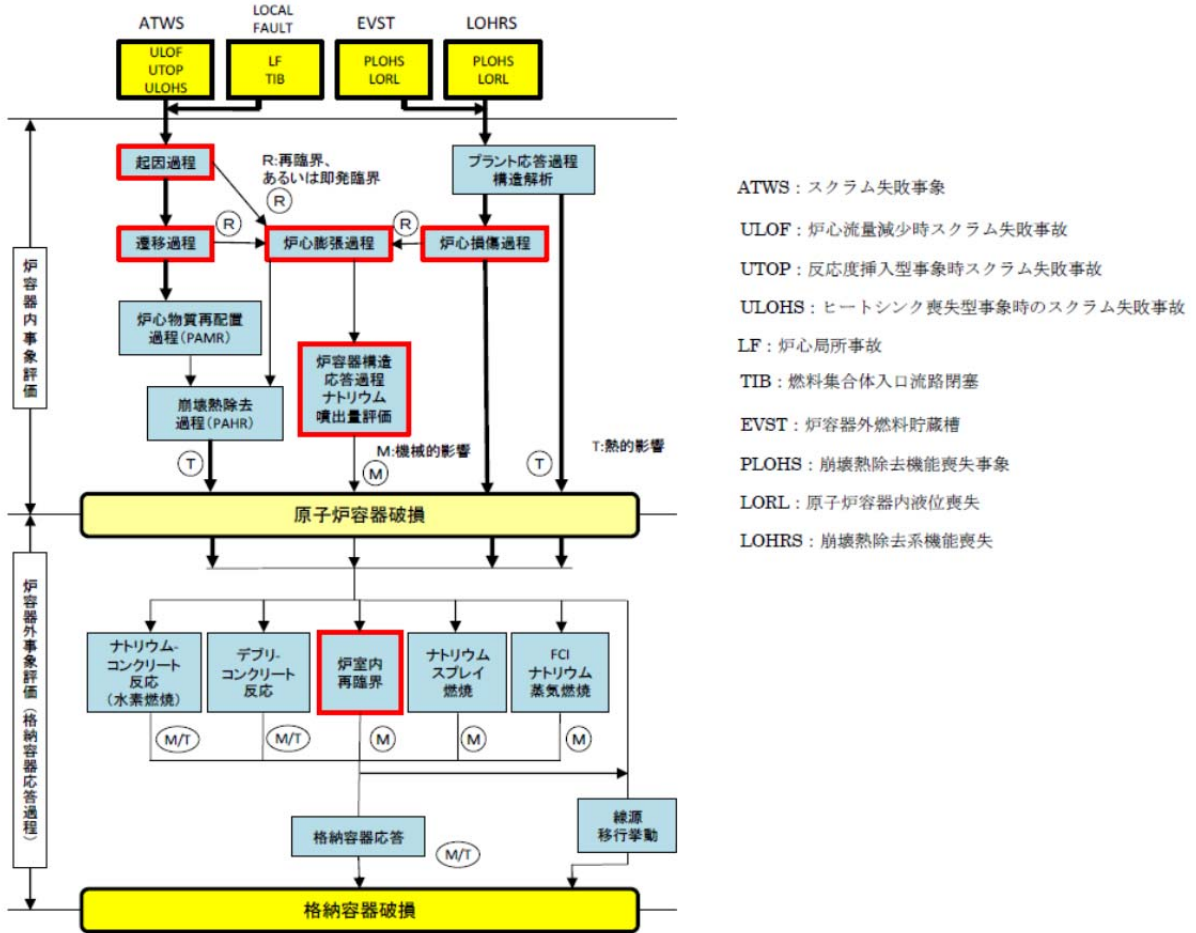


図 14 SFR のシビアアクシデントの事象進展

出典：JNES 遠藤他, “将来高速炉の安全審査要件に関する検討 (III) 炉心損傷事故時の再臨界事象評価の考え方,” 日本原子力学会「2011 年秋の大会」.¹⁸⁾

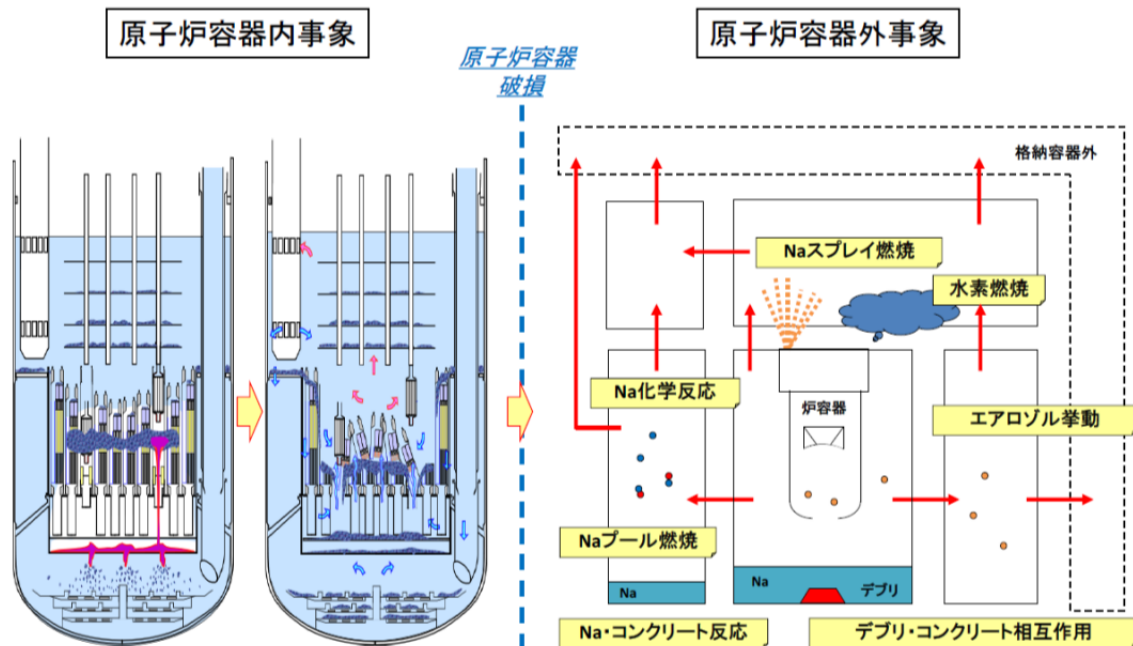


図 15 SFR のシビアアクシデント時の物理・化学的な現象

出典：日本原子力研究開発機構, “平成 21 年度 文部科学省 原子力システム開発事業 炉心損傷評価技術 (レベル 2PSA) の開発 成果報告書” (2010).¹⁹⁾

原子力委員会(性能目標)

指標	開発目標
安全性	<ul style="list-style-type: none"> 地震、ヒューマンエラー、機械の故障等の考慮 シビアアクシデントの発生確率が十分低い 従業員と公衆の健康リスクが十分小さい
経済性	<ul style="list-style-type: none"> 将来の他エネルギー技術の発電コストと競合できる 投資リスク(初期投資、出力規模、建設期間)も重視
環境影響	<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物(固体・液体・気体)発生量が軽水炉技術のそれを超えない マイナーアクチノイド回収による処分面積の低減
資源の利用効率	<ul style="list-style-type: none"> 1をある程度超える増殖比 導入速度の向上のために増殖時間の短縮にも留意
核拡散抵抗性	<ul style="list-style-type: none"> PuへのMA混合による核不拡散、核物質防護の強化 国際燃料供給ビジネスモデル時は増殖時間短縮が重要
軽水炉と高速炉の共生	<ul style="list-style-type: none"> 軽水炉と高速炉を共存させる燃料サイクルシステムの整備

FaCTプロジェクト

指標	開発目標
安全性および信頼性	SR-1 次世代軽水炉及び関連するサイクル施設と同等の安全性の確保 SR-2 次世代軽水炉及び関連するサイクル施設と同等の信頼性の確保
経済性	EC-1 発電原価 EC-2 投資リスク EC-3 外部コスト
持続可能性	環境 安全性 EP-1 平常時の放射線の影響 EP-2 環境移行物質の抑制
	廃棄物 管理性 WM-1 廃棄物の発生量の低減 WM-2 廃棄物の質の向上 WM-3 潜在的有害度の低減
	資源 有効 利用性 UR-1 増殖比
核不拡散性	NP-1 核不拡散 NP-2 核物質防護のシステム設計と技術開発

・長寿命核分裂生成物の分離・核変換は、基礎的に研究開発を進める長期的課題とする

Generation-IV

分野	ゴール
安全性と信頼性	SR-1 安全性と信頼性 ・操業時、安全性及び信頼性で、他に勝ること
	SR-2 炉心損傷 ・炉心損傷の頻度が極めて低く、その程度が極めて小さいこと
	SR-3 緊急時対応 ・サイト外での緊急時対応が必要となること
経済性	EC-1 平均コスト ・他エネルギー源よりもライフサイクルコストで有利であること
	EC-2 資本のリスク ・他エネルギープロジェクトと同程度の財務リスクであること
持続可能性	SU-1 資源有効利用 ・持続的なエネルギー供給が、大気汚染防止と世界規模のエネルギー生産のための長期間のシステム利用と効率的な燃料利用を促すこと
	SU-2 廃棄物の最小化と管理 ・放射性廃棄物の最小化と将来の長期管理負担の大規模軽減による公衆衛生の環境保護の改善
核拡散抵抗性と核物質防護	PR&PP 核拡散抵抗性と核物質防護 ・拡散、盗難防止並びに転用手段が困難であること

図 16 FaCT の開発目標と安全設計要求

(1) 異常の発生防止

(2) 異常の拡大防止
(3) 事故の制御

(4) シビアアクシデントの管理

<ul style="list-style-type: none"> ◆適切な安全裕度 ◆信頼性の確認 ◆予防保全 		設計基準事象 (DBE)	設計拡張状態 (DEC)	設計拡張状態 (DEC)
	設計信頼度の目標	$10^{-2}/d$ $10^{-4}/d$ $10^{-6}/d$	$10^{-1} \sim 10^{-2}/d$	$10^{-1} \sim 10^{-2}/d$
	止める RSS	主炉停止系 後備炉停止系	受動的炉停止系	再臨界回避 事故後安定冷却保持 ↓ 炉容器内終息
	冷やす DHRS	GVと外管による液位確保 自然循環型崩壊熱除去系(多重性・多様性有) アクシデントマネージメント		
閉じ込める	気密耐圧格納容器	放射能影響緩和		

ナトリウムの化学反応対策

- ◆ナトリウム漏えい -> リークタイトなGV(ガードベッセル)と外管
- ◆ナトリウム水反応 -> 破損伝播防止、早期検知&水・蒸気側の早期減圧

図 17 安全設計方針の基本的枠組みの一例
出典：H.Yamano, ICAPP'2011²¹⁾ を基に作成

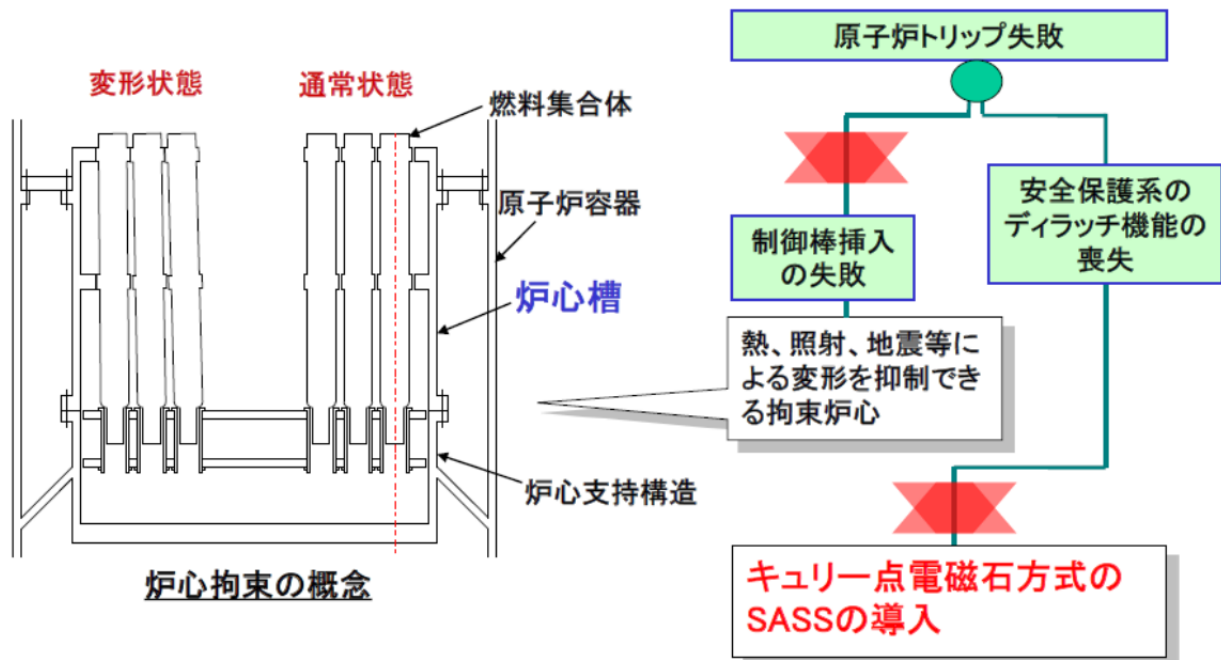
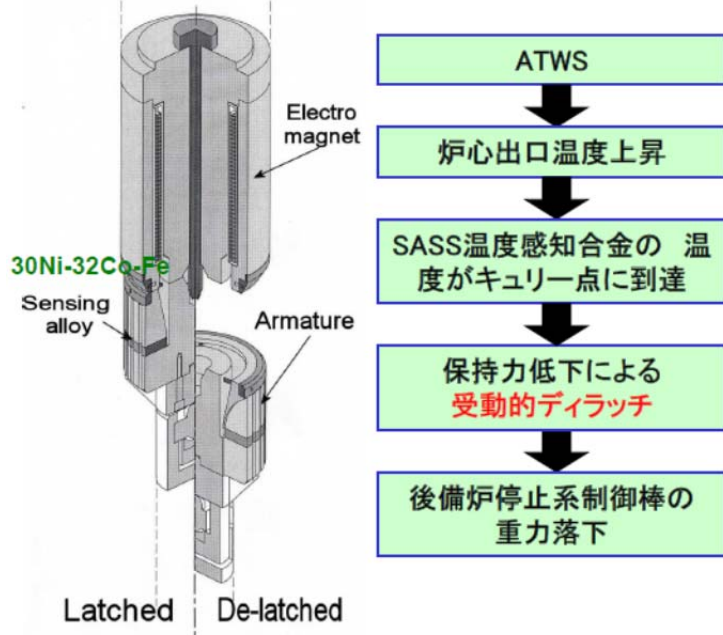


図 18 炉停止系に関する安全設計例

SASSの作動メカニズム



キュリー点電磁石の特性

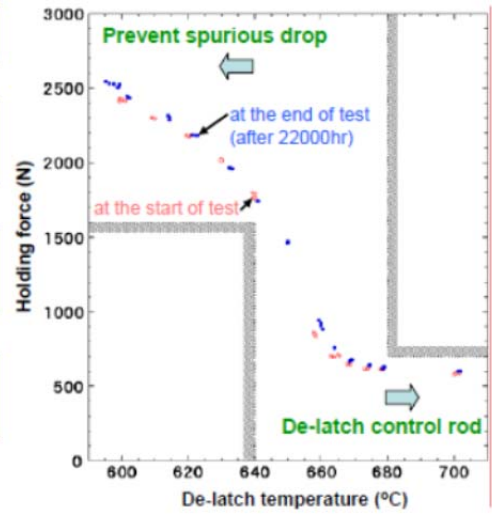


図 19 受動的炉停止系（自己作動型炉停止機構：SASS）の作動メカニズム

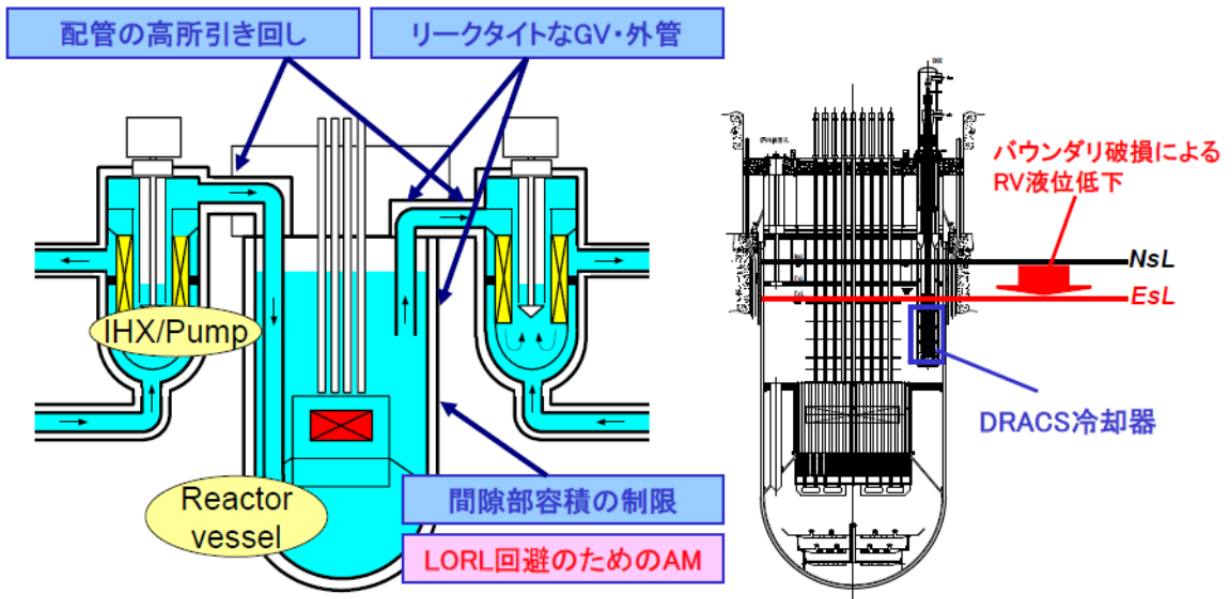


図 20 原子炉冷却材液位確保に関する安全設計例

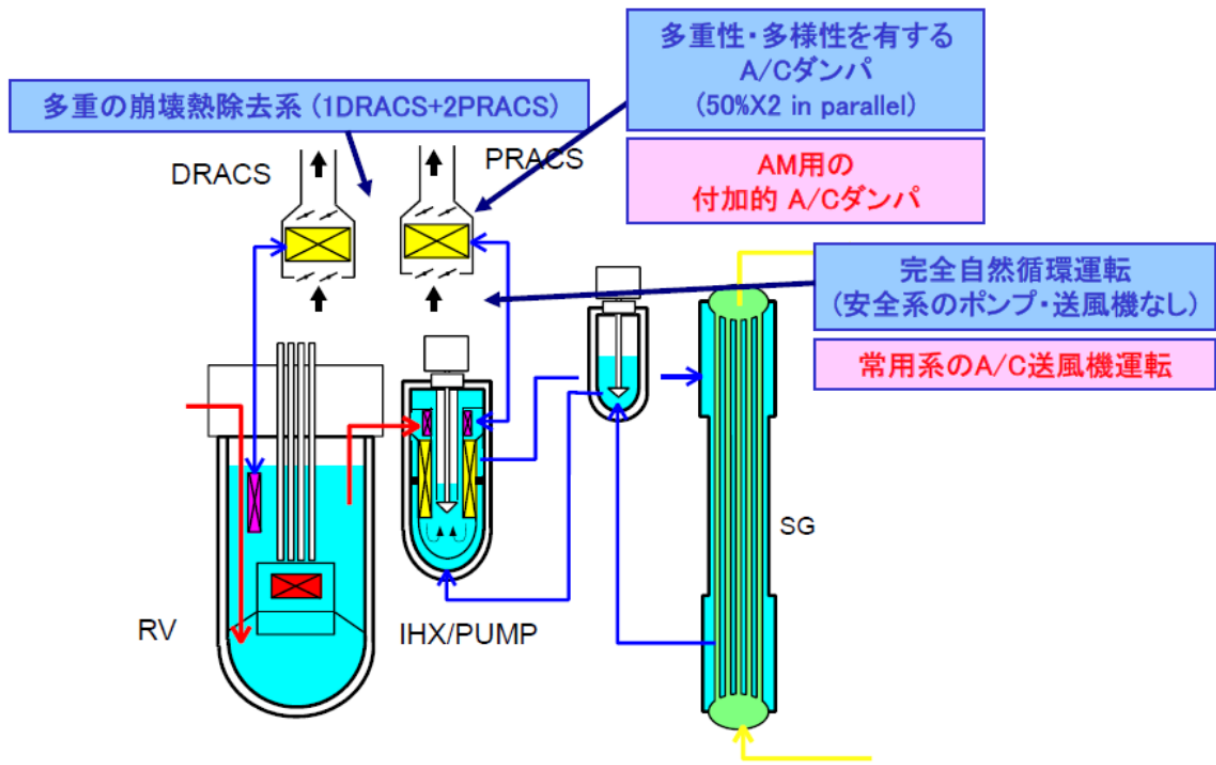


図 21 崩壊熱除去系に関する安全設計例

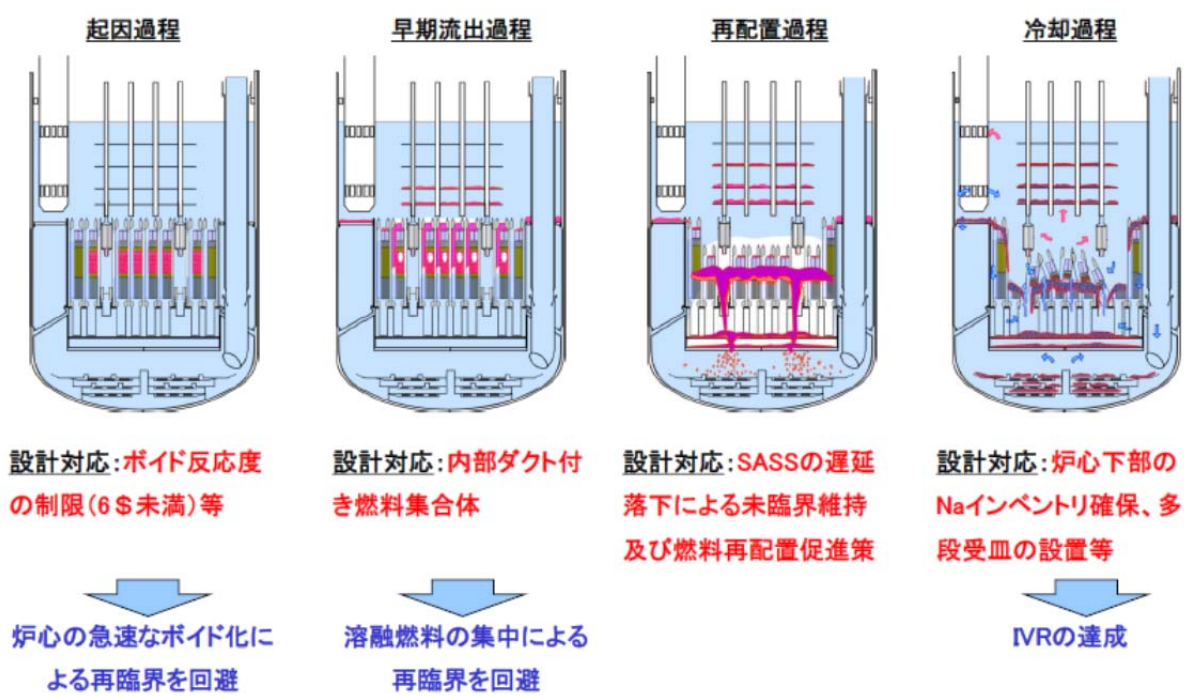


図 22 炉心損傷事故シナリオ例

出典：「日本原子力研究開発機構，日本原子力発電株式会社，“高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT プロジェクト); フェーズ I 報告書”，JAEA-Evaluation 2011-003 (2011 年 6 月) .」を基に作成

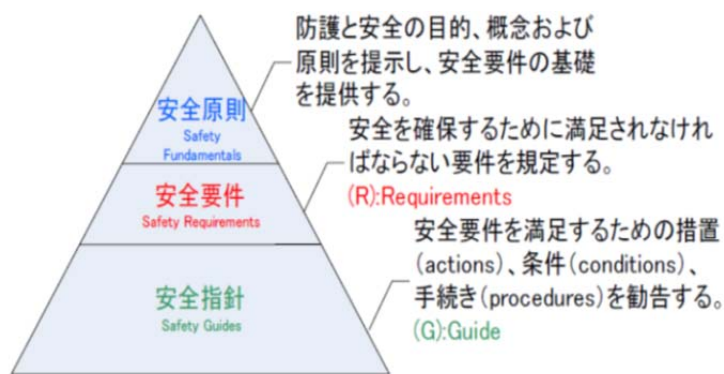


図 23 安全基準体系

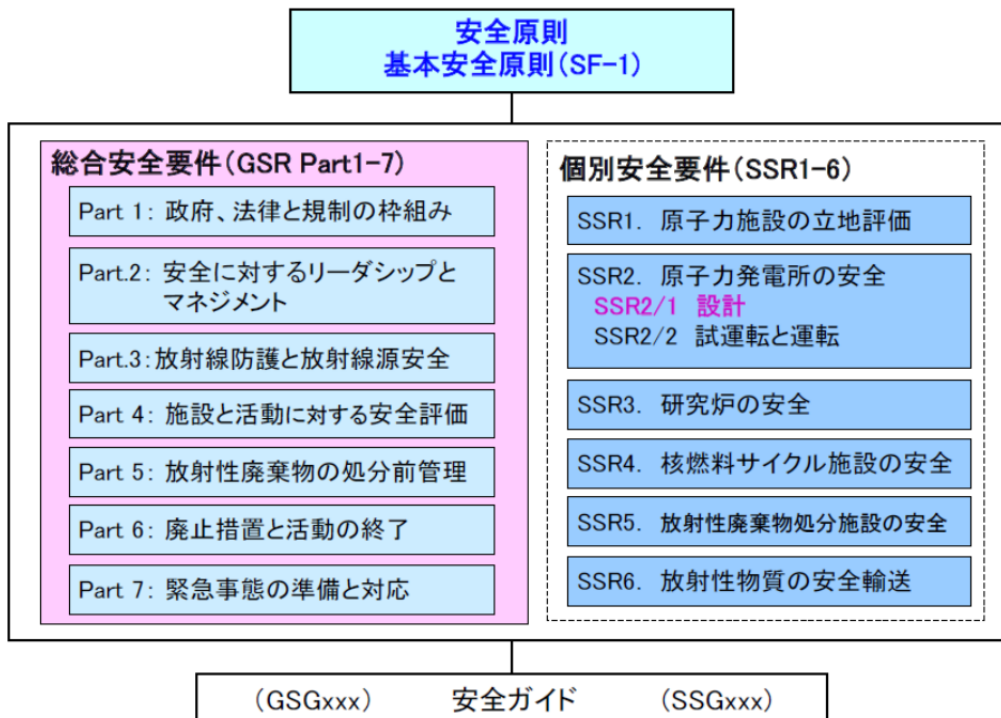


図 24 IAEA 安全基準・新体系

出典) IAEA: Long Term Structure of the IAEA Standards and Current Status²⁴⁾ に基づき作成

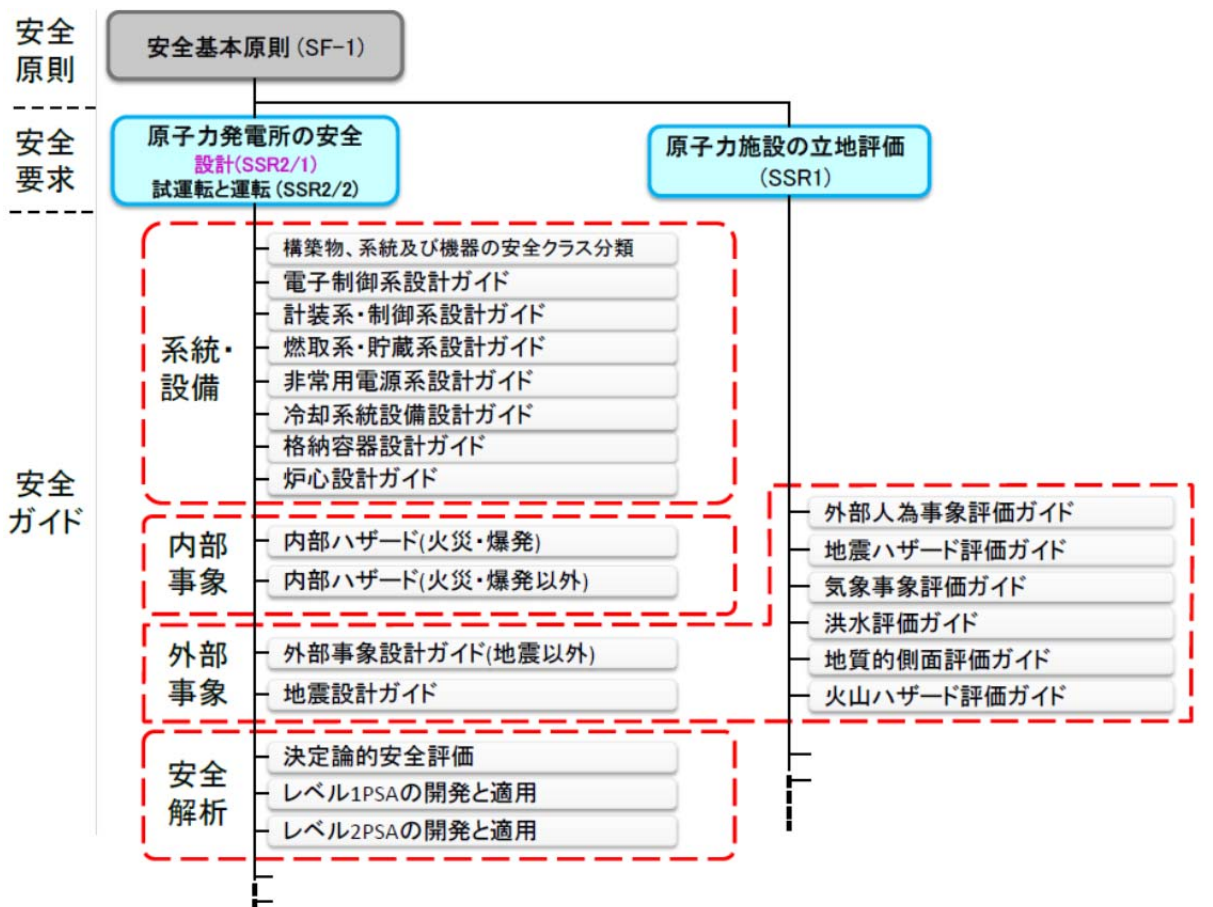


図 25 IAEA における安全基準類 (抜粋)

運転状態 Operational states		事故状態 Accident conditions			
通常運転状態 Normal operation	運転時の異常な 過渡変化 Anticipated operational occurrences (AOOs)			Beyond DBAs (BDBA)	
		DBA では明示 的に考慮され ていないが DBA に包含さ れる事故	設計基準事故 Design Basis Accidents (DBAs)	重大な炉 心損傷に 至らない BDBAs	シビアアクシ デント Severe Accidents

図 26 プラント状態 (NS-R-1 2000 版)

プラント状態 (設計で考慮するプラント状態)

運転状態 Operational states		事故状態 Accident conditions	
通常運転状態 Normal operation	運転時の異常な 過渡変化 Anticipated operational occurrences (AOOs)	設計基準事故 (Design Basis Accidents)DBAs	設計拡張状態 Design Extension Conditions (DECs)
			(シビアアクシ デントを含む) (Including Severe Accidents)

図 27 プラント状態 (SSR2/1 2011 版)

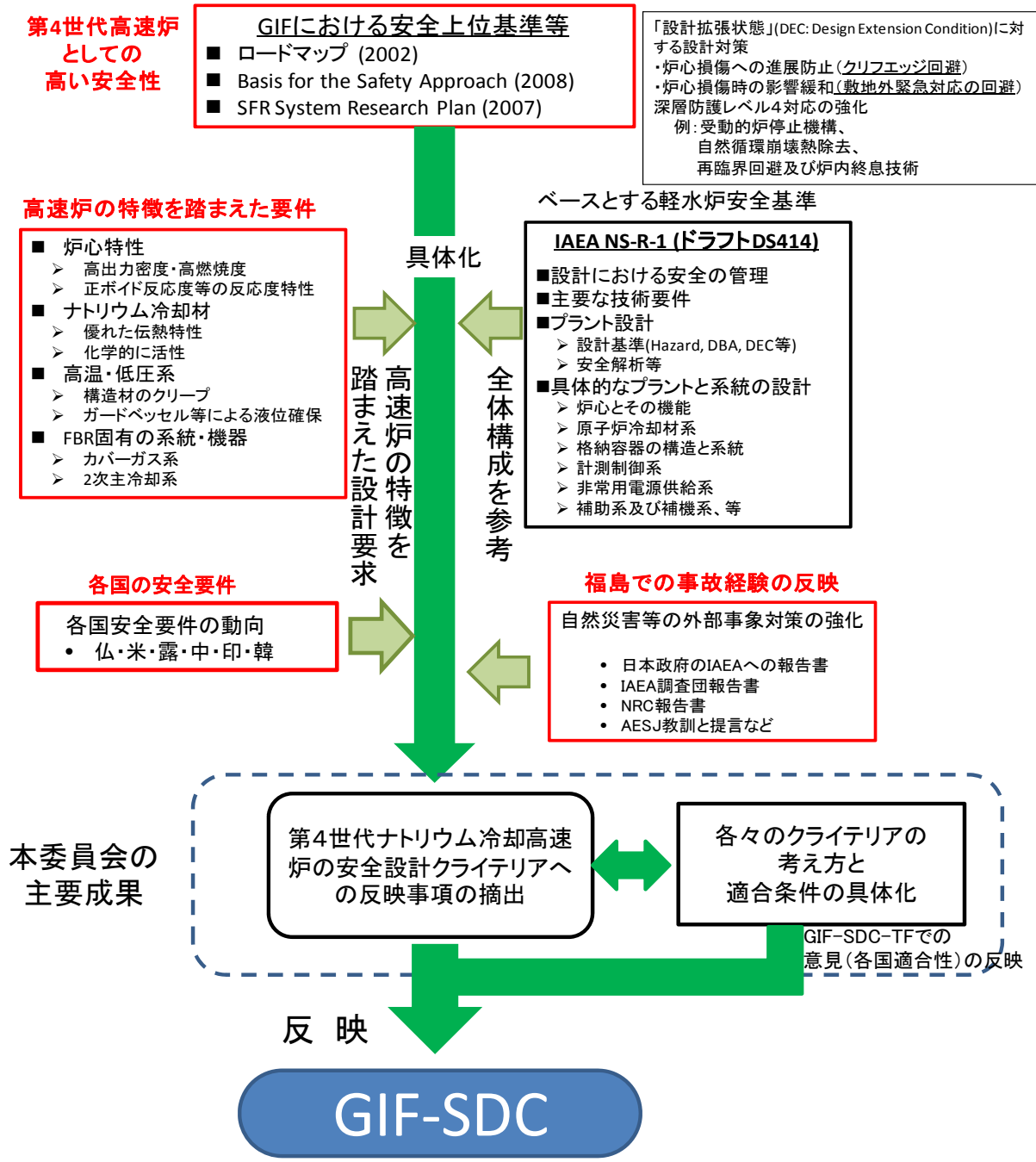


図 28 SDC 検討フロー

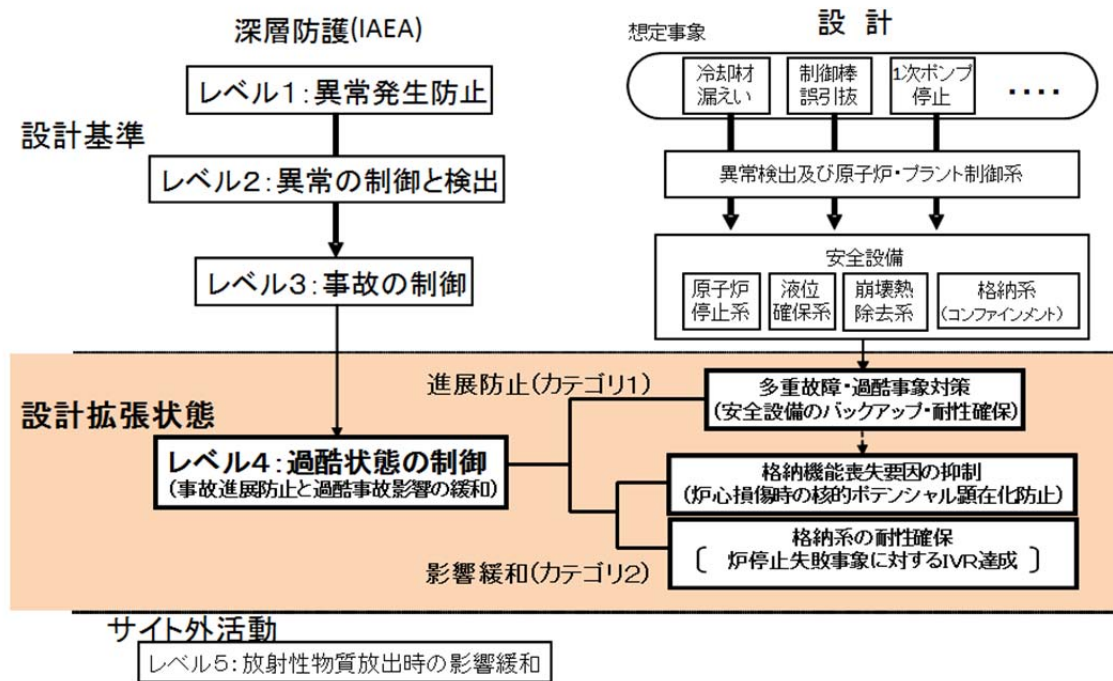


図 29 第4世代原子炉システムにおける DiD レベル4 対応の強化の考え方

Strategy	Accident prevention			Accident mitigation			
Operational state of the plant	Normal operation	Anticipated operational occurrences	Design basis and complex operating states	Severe accidents beyond the design basis	Post-severe accident situation		
Level of defence in depth	Level 1	Level 2	Level 3	Level 4	Level 5		
Objective	Prevention of abnormal operation and failure	Control of abnormal operation and detection of failures	Control of accidents below the severity level postulated in the design basis	Control of severe plant conditions, including prevention of accident progression, and mitigation of the consequences of severe accidents, including confinement protection	Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive materials		
Essential features	Conservative design and quality in construction and operation	Control, limiting and protection systems and other surveillance features	Engineered safety features and accident procedures	Complementary measures and accident management, including confinement protection	Off-site emergency response		
Control	Normal operating activities		Control of accidents in design basis	Accident management			
Procedures	Normal operating procedures		Emergency operating procedures	Ultimate part of emergency operating procedures			
Response	Normal operating systems		Engineered safety features	Special design features	Off-site emergency preparations		
Condition of barriers	Area of specified acceptable fuel design limit		Fuel failure	Severe fuel damage	Fuel melt	Uncontrolled fuel melt	Loss of confinement
Colour code	NORMAL		POSTULATED ACCIDENTS		EMERGENCY		

図 30 深層防護とプラント状態の関係

出典) IAEA INSAG-12 Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev.1⁷⁾

付録 A : 開催実績

第1回専門委員会開催報告

専門委員会名	第1回「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア」特別専門委員会
開催日時	平成23年9月2日(金) 13:15 ~ 17:00
開催場所	航空会館502会議室
参加人数	委員18名(山口主査、守田幹事、島川幹事、小竹委員、可児委員、山本委員、高田委員、遠藤委員、手塚委員、糸岡委員、松宮委員、坂場委員、植田委員、穂村委員、藤澤委員、後藤委員、与能本委員、中井委員)、常時参加者9名、オブザーバ2名
議 事	<p>1. 主査挨拶 山口主査より、日本として世界最高水準の原子力安全を達成することの意義及び本特別専門委員会の設立理由、開催期間等の説明を含む挨拶があった。</p> <p>2. 設立趣旨説明 本特別専門委員会の設立趣旨及び第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア(GIF-SDC)の整備に係る実施体制について説明があった。</p> <p>3. FaCTプロジェクト概要およびGIF動向 高速増殖炉開発に関するFaCTプロジェクトの経緯と動向、海外の高速炉開発状況及び今後のFaCT実施計画とGIFについて説明があり、議論がなされた。</p> <p>4. 国際的な安全基準の動向 IAEAの安全基準の階層と体系化、国内外の安全基準の動向、ナトリウム炉・新型炉を対象とした安全設計要求の経緯及び各国のナトリウム炉に関わる安全基準の状況について説明があり、議論がなされた。</p> <p>5. 福島事故後の国内・海外動向 福島事故後の原子力学会、原子力安全委員会、原子力安全・保安院、IAEA、米国、欧州の動向について、主に安全設計の観点から説明があり、議論がなされた。</p> <p>6. 本委員会の検討方針 本特別専門委員会での検討方針、議論の可能性のある事項、具体的進め方(工程)、GIF-SDCの検討のフローについて説明があり、議論がなされた。 第4世代炉としての高い安全性の観点から、ナトリウム冷却高速炉の特徴と福島事故の経験を踏まえて安全設計クライテリアを議論し、その考え方・要点を報告書としてまとめること及び検討成果を随時公表することで合意がなされた。</p> <p>7. その他 次回委員会は10/4開催にて調整。詳細は別途連絡。</p>
備 考	

第2回専門委員会開催報告

専門委員会名	第2回「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア」特別専門委員会
開催日時	平成23年10月4日(火) 13:15 ~ 17:15
開催場所	アキバプラザ セミナールーム2
参加人数	委員16名(山口主査、守田幹事、島川幹事、小竹委員、岡本委員、可児委員、高田委員、遠藤委員、手塚委員、松宮委員、坂場委員、植田委員、後藤委員、与能本委員、中井委員)、委員代理出席1名、常時参加者11名
議 事	<p>1. 安全設計クライテリアの検討の進め方 第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア(SDC)を構築の考え方とプロセスについて説明がなされた。</p> <p>2. IAEA 安全基準の動向 IAEAの安全基準の体系化、DS414の概要と構成、IAEA草案の主要な論点、深層防護の考え方、設計基準事故及び設計拡張状態について説明があり、議論がなされた。</p> <p>3. 福島事故の教訓 津波による福島第一及び第二原子力発電所の影響、津波直後の状況、過去に日本以外で発生した全交流電源喪失事象の例と教訓、津波後の第一原子力発電所の事象進展、現状で得られた主な技術的知見と課題、安全設計の考え方、安全規制上の問題と解決策について説明があり、議論がなされた。</p> <p>4. GIF 第4世代炉の安全確保の考え方 第4世代原子力エネルギーシステムが目指す技術的目標、安全及び信頼性に関する3つの目標、安全性確保の考え方について説明があり、議論がなされた。</p> <p>5. 高速炉の安全設計の特徴 ナトリウム冷却高速増殖炉の原子炉施設、燃料取扱い設備、シビアアクシデントの取扱いに関する説明、及び軽水炉との比較について説明があり、議論がなされた。</p> <p>6. 安全設計クライテリア第1次素案の検討 SDCの目次案と全体構成、SDCへの反映事項の抽出と整理の考え方、設計拡張状態の考え方、福島事故教訓(日本国政府報告書に記載の28項目)の反映に関する説明、及び安全設計クライテリア第1次素案について説明があり、議論がなされた。各委員は、今回提示された第1次素案に対する意見書を10/18までに幹事宛に送付することとなった。</p> <p>7. その他 報告書の作成手順として、委員全員が執筆し、全体監修は主査と幹事で行うことが確認された。また、原子力学会2012年春の年会における総合講演にて、本特別専門委員会の中間報告を行うことについて合意された。 次回委員会は11/7開催にて調整。詳細は別途連絡。</p>
備 考	

第3回専門委員会開催報告

専門委員会名	第3回「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア」特別専門委員会
開催日時	平成23年11月7日(月) 13:15 ~ 17:00
開催場所	東海大学校友会館 東海三保の間
参加人数	委員19名(山口主査、守田幹事、島川幹事、小竹委員、可児委員、橋爪委員、木倉委員、山本委員、高田委員、遠藤委員、手塚委員、糸岡委員、松宮委員、坂場委員、植田委員、後藤委員、穂村委員、与能本委員、中井委員)、常時参加者11名、オブザーバー1名
議 事	<p>1. 安全設計クライテリアの検討の進め方 第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア(SDC)構築の考え方とプロセスについて説明がなされた。</p> <p>2. 福島第一原子力発電所での事故の教訓の反映 福島第一原子力発電所での事故について、日本国政府報告書による教訓と対策案、原子力安全国際シンポジウム声明(日本原子力学会・保全学会)における分析、IAEA報告書による結論と教訓、NRC-NTTFによる勧告、SDC第1次案への反映事項について説明があり、議論がなされた。</p> <p>3. 安全設計クライテリア(SDC)第1次素案への意見に対する回答及び修正案の提示 第2回会合にて提示されたSDC第1次素案に対する委員からの意見が紹介された後、それに対する回答と修正案が説明され、議論がなされた。 特に、事象区分や深層防護の考え方、設計拡張状態(DEC)での要件、炉心損傷防止と影響緩和、ナトリウム化学反応や燃料取扱設備でのDECの考え方、再臨界エネルギー発生や原子炉容器内事象終息(IVR)に対する考え方、信頼性に関わる要件、電源喪失の要件が主要な論点として議論がなされた。 今回の議論をSDC第1次案に反映するように提案された。また、今後検討すべき事項が認識された。</p> <p>4. その他 報告書について、執筆方針、分担及び工程の確認がなされた。次回会合で報告書ドラフトを用意して確認する予定。 次回会合は平成24年1月12日開催にて調整。詳細は別途連絡。</p>
備 考	

第4回専門委員会開催報告

専門委員会名	第4回「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア」特別専門委員会
開催日時	平成24年1月12日(木) 13:15 ~ 17:30
開催場所	アキバプラザ セミナールーム2
参加人数	委員17名(山口主査、守田幹事、島川幹事、小竹委員、可児委員、木倉委員、高田委員、遠藤委員、糸岡委員、松宮委員、坂場委員、植田委員、後藤委員、西川委員、与能本委員、中井委員)、委員代理1名、常時参加者11名、オブザーバー3名
議 事	<p>1. GIF-SDC-TF 第2回会合報告 GIF-SDC-TF の背景・経緯、第2回 TF 会合での主要な議題、主要な確認事項および決定事項、全体総括と今後の予定について説明がなされた。</p> <p>2. SDC 第2次素案の検討 2.1 第1章・第2章の内容について SDC の構成として第1章は背景・動機、SDC の目的、想定ユーザー、策定方針を記載し、第2章は安全目標と安全アプローチについて記載することについて説明があり、議論がなされた。 2.2 設計拡張状態の考え方について 設計拡張状態の考え方についての基本的な考え方、SFR で考慮すべき設計拡張状態および考慮すべき事象とそれらの事象ごとについて炉心損傷防止(カテゴリー1)と格納機能確保(カテゴリー2)の考え方の説明があり、議論がなされた。局所事故と燃料取扱設備も検討対象にすべきとのコメントがあった。</p> <p>3. 報告書ドラフト確認 報告書ドラフトの内容を確認し、コメントがあれば1/17までに連絡いただきたい旨が説明された。</p> <p>4. 国内外の規制動向 等 ANS54.1 の背景、対象と WG メンバー、Safety Criteria と Design Process の主な内容、安全目標、Safety Criteria、Design Process など ANS54.1 の状況について説明され、議論があった。 また、福島第一原子力発電所事故後の動向について、国内では日本原子力学会、原子力安全委員会、国内ストレステストの最近の動向が説明され、海外では米国原子力規制委員会、欧州ストレステストなどの最近の動向が説明され、議論があった。 JSFR を対象とした外部事象に対する安全性の考え方として、外部事象に対する設計拡張状態の考え方および拡張状態条件の設定の考え方、考慮すべき事象の選定方法、ハザード曲線を用いた設計拡張状態の設定の具体例等が説明され、議論された。</p> <p style="text-align: center;">次回会合は平成24年4月下旬開催にて調整予定。詳細は別途連絡。</p>
備 考	

付録 B : 安全設計クライテリア第 1 次案

SDC for Gen-IV SFR (2011/11/7)			Modification from DS-414	
Title & Criterion	SDC Revised 1st Proposal to AESJ, DS-414 (Rev28b) Contents		Orientation	Category
章および要求	SDC 文	翻訳版	改定の方向性	改定分類
			1: GIF GRM & BSA 2: SFR specific 3: Fukushima	○: 原文通り △: 一部修正 ×: 不適/削除 +: 追加
1. INTRODUCTION		GIF において、SFR を対象として SDC 構築活動が開始された背景と経緯、SDC の目的、SDC 策定方針について記述。		
2. APPLYING THE SAFETY OBJECTIVE, SAFETY PRINCIPLES AND CONCEPTS	Safety and Reliability-1 Generation IV nuclear energy system operations will excel in safety and reliability. Safety and Reliability-2 Generation IV nuclear energy systems will have a very low likelihood and degree of reactor core damage. Safety and Reliability-3 Generation IV nuclear energy systems will eliminate the need for offsite emergency response.	GIF の安全目標と安全アプローチ (GIF ロードマップ、基本的安全アプローチレポート) について記述。以下の安全目標を含む文章とする。 安全性と信頼性-1 第4世代原子力エネルギーシステムの運転は、安全と信頼性において優れたものになる。 安全性と信頼性-2 第4世代原子力エネルギーシステムは、炉心損傷の起こりやすさやその程度はとも低いものになる。 安全性と信頼性-3 第4世代原子力エネルギーシステムは、サイト外緊急時対応の必要性を排除する。		
3. MANAGEMENT OF SAFETY IN DESIGN		3. 設計における安全の管理		
Criterion 1: Responsibilities in the management of safety in plant design		要件 1: プラント設計における安全管理の責任		○
	An applicant for a licence to construct and/or operate a nuclear power plant shall be responsible for ensuring that the design submitted to the regulatory body meets all applicable safety requirements.	原子力発電所を建設または運転の許可を申請する者は、規制機関に提出する設計が、すべての適用安全要件を満たすことを確保する責任を持たなければならない。		○
	3.1 All organizations, including the design organization ² , engaged in activities important to the safety of the design of a nuclear power plant shall be responsible for ensuring that safety matters are given the highest priority.	3.1 原子力発電所の設計を含む安全上重要な活動に従事するすべての組織は、安全が最大の重要事項であると確約する責任を持たなければならない。		○
Criterion 2: Management system for the plant design ³		要件 2: プラント設計に関する管理システム		○
	The design organization shall establish and implement a management system for ensuring that all safety requirements established for the design of	設計に関与する組織は、プラント設計のために定められたすべての安全目的が、すべての設計段階で考慮および実施され、最終設計を満たすことを		○

	the plant are considered and implemented in all phases of the design process and that they are met in the final design.	確保する管理システムを定め、かつ実施しなくてはならない。		
	3.2. The management system shall include provisions for ensuring the quality of design of each structure, system and component, as well as the overall design of the nuclear power plant, at all times. This includes the means for the identification and correction of design deficiencies, for checking the adequacy of the design, and for the control of design changes.	3.2 管理システムは、全体的な原子力発電所の設計とともに、構築物、系統および機器それぞれの設計品質を常に確保するために、規定を含めなければならない。これには、設計の欠陥を明確にして是正する方法、設計の妥当性を確認する方法、さらに設計変更を管理する方法がある。		○
	3.3. The design of the plant, including subsequent changes, modifications or safety improvements, shall be in accordance with established procedures that call on appropriate engineering codes and standards, and that incorporate relevant requirements and design bases. Interfaces shall be identified and controlled.	3.3 プラント設計は、その後の変更、改造または安全強化を含めて、適切な設計コードと基準を使用し、また関連する要件と設計基準を取り入れて確立された要領に従って行わなければならない。取合い条件を明確にし、それを管理しなければならない。		○
	3.4. The adequacy of the plant design, including design tools and design inputs and outputs, shall be verified and validated by individuals or groups separate from those who originally performed the design work. Verification, validation and approval of the plant design shall be completed as soon as is practicable in the design and construction process, and in any case before operation of the plant is commenced.	3.4 設計ツールと設計の入出力を含めたプラント設計について、当初の設計活動に関与した者・グループとは別の者・グループが検証し、その妥当性を確認しなければならない。プラント設計の検証、妥当性評価および承認を、設計と建設のプロセスにおいて、実行可能な限り早く、少なくともそのプラントの運転開始前に、完了しなければならない。		○
Criterion 3: Safety of the plant design throughout the plant lifetime		要件 3: プラントの寿命期間を通してのプラント設計における安全		○
	The operating organization shall establish a formal system for ensuring the continuing safety of the plant design throughout the plant lifetime.	運転組織は、プラント設計の持続的な安全を、その寿命期間を通して確保するための正式なシステムを設けていなければならない。		○
	3.5. The formal system for ensuring the continuing safety of the plant design shall include a formally designated entity for the safety of the plant design within the operating organization's management system. Tasks that are assigned to external organizations (referred to as responsible designers) for the design of specific parts of the plant shall be taken into account in the arrangements.	3.5 持続的なプラント設計の安全を確保するための公のシステムは、プラント設計の安全に関する正式に任命した組織を、運転組織の管理システム内に含めなければならない。プラントの特定の部分の設計について外部組織（設計責任者と呼ぶ）に委託した業務を、この取り決めで考慮しなければならない。		○
	3.6. The formally designated entity shall ensure that the plant design meets the acceptance criteria for safety, reliability and quality in accordance with relevant national and international codes and standards, laws, regulations and jurisdictional requirements. A series of tasks and functions shall be established and implemented to ensure the following:	3.6. 正式に任命された組織は、そのプラント設計が、関連する国内のまた国際的な規格と基準、法律、規則、さらに法的要件に従った、安全性、信頼性および品質に関する許容基準を満足することを確保しなければならない。以下の事項を確保するために、一連の業務と任務を確立しまた実施しなければならない。		○
	(1) that the plant design is fit for purpose and meets the requirement for the optimization of protection and safety by keeping radiation risks as low as reasonably achievable	(1) プラントの設計は目的に適合し、放射能の危険性を合理的に達成できるかぎり低く保つことにより、防護と安全の最適化に関する要件を満たす。		○
	(2) that the design verification, definition of engineering codes and standards and requirements, use of proven engineering practices, provision for feedback of information on construction and experience, approval of key engineering	(2) 設計検証、設計コードと基準と要件の定義づけ、実証済み設計手法の使用、設計や経験に情報を反映する措置、主要な設計図書の承認、安全評		○

	documents, conduct of safety assessments and maintaining a safety culture are included in the formal system for ensuring the continuing safety of the plant design;	価の実施、さらに安全文化の維持などが、プラント設計の安全継続を確保するための公の組織に含まれる。		
	(3) that the knowledge of the design that is needed for safe operation, maintenance (including adequate intervals for testing) and modification of the plant is available, that this knowledge is maintained up to date by the operating organization, and that due account is taken of past operating experience and validated research findings;	(3) プラントの安全運転、保守(試験の適切な間隔を含め)および改造に必要な設計の知見が利用できること、運転組織がその知見を最新のものに維持すること、過去の運転経験と妥当性が確認された研究成果を十分に考慮すること。		○
	(4) that management of design requirements and configuration control are maintained;	(4) 設計要件と構成管理が管理されていること。		○
	(5) that the necessary interfaces with responsible designers and suppliers engaged in design work are established and controlled;	(5) 設計責任者と設計業務に従事する供給者との必要な接点が確立して管理されていること。		○
	(6) that the necessary engineering expertise and scientific and technical knowledge are maintained within the operating organization;	(6) 必要な工学的専門知識と科学的また技術的な知識を運転組織内で維持すること。		○
	(7) that all design changes to the plant are reviewed, verified, documented and approved;	(7) プラントに関する設計変更のすべての審査、検証、文書化、さらに承認を実行すること。		○
	(8) that adequate documentation is maintained to facilitate future decommissioning of the plant.	(8) 将来的なプラントの廃止措置を実施しやすいようにするために、適切な図書を保存すること。		○
	4. PRINCIPAL TECHNICAL REQUIREMENTS	4.主要な技術要件		
Criterion 4: Fundamental safety functions		要件 4: 基本的安全機能		○
	Fulfilment of the following fundamental safety functions for a nuclear power plant shall be ensured for all plant states:	次の原子力発電所に対する基本的な安全機能を、すべてのプラント状態で達成することが、確保されなければならない。		○
	(1) control of reactivity;	(1)反応度の制御		○
	(2) removal of heat from the reactor and from the fuel store;	(2)原子炉と燃料貯蔵からの熱の除去		○
	(3) confinement of radioactive material, shielding against radiation and control of planned radioactive releases, as well as limitation of accidental radioactive releases.	(3) 放射性物質の閉じ込め、放射線に対する遮へい、さらに、事故による放射能の放出の制限とともに計画された放射能の放出の管理、		○
	4.1. A systematic approach shall be taken to identifying the items important to safety that are necessary to fulfil the fundamental safety functions and to identifying the inherent features that are contributing to fulfilling or that are	4.1 すべてのプラント状態で、基本的な安全機能を達成するために必要な安全上重要な設備を特定すること、および基本的な安全機能の達成に寄与、または影響を与える固有の特性を特定すことに対し、体系的な取り組み		○

	affecting the fundamental safety functions in all plant states.	を行わなければならない。		
	4.2. Means of monitoring the status of the plant shall be provided for ensuring that the required safety functions are fulfilled.	4.2. プラントの状況を監視する手段を、必要な安全機能が必ず達成されることを確保するために備えなければならない。		○
Criterion 5: Radiation protection⁴		要件 5:放射線防護		○
	The design of a nuclear power plant shall be such as to ensure that radiation doses to workers at the plant and to members of the public do not exceed the dose limits; that they are kept as low as reasonably achievable in operational states for the entire plant lifetime; and that they remain below acceptable limits and as low as reasonably achievable in and following accident conditions.	原子力発電所の設計は、プラントの作業者と公衆の構成員への放射線量が線量限度を超えないこと、すなわち全発電寿命内において運転状態時の放射線量が合理的に達成可能な限り低く保たれること、および事故の状態や事故の状態の後においても放射線量が許容限界を下回り合理的に達成可能な限り低く保たれること確保するものでなければならない。		○
	4.3. The design shall be such as to ensure that plant states that could lead to high radiation doses or large radioactive releases are practically eliminated (see footnote 1), and that there are no or only minor potential radiological consequences for plant states with a significant likelihood of occurrence.	4.3 設計は、高い放射線や多量の放射能を放出するプラントの状態が実質的に除去され(脚注 1 参照)、また発生する可能性が大きいプラントの状態の放射線の影響の可能性がゼロか、極めて小さいことを確保するものでなければならない。		○
	4.4. Acceptable limits for radiation protection associated with the relevant categories of plant states shall be established, consistent with the regulatory requirements.	4.4. プラントの状態の関連カテゴリーに伴う放射線防護に関する許容限界は、規制要件と一致しなければならない。		○
Criterion 6: Design for a nuclear power plant		要件 6:原子力発電プラントの設計		○
	The design for a nuclear power plant shall ensure that the plant and items important to safety have the appropriate characteristics to ensure that safety functions can be performed with the necessary reliability, that the plant can be operated safely within the operational limits and conditions for the full duration of its design life and can be safely decommissioned, and that impacts on the environment are minimized.	原子力発電所の設計では、必要とされる信頼性をもって安全機能を果たすことができ、その設計寿命の全期間を通して、運転限界と条件内でプラントが安全に運転でき、安全な廃炉措置が可能で、ならびに環境への影響を最小に留めることを確保するために、プラントと安全上重要な設備に適切な特性を持たせることを確保しなければならない。		○
	4.5. The design for a nuclear power plant shall be such as to ensure that the safety requirements of the operating organization, the requirements of the regulatory body and the requirements of relevant legislation, as well as applicable national and international codes and standards, are all met, and that due account is taken of human capabilities and human limitations and of factors that could influence human performance. Adequate information on the design shall be provided for ensuring the safe operation and the maintenance of the plant, and to allow subsequent plant modifications to be made. Recommended practices shall be provided for incorporation into the administrative and operational procedures for the plant (i.e. the operational limits and conditions).	4.5. 原子力発電所の設計は、適用される国内のまた国際的な規格と基準とともに、運転組織の安全要件、規制当局の要件および関連する法規の要件をすべて満たし、人の能力と人の限界、および、人の行動に影響を与える可能性のある要因について、十分考慮したものでなければならない。設計についての情報を十分に提示し、プラントの安全な運転と保守を確保しまたその後の改造ができるようにしなければならない。推奨する方法を、プラントの管理と運転の要領に取り入れるために提示しなければならない(すなわち、運転の限度と条件)。		○
	4.6. The design shall take due account of relevant available experience that has been gained in the design, construction and operation of other nuclear power	4.6 設計では、他の原子力発電所の設計、建設と運転で得られた関連する利用ができる経験と、関連する研究プログラムの成果を十分に考慮しなけれ		○

	plants and of the results of relevant research programmes.	ばならない。		
	4.7. The design shall take due account of the results of deterministic safety analyses and probabilistic safety analyses to ensure that due consideration has been given to the prevention of accidents and the mitigation of their consequences.	4.7.設計では、事故の防止とその影響の緩和が十分に検討されてきたことを確保するために、決定論的安全解析と確率論的安全解析の結果を十分に考慮しなければならない。		○
	4.8. The design shall be such as to ensure that the generation of radioactive waste and discharges are kept to the minimum practicable levels in terms of both activity and volume, by means of appropriate design measures and operational and decommissioning practices.	4.8. 設計は、適切な設計上の対策と運転および廃止措置の方法によって、放射性廃棄物の発生と放出を、放射能と体積の両方について実行可能な最小限レベルに留めることを確保するものでなければならない。		○
Criterion 7: Application of defence in depth		要件7:深層防護の適用		○
	The design of a nuclear power plant shall incorporate defence in depth. The levels of defence in depth shall be independent as far as is practicable.	原子力発電所の設計では、深層防護を採用しなければならない。深層防護のレベルは、実行可能な限り独立してなければならない。		○
	The design for the Generation IV nuclear system shall be such that the DiD level 4 shall be enforced and the associated safety design for prevention and mitigation of significant core degradation and of significant fuel failures during fuel handling and storage shall be incorporated, in order to eliminate the need for offsite emergency response.	サイト外緊急時対応の必要性を排除するため、第4世代原子力システムの設計はDiDレベル4が強化され、重大な炉心損傷と燃料取扱および貯蔵中における重大な燃料破損の防止及び影響緩和のための関連する安全設計が組み込まれなければならない。	1,3	+
	4.9. The defence in depth concept shall be applied to provide several levels of defence that are aimed at preventing consequences of accidents that could lead to harmful effects on people and the environment and ensuring that appropriate measures are taken for protection of people and the environment and for the mitigation of consequences in the event that prevention fails.	4.9. 人と環境に有害な影響を引き起こす可能性のある事故の影響を防止し、また人と環境の保護と防止できない場合の影響の緩和に関する適切な措置がとられることを確保することを狙った、幾つかの防護レベルを備えるために、深層防護の概念を適用しなければならない。		○
	4.10. The design shall take due account of the fact that the existence of multiple levels of defence is not a basis for continued operation in the absence of one level of defence. All levels of defence in depth shall be kept available at all times, and any relaxations shall be justified for specific modes of operation.	4.10. 多重の防護レベルが備わっていても、一つの防護レベルが欠けた状態で連続運転を行う根拠にはならないという事実を、設計では十分に考慮しなければならない。すべての深層防護レベルが常に利用できるようにしてなければならない。また防護レベルの程度を緩めるのであれば、特定の運転モードについて妥当性を示さなければならない。		○
	4.11. The design:	4.11. 設計:		○
	(1) shall provide for multiple physical barriers to the release of radioactive material to the environment;	(1) 放射性物質の環境への放出に対する多重の物理的障壁を備えなければならない。		○
	(2) shall be conservative for the operational states and the design basis accidents, and the construction shall be of high quality, to provide assurance that failures and deviations from normal operation are minimized, that accidents are prevented as far as is practicable and that a small deviation in a plant parameter does not lead to a cliff edge effect ⁵ ;	運転状態及び設計基準事故に対する設計は保守的なものとし、また建設は、故障と通常運転からの逸脱を最小に留め、事故を実行可能な限り防止し、さらにプラントパラメータの僅かな逸脱が極めて異常な状態に進展するクリフエッジ効果(cliff edge effect)を生じないように、高い品質のもので、これらの有効性を確保しなければならない。		○
(3) shall provide for the control of plant behaviour by means of inherent and engineered features; such that failures and deviations from normal operation requiring actuation of safety systems are minimized or excluded by design to the extent possible;	(3)安全系の作動を必要とする故障および通常運転からの逸脱が設計により可能な程度まで小さくするか排除されるように、固有の特性と工学的施設によって、プラントの挙動を制御しなければならない。		○	

	(4) shall provide for supplementing the control of the plant by means of automatic actuation of safety systems, such that failures and deviations from normal operation that exceed the capability of control systems can be controlled with a high level of confidence, and the need for operator actions in the early phase of these failures or deviations from normal operation is minimized;	(4) 制御系の能力を超える故障および通常運転からの逸脱が、高いレベルの信頼性をもって制御できるように、ならびに早い段階での故障や通常運転からの逸脱時における運転員操作の必要性が最小になるように、安全系の自動作動手段により、プラントの制御を補完しなければならない。		○
	(5) shall provide for systems, structures and components and procedures to control the course of and as far as is practicable to limit the consequences of failures and deviations from normal operation that exceed the capability of safety systems;	(5)安全系の能力を超える故障や通常運転からの逸脱の進展を阻みならびに実行可能な限りその影響を制御する、系統、構築物、機器および要領を備えなければならない。		○
	(6) shall provide multiple means for ensuring that each of the fundamental safety functions is performed, thereby ensuring the effectiveness of the barriers and mitigating the consequences of any failure or deviation from normal operation.	(6) 個々の基本的な安全機能が発揮されることを確保する多重の手段を備えなければならない。それにより障壁の有効性を確保し、故障または通常運転からの逸脱の影響を緩和する。		○
	(7) shall be such that, as the Generation IV nuclear system, passive safety features on shutdown and cooling, —and inherent safety characteristics of the core, fuel, and plant systems shall be incorporated in the safety system designs, in order to excel in safety and reliability.	(7) 安全性と信頼性を優れたものとするため、第4世代原子力システムとして、原子炉停止や冷却に関する受動的な安全機能設備と炉心、燃料、プラントシステム固有の安全特性が、安全設計において組み込まなければならない。	1	+
	4.12. To ensure that the concept of defence in depth is maintained, the design shall prevent as far as is practicable:	4.12 深層防護の概念を確保するために、深層防護の設計で実行可能な限り以下の事項を防止しなければならない。		○
	(1) challenges to the integrity of physical barriers;	(1) 物理的障壁の健全性に影響を及ぼす危険		○
	(2) failure of one or more barriers;	(2) 1つまたはそれ以上の障壁の故障		○
	(3) failure of a barrier as a consequence of a failure of another barrier;	(3) 1つの障壁が故障した結果生じる別の障壁の故障		○
	(4) the possibility of harmful consequences of errors in operation and maintenance.	(4) 運転中や保守中の過誤による有害な結果の可能性		○
	4.13. The design shall be such as to ensure as far as is practicable that the first, or at most the second, level of defence is capable of preventing an escalation to accident conditions for all failures or deviations from normal operation that are likely to occur over the operating lifetime of the nuclear power plant.	4.13. 設計は、実行可能な限り、第1の防護レベルで、または悪くても第2の防護レベルで、すべての故障や原子力発電プラントの運転寿命を通して生じる可能性がある通常運転からの逸脱が事故の状態へ進展することを防止することができるようなものでなければならない。		○
Criterion 8: Interfaces of safety with security and safeguards		要件 8: セキュリティと安全保障措置との安全のインターフェイス		○
	Safety measures, nuclear security measures and arrangements for the State system of accounting for, and control of, nuclear material for a nuclear power plant shall be designed and implemented in an integrated manner so that they do not compromise one another.	安全措置、核セキュリティ上の措置および原子力発電所の核物質の管理と責任を持つ国家制度の取り決めは、統合した方法で設計しまた実施して、それぞれが損なわないようにしなければならない。		○
Criterion 9: Proven engineering practices		要件 9: 実証済みの設計方法		○
	Items important to safety for a nuclear power plant shall be designed in accordance with the relevant national and international codes and standards.	原子力発電所の安全上重要な設備を、関連する国内および国際的な規格と基準に従って設計しなければならない。		○
	4.14. Items important to safety for a nuclear power plant preferably shall be of a design that has previously been proven in equivalent applications, and if not shall be items of high quality and of a technology that has been qualified and tested.	4.14. 原子力発電所の安全上重要な設備は、同様な用途でそれまでに実証された設計のものであるか、もしそうでないならば認定と試験をされた高品質の技術を採用したものでなければならない。		○

	4.15. National and international codes and standards that are used as design rules for items important to safety shall be identified and evaluated to determine their applicability, adequacy and sufficiency, and shall be supplemented or modified as necessary to ensure that the quality of the design is commensurate with the associated safety function.	4.15. 安全上重要な設備に設計規則として使用する国内のまた国際的な規格と基準を明確にし、それらの適用性、妥当性および十分性について評価し、さらに、必要に応じて補足した修正して、その設計の最終品質が関連する安全機能に釣合ったものになるようにしなければならない。		○
	4.16. Where an unproven design or feature is introduced or where there is a departure from an established engineering practice, safety shall be demonstrated by means of appropriate supporting research programmes, performance tests with specific acceptance criteria or the examination of operating experience from other relevant applications. The new design or feature or new practice shall also be adequately tested to the extent practicable before being brought into service, and shall be monitored in service to verify that the behaviour of the plant is as expected.	4.16. 実証されていない設計や設備や確立された設計方法から逸脱した方法を採用するときは、それらを裏付ける適切な研究プログラム、具体的な許容基準での性能試験、もしくは他の関連する用途で得られた運転経験の調査により、十分安全であることを実証しなければならない。新たな設計、または特長もしくは新たな事例は、現実的に可能な限り、使用する前に試験し、またプラントの挙動が予想と同じであることを検証するために、供用中に監視しなければならない。		○
Criterion 10: Safety assessment⁶		要件 10:安全評価		○
	Comprehensive deterministic safety assessments and probabilistic safety assessments shall be carried out throughout the design process for a nuclear power plant to ensure that all safety requirements on the design of the plant are met throughout all stages of the plant lifetime, and to confirm that the design as delivered meets requirements for manufacture and for construction, and as built, as operated and as modified.	包括的な決定論的安全評価と確率論的安全評価を原子力発電所の設計プロセスの全体において実行し、プラント設計に関するすべての安全要件がプラントの寿命期間の全段階にわたって満足することを確保し、またその設計が製造および建設に関する要件と建設後の運転中および改造後の要件を満足することを確認しなければならない。		○
	4.17. The safety assessment shall be commenced at an early point in the design process, with iteration between design activities and confirmatory analytical activities, and shall increase in scope and level of detail as the design programme progresses.	4.17. この安全評価は、設計プロセスの早期に開始しなければならない、設計作業と確認のための解析作業とを繰り返し、設計が進展するにつれてその範囲を広げまた詳細さのレベルを高めなければならない。		○
	4.18. The safety assessment shall be documented in a form that facilitates independent evaluation.	4.18. この安全評価の内容を、第3者が容易に評価できる形の文書にしなければならない。		○
Criterion 11: Provision for construction		要件 11:建設のための備え		○
	Items important to safety in a nuclear power plant shall be designed so that they can be manufactured, constructed, assembled, installed and erected in accordance with established processes that ensure the achievement of the design specifications and the required level of safety.	原子力発電所の安全上重要な設備は、設計仕様および必要な安全レベルが確保できるように確立されたプロセスに従って、製造、建設、組立、設置、さらに起動が達成されるように設計しなければならない。		○
	4.19. In the provision for construction and operation, due account shall be taken of relevant experience that has been gained in the construction of other similar plants and their associated structures, systems and components. Where best practices from other relevant industries are adopted, such practices shall be shown to be appropriate to the specific nuclear application.	4.19. 建設と運転の対策では、他の類似のプラントと関連する構築物、系統および機器の建設で得られた関連する経験を十分に考慮しなければならない。他の関連産業における良好事例を採用する場合は、そのような事例が特定の原子力の用途に適切なものであることを実証しなければならない。		○
Criterion 12: Features		要件 12:容易に放射性廃棄物管理と廃止措置を講じる方法		○

to facilitate radioactive waste management and decommissioning				
	Special consideration shall be given at the design stage of a nuclear power plant to the incorporation of features to facilitate radioactive waste management and the future decommissioning and dismantling of the plant.	放射性廃棄物管理、最終的な廃止措置およびプラントの解体を容易にするための方法について、原子力発電所の設計段階において、特別な配慮をしなければならない。		○
	4.20. In particular, the design shall take due account of:	4.20. 特に設計では、以下の点について十分考慮しなければならない。		○
	(1) the choice of materials, so that amounts of radioactive waste will be minimized to the extent practicable and decontamination will be facilitated;	(1) 放射性廃棄物の発生量を実現可能な範囲で最小限に留められるように、また除染しやすいように、材料の選定を行う		○
	(2) the access capabilities and the means of handling that might be necessary;	(2) 必要なアクセスができることとその手段		○
(3) the facilities necessary for the treatment and storage of radioactive waste generated in operation and provision for managing the radioactive waste generated in the future decommissioning of the plant.	(3) 運転中に発生する放射性廃棄物の処理と保管に必要な施設とプラントの今後の廃止措置において発生する放射性廃棄物の管理対策		○	
5. GENERAL PLANT DESIGN		5.一般プラント設計		
DESIGN BASIS		設計基準		
Criterion 13: Categories of plant states		要件 13:プラントの状態の分類		○
	Plant states shall be identified and shall be grouped into a limited number of categories primarily on the basis of their frequency of occurrence at the nuclear power plant.	原子力発電所のプラントの状態は、主にそれらの発生頻度に基づいて特定し、一定の数に分類しなければならない。		○
	5.1. The plant states shall typically cover:	5.1. プラントの状態は、典型的には次のようであらなければならない。		○
	(1) normal operation;	(1) 通常運転		○
	(2) anticipated operational occurrences, which are expected to occur over the lifetime of the plant;	(2) プラントの存続期間において生じると予想される、運転時に予想される過渡変化		○
	(3) design basis accidents;	(3) 設計基準事故		○
	(4) design extension conditions including accidents with significant degradation of the reactor core.	(4) 著しい炉心損傷を伴う事故を含む、設計拡張状態		○
5.2. Criteria shall be assigned to each plant state such that frequently occurring plant states shall have no, or only minor, radiological consequences and plant states that could give rise to serious consequences shall have a very low frequency of occurrence.	5.2. それぞれのプラントの状態に対して基準を設定しなければならない。設定に際しては、発生頻度の高いプラントの状態は放射線の影響がないかまたはわずかなものとなるようにしなければならない、また重大な影響に進展する可能性のあるプラントの状態の発生頻度は極めて低くなるようにしなければならない。		○	
Criterion 14: Design basis for items important to safety		要件 14:安全上重要な設備の設計基準		○
	The design basis for items important to safety shall specify the necessary capability, reliability and functionality for the relevant operational states, for accident conditions and for conditions arising from internal and external hazards, to meet the specific acceptance criteria over the lifetime of the	原子力発電所の安全上重要な設備の設計基準において、原子力発電所のプラントの存続期間における特定の許容基準を満たすために、関連のある運転状態、事故状態、および内部および外部の危険事象によって生じる		○

	nuclear power plant.	状態に対処するために、必要な能力と信頼性、機能性を定めなければならない。		
	5.3. The design basis for each item important to safety shall be systematically justified and documented. The documentation shall provide the necessary information for the operating organization to operate the plant safely.	5.3. それぞれの安全上重要な設備に対する設計基準を、体系的に正当化し、文書化しなければならない。この文書には、運転組織がプラントを安全に運転するために必要な情報が記載されていなければならない。		○
Criterion 15: Design limits		要件 15:設計限界		○
	A set of design limits consistent with the key physical parameters for each item important to safety for the nuclear power plant shall be specified for all operational states and for accident conditions.	原子力発電所の個々の安全上重要な設備ごとに、その重要な物理パラメータと整合の取れた設計限界一式を、すべての運転状態と事故の状態に対して定めなければならない。		
	5.4. The design limits shall be specified and shall be consistent with relevant national and international standards and codes, as well as with relevant regulatory requirements.	5.4. この設計限界は、関連する規制上の要件とともに、規定され、関連する国内のまた国際的な基準および法規と一貫したものでなければならない。		○
Criterion 16: Postulated initiating events		要件 16:想定起因事象		○
	The design for the nuclear power plant shall apply a systematic approach to identifying a comprehensive set of postulated initiating events such that all foreseeable events with the potential for serious consequences and all foreseeable events with a significant frequency of occurrence are anticipated and are considered in the design.	原子力発電所の設計では、重大な影響を与える可能性のあるすべての予測できる事象や著しい発生頻度のすべての予測できる事象を予想しつくし、また、設計で検討しつくすように想定起因事象を包括的に明確にする、体系的な方法を用いなければならない。		○
	5.5. The postulated initiating events shall be identified on the basis of engineering judgement and a combination of deterministic assessment and probabilistic assessment. A justification of the extent of usage of deterministic safety analyses and probabilistic safety analyses shall be provided to show that all foreseeable events have been considered.	5.5. この想定起因事象は、工学的判断と、決定論的評価および確率論的評価を組み合わせた根拠に基づいて特定されなければならない。決定論的安全解析と確率論的安全解析を使用する範囲の正当性を示す理由では、予測できる事象がすべて考慮されていることを示さなければならない。		○
	5.6. The postulated initiating events shall include all foreseeable failures of structures, systems and components of the plant, operating errors and possible failures arising from internal and external hazards, whether in full power, low power or shutdown states.	5.6. 想定起因事象には、プラントが全出力、低出力または停止状態であっても、プラントの構築物、系統および機器のすべての予測できる故障、運転過誤、ならびに内部および外部の危険から生じる可能性のある故障を含めなければならない。		○
	5.7. An analysis of the postulated initiating events for the plant shall be made to establish the preventive measures and protective measures that are necessary to ensure that the required safety functions will be performed.	5.7. 求められる安全機能が確実に果たされるために必要な、予防対策および保護対策を確立するために、プラントの想定起因事象について解析しなければならない。		○
	5.8. The expected behaviour of the plant in any postulated initiating event shall be such that the following conditions can be achieved, in order of priority:	5.8 すべての想定起因事象における、プラントの予期される挙動は、以下の状態をその優先順で合理的に達成するようなものでなければならない。		○
	(1) a postulated initiating event would produce no effects significant for safety or would produce only a change towards safe plant conditions by means of inherent characteristics of the plant;	(1) 想定起因事象は、安全上の重大な影響を及ぼさない、または、プラント固有の特性により、安全なプラント状態に戻すものでなければならない。		○

(2) following a postulated initiating event, the plant would be rendered safe by means of passive safety features or by the action of systems that are operating continuously in the state necessary to control the postulated initiating event;	(2) 想定起因事象が発生しても、プラントはその静的安全機能により、あるいは、想定起因事象を制御するためにその間も運転状態にあることが求められる安全系が作動して、プラントは安全な状態に戻される。	○
(3) following a postulated initiating event, the plant would be rendered safe by the actuation of safety systems that need to be brought into operation in response to the postulated initiating event; or	(3) 想定起因事象が生じても、それに応じて作動することが求められる安全系が作動し、プラントは安全な状態に戻される。	○
(4) following a postulated initiating event, the plant would be rendered safe by following specified procedures.	(4) 想定起因事象が発生しても、規定された手順に従うことにより、プラントは安全な状態に戻される。	○
5.9. The postulated initiating events used in the development of the performance requirements for the items important to safety in the overall safety assessment and detailed analysis of the plant shall be grouped into a specified number of representative event sequences that identify bounding cases and that provide the basis for the design and the operational limits for items important to safety.	5.9. 全体的な安全性評価とプラントの詳細な解析を実施して、安全上重要な設備の性能要件を定めるために使用する想定起因事象は、境界となるケースを明確にし、また、安全上重要な設備の設計の根拠と運転限界となる、規定された代表的な事象シーケンスに分類しなければならない。	○
5.10. A technically supported justification shall be provided for exclusion from the design of any initiating event that is identified in accordance with the comprehensive set of postulated initiating events.	5.10. 想定起因事象の包括的な検討に従って明確にされた起因事象は、いかなるものであってもそれを設計から除外するには、技術的に裏づけのある正当化された理由を示さなければならない。	○
5.11. Where prompt and reliable action is necessary in response to a postulated initiating event, provision shall be made in the design for automatic safety actions for the necessary actuation of safety systems, to prevent progression to more severe plant conditions.	5.11 想定起因事象に対応して即座に確実な措置が必要とされるとき、さらに厳しいプラントの状態へ進展するのを防ぐために、必要とされる安全系の起動に対して、自動的な安全作動対策が設計においてなされていなければならない。	○
5.12. Where prompt action in response to a postulated initiating event is not necessary, it is permissible for reliance to be placed on the manual initiation of systems or other operator actions. For such cases, the time interval between the detection of the abnormal event or accident and the required action shall be sufficiently long, and adequate procedures (such as administrative, operational and emergency procedures) shall be specified to ensure the performance of such actions. An assessment shall be made of the potential for an operator to worsen an event sequence through erroneous operation of equipment or incorrect diagnosis of the necessary recovery process.	5.12 想定起因事象に対応して即座に措置する必要がないときは、系統の手動起動またはその他の運転員による措置への依存が許容できる。そのような場合には、異常事象または事故の検出と必要とされる措置の間の時間が十分に長くなければならない。またそのような措置の能力を確保するための適切な要領(管理上の、運転上の、さらに緊急時の手順書のような)が定められていなければならない。運転員が、設備の誤操作や必要とされる回復プロセスの誤診断により、事象シーケンスを悪化させる可能性について評価しなければならない。	○
5.13. The operator actions that are necessary to diagnose the state of the plant following a postulated initiating event and to put it into a stable long term shutdown condition in a timely manner shall be facilitated by the provision of adequate instrumentation to monitor the status of the plant and adequate controls for the manual operation of equipment.	5.13 この必要な運転員操作は、想定起因事象後のプラントの状態を診断し、また、プラントを適時に安定した長期停止状態に導くために、プラントの状態を監視するための十分な計装と設備の手動操作による適切な制御手段を備えて、可能にしなければならない。	○
5.14. The design shall specify the necessary provision of equipment and the procedures necessary to provide the means for keeping control over the plant and for mitigating any harmful consequences of a loss of control.	5.14. 設計において、設備に関する必要な規定、またプラントの制御を維持する手段を示すため、および制御できないときの悪い影響をすべて緩和するための必要な手順書を定めなければならない。	○
5.15. Any equipment that is necessary for actions in manual response and recovery processes shall be placed at the most suitable locations to ensure its availability at the time of need and to allow safe access to it under the	5.15. 手動操作や復旧作業の動作に必要なすべての設備は、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それに安全に接近できるように、最適な場所に設置されなければならない。	○

	environmental conditions anticipated.				
Criterion 17: Internal and external hazards		要件 17: 内部及び外部危険事象		○	
	All foreseeable internal hazards and external hazards, including the potential for human induced events directly or indirectly to affect the safety of the nuclear power plant, shall be identified and their effects shall be evaluated. Hazards shall be considered for the determination of postulated initiating events and generated loadings for use in the design of relevant items important to safety for the plant.	原子力発電所の安全に影響を与える、直接間接を問わない人為的な事象の可能性を含む、すべての予測できる内部危険事象及び外部危険事象は、明確にされ、その影響が評価されなければならない。これらの危険事象を考慮して、想定起因事象を決定し、また、プラントの安全上重要な設備の設計に使用する負荷を決めなければならない。			○
	Internal hazards	内部ハザード			
	5.16. The design shall take due account of internal hazards such as fire, explosion, flooding, missile generation, collapse of structures and falling objects, pipe whip, jet impact, and release of fluid from failed systems, or from other installations on the site, <u>sodium fire and sodium water interaction</u> . Appropriate features for prevention and mitigation shall be provided to ensure that safety is not compromised.	5.16. 設計では、火災、爆発、洪水、飛来物の発生、構造物の崩壊や落下物、配管ホイップ、流体ジェットの衝撃、および損傷した系統や敷地内の他の施設からの流体の流出、 <u>ナトリウム火災やナトリウム-水反応</u> といった内部危険事象を、十分に考慮しなければならない。安全が損なわれることがないように、防止と緩和のための適切な機能が整備されなければならない。	2		+
	5.16bis. In addition, internal hazards which are derived from sodium characteristics, such as sodium fire and sodium water interaction, shall also be taken into account in the design.	5.16-2. さらに、ナトリウム火災やナトリウム-水反応のようなナトリウムの特性に由来する内部ハザードも設計において考慮されなければならない。			
	External hazards⁷	外部ハザード			
	5.17. The design shall include due consideration of those natural and human induced events of origin external to the plant that have been identified in the site evaluation process. Natural events that shall be addressed include meteorological, hydrological, geological and seismic events. Human induced events that shall be addressed are those resulting from nearby industries and transport routes. In the short term, the safety of the plant shall not be dependent on the availability of off-site services such as electricity supply and fire fighting services. The design shall take into account site specific conditions to determine the delay after which off-site services need to be available. <u>The design shall include due consideration of loss of all AC power supplies following the extreme external hazards.</u>	5.17. 設計において、サイト評価のプロセスで明確にした、自然現象および人為的なものによる外部事象とを考慮しなければならない(例: プラントの外部に原因がある事象)。気象、水理、地形および地震等の事象を含む外部自然事象に対処しなければならない。近郊の産業や輸送路に起因する人為的なものによる外部事象に対処しなければならない。短期的には、発電所の安全は、電力供給や消防活動といった発電所外の活動の利用可能性に依存することを認めてはならない。発電所外の活動の利用が必要とされる最大遅延時間を明確にするために、敷地の特定の状態を、設計で十分考慮しなくてはならない。 <u>外部事象を起因として生じる全交流電源喪失を設計で十分考慮しなくてはならない。</u>	3		+
5.17bis. The design shall include due consideration of fundamental safety functions: the control of reactivity ; the removal of heat from the reactor and from the fuel store and ; the containment of radioactive material, even under loss of all AC power supplies following the extreme external hazards.	5.17-2. 大規模な外部事象に続く全交流電源喪失を含めて、基本的な安全機能である原子炉停止、残留熱除去や放射性物質格納を設計において考慮しなければならない。				
5.18. Items important to safety shall be designed and located to minimize, consistent with other safety requirements, the likelihood of and the possible harmful consequences of external events.	5.18. 安全上重要な設備は、他の安全要件との整合を図った上で、外部事象影響の有害な影響の発生確率と生じる影響を最小にするために設計しまた配置しなければならない。			○	
5.19. Features shall be provided to minimize any interactions between buildings containing items important to safety (including power cabling and control cabling) and any other plant structure as a result of external events considered in	5.19. 安全上重要な設備(電源ケーブルおよび制御ケーブルを含む)のある構築物と、設計で考慮された外部事象の結果としてのすべてのその他のプラントの構築物との間の、いかなる相互作用も最小化するための機能を整			○	

	the design.	備しなければならない。		
	5.20. The design shall be such as to ensure that items important to safety are capable of withstanding the effects of external events considered in the design, and if not other features such as passive barriers shall be provided to protect the plant and to ensure that the required safety function will be performed.	5.20. 安全上重要な設備が、設計で考慮する外部事象の影響に耐えることが確保されるように、もしそうでないのなら、プラントを保護するために静的障壁のようなその他の設備を備えて、必要な安全機能が確実に働くことが確保されるように設計しなければならない。		○
	5.21. The seismic design of the plant shall provide for a sufficient safety margin to protect against seismic events with <u>subsequent events-tsunami if necessary</u> , and to avoid cliff edge effects (see footnote 4-5).	5.21. プラントの設計には、地震事象及びそれに随伴する事象と必要な場合にはそれに続く津波からの保護と、クリフエッジ効果(脚注4-5を参照)を回避するために、十分な安全余裕を持たせなければならない。	3	△
	5.22. For multiple unit plant sites, the design shall take due account of the potential for specific hazards giving rise to simultaneous impacts on several units on the site.	5.22. 複数のユニットのある発電所サイトについては、特定の危険事象が敷地内の複数のプラントに同時に影響を与える可能性を、設計で十分に考慮しなければならない。		
Criterion 18: Engineering design rules		要件 18: 技術的な設計上の規定		○
	The engineering design rules for items important to safety at a nuclear power plant shall be specified and shall comply with the relevant national or international codes and standards and with proven engineering practices, with due account taken of their relevance to nuclear power technology.	原子力発電所の安全上重要な設備に関する技術的な設計上の規定を定めていなければならない、また、それは、原子力技術との関連を十分に考慮して、関連する国のまたは国際的な法規と基準、および実証された工学的方式に従ったものでなければならない。		○
	5.23. Methods to ensure a robust design shall be applied and proven engineering practices shall be adhered to in the design of a nuclear power plant to ensure that the fundamental safety functions are achieved in all operational states and for all accident conditions.	5.23. 原子力発電所の設計では、すべての運転状態とすべての事故の状態において、基本的安全機能が確実に達成されるように、確固たる設計手段を確保する方法がとられ、実証された工学的方式が厳守されなければならない。		○
Criterion 19: Design basis accidents		要件 19: 設計基準事故		○
	A set of accident conditions that are to be considered in the design shall be derived from postulated initiating events for the purpose of establishing the boundary conditions for the nuclear power plant to withstand without acceptable limits for radiation protection being exceeded.	設計において考慮すべき事故の状態は、原子力発電所が放射線防護の許容限界を上回ることなく持ちこたえられる境界条件を設定する目的をもって、すべて想定起因事象から検討しなければならない。		○
	5.24. Design basis accidents shall be used to define the design bases, including performance criteria, for safety systems and for other items important to safety that are necessary to control design basis accident conditions, with the objective of returning the plant to a safe state and mitigating the consequences of accidents.	5.24. 設計基準事故は、プラントを安全な状態に戻し事故の影響を緩和する目的をもって、設計基準事故の状態を制御するのに必要とされる、安全系とその他のすべての安全上重要な設備に関する、性能基準を含めた設計基準を定めるために、使用しなければならない。		○
	5.25. The design shall be such that for design basis accident conditions, key plant parameters do not exceed the specified design limits. A primary objective shall be to manage all design basis accidents so that they have no or only minor radiological impacts, on or off the site, and do not necessitate any off-site intervention measures.	5.25. 設計基準事故の状態における主要なプラントパラメータが所定の設計限界を上回ることがないような設計をしなくてはならない。所内または所外において、すべての設計基準事故が放射線の影響がゼロか極めて軽微であるように管理すること、および所外における対策を必要としてはならないことが、第一の目的にならなければならない。		○

	5.26. The design basis accidents shall be analysed in a conservative manner. This approach involves postulating certain failures in safety systems, specifying design criteria and using conservative assumptions, models and input parameters in the analysis.	5.26. 設計基準事故は、保守的な方法で分析されなければならない。この方法は、安全系の特定の故障の想定、設計基準の規定、保守的な仮定の利用、分析におけるモデルおよび入力パラメータの使用を含む。		○
Criterion 20: Design extension conditions		要件 20:設計拡張状態		
	A set of design extension conditions shall be derived on the basis of engineering judgement, deterministic assessments and probabilistic assessments for the purpose of further improving the safety of the nuclear power plant by enhancing the plant's capabilities to withstand, without unacceptable radiological consequences, accidents that are either more severe than design basis accidents or that involve additional failures. These design extension conditions shall be used to identify the additional accident scenarios to be addressed in the design and to plan practicable provisions for the prevention or mitigation of such accidents.	設計拡張状態は、許容できない放射線の影響がなく、設計基準事故より厳しい事故もしくは付加的な故障に持ちこたえられることのできる原子力発電所の安全能力を強化することによって、更なる原子力発電所の安全の改良するという目的をもって、工学的判断、決定論的評価および確率論的評価に基づいて検討をしなければならない。こうした設計拡張状態は、設計で取り込まれる追加事故シナリオの特定およびそのような事故の防止もしくは緩和に関する現実的な対策のために、使用しなければならない。		○
	In order to eliminate the need for the emergency evacuations as the Generation IV SFR, severe consequences with core degradation shall be restricted within the reactor vessel to prevent significant impact on the containment integrity prevented and shall be accommodated to ensure the containment function. Also, serious accidents such as the one resulting in radioactive material release during fuel handling and storage shall be prevented, and a function to mitigate its consequences shall be provided as well.	第4世代SFRとしてサイト外緊急退避の必要性を除外するため、炉心損傷を伴う重大な事象進展は、格納容器の健全性を脅かすことを防ぐよう原子炉容器内で抑制されなければならない事故を防止するとともに、その影響を緩和して格納機能を確保しなければならない。また、燃料取扱及び貯蔵中における放射性物質の放出を生じるような重大な事故を防止するとともに、その影響を抑制する機能を併せ緩和して格納機能を確保しなければならない。	1,3	+
	Considering the characteristics that fast reactor core is not in the most reactive configuration, the prevention and mitigation designs shall be built-in in order to achieve 'In-Vessel Retention (IVR)' during a core disruptive accident (CDA) with recriticality against failure of active reactor shutdown systems as a design extension condition. For the mitigation, consequence of severe reactivity insertion, which might be occur in the course of the core disruptive accident, shall be accommodated to maintain the reactor coolant boundary.	高速炉の炉心は最大反応度体系でないという特徴を考慮し、設計拡張状態である再臨界を伴う炉心崩壊事故に対し"炉容器内終息"を実現するため、事象進展防止および影響緩和のための安全方策がとられなければならない炉停止失敗事象に対して、炉心損傷防止のための方策をとるとともに、原子炉冷却材バウンダリが維持されるように、炉心損傷の事象進展において生じる厳しい反応度投入事象の影響を抑制しなければならない。	2	+
	5.27. An analysis of design extension conditions for the plant shall be performed. The main technical objective of considering the design extension conditions <u>to be postulated</u> is to provide assurance that the design of the plant is such as to prevent and/or to mitigate, as far as reasonably practicable , accident conditions not considered as design basis accident conditions. This might-can require additional safety features for design extension conditions, or extension of the capability of safety systems to maintain the integrity of the containment <u>function</u> . These additional safety features or this extension of the capability of safety systems shall be such as to ensure the capability for managing accident conditions in which there is a significant amount of radioactive material in the containment <u>or reactor vessel</u> (including radioactive material resulting from severe degradation of the reactor core). The plant shall be designed so that it can be brought into a controlled state and the containment function can be maintained, with the result that significant radioactive releases would be practically eliminated (see footnote 1). The effectiveness of provisions to ensure the functionality of the containment <u>function</u> could be analyzed on the basis of	5.27 プラントに対する設計拡張状態が分析されなければならない。 <u>想定されるべき</u> 拡張設計状態を考慮する主な技術的な目的は、プラント設計は、設計基準事故状態とみなされない事故状態を、 <u>合理的に実施可能な限り</u> 、防止、または緩和できるといった確証を与えることである。このことは、拡張設計状態に対して、補足的な安全機能、または格納容器の健全性格納機能の維持のための安全系の能力の拡張を <u>要求することを可能とする必要とする可能性がある</u> 。このような補足的な安全機能もしくは安全系の能力の拡張は、格納容器内 <u>または原子炉容器内</u> に多量の放射性物質が存在する事故状態の管理ができる能力を確保するようものでなければならない(厳しい炉心損傷に起因する放射性物質を含む)。プラントは、結果として重大な放射物質の放出が実質上無くなるように、管理状態にもっていくことができ格納容器の機能が維持されるように設計されなければならない。(脚注1参照)格納容器の機能を確保する対策の有効性は、最適評価手法に基づいて、分析されるかもしれない。		○

	the best estimate approach.			
	5.28. The design extension conditions shall be used to define the design basis for safety features and for the design of all other items important to safety that are necessary for preventing such conditions from arising; or, if they do arise, for controlling them and mitigating their consequences.	5.28 設計拡張状態は、こうした状態が発生するのを防止し、もしくは起きた場合の影響の制御および緩和のために必要な、安全機能と安全上必要とされる重要な他のすべての設備の設計に関する設計基準を定義するために使用されなければならない。		○
	5.29 The analysis undertaken shall include identification of the features that are designed for use in, or that are capable ⁹ of preventing and/or mitigating, events considered in the design extension conditions. These features:	5.29 分析は、使用するために設計された機能、もしくは設計拡張状態において考慮される事象を防止、および(または)緩和することができる機能の特定を含まなければならない。これらの機能は		○
	- shall be independent, to the extent practicable, of those used in more frequent accidents;	- 実現可能な範囲で、より頻度の高い事故で使用されたものから独立していなければならない。		○
	- shall be capable of performing in the environmental conditions pertaining to these design extension conditions, including design extension conditions in severe accidents, where appropriate;	- そのような設計拡張状態に関する環境条件内で運転が可能でなければならない。必要に応じてシビアアクシデントにおける設計拡張状態を含む。		○
	- shall have a reliability commensurate with the function that they are required to fulfill.	-満たす必要のある機能に見合った信頼性を持たなければならない。		○
	5.30. In particular, the containment and its safety features shall be able to withstand extreme scenarios that include, among other things, melting of the reactor core. These scenarios shall be selected using engineering judgment and input from probabilistic safety assessments.	5.30. 特に、格納容器とその安全機能は、特に炉心溶融を含む極端なシナリオに耐えることができなければならない。そのようなシナリオは、工学的判断と確率論的安全評価からのインプットを使用して、選定されなければならない。		○
	5.31. The design shall be such that the need of emergency evacuation by significant radioactive release is practically eliminated by means of measures for prevention and mitigation of severe core degradation and serious fuel failures during fuel handling and storage. design extension conditions that could lead to significant radioactive releases are practically eliminated (see footnote 1); if not, for design extension conditions that cannot be practically eliminated, only protective measures that are of limited scope in terms of area and time shall be necessary for the protection of the public, and sufficient time shall be available to implement these measures.	5.31 有意な放射性物質放出による緊急退避の必要性は、重大な炉心損傷と燃料取扱及び貯蔵中の燃料破損の発生防止と影響緩和の対策によって、実質的に回避されるように設計しなければならない。 重大な放射線物質放出に至る可能性のある設計拡張状態が、実質上無くなるように設計しなければならない(脚注1参照)。すなわち、もしそうでなければ、実質上無くすることができない設計拡張状態については、面積や時間に関する限定された範囲での、公衆の保護のための防護対策だけが必要とされ、こうした対策を実施するために十分な時間をもった設計にしなければならない。	1,3	△
	Combinations of events and failures	事象と故障の組み合わせ		
	5.32. Where the results of engineering judgment, deterministic safety assessments and probabilistic safety assessments indicate that combinations of events could lead to anticipated operational occurrences or to accident conditions, such combinations of events shall be considered to be design basis accidents or shall be included as part of design extension conditions, depending mainly on their likelihood of occurrence. Certain events might be consequences of other events, such as a flood following an earthquake. Such consequential effects shall be considered to be part of the original postulated initiating event.	5.32. 工学的判断の結果、事象の組み合わせが、運転時に予想される過渡変化または事故の状態に至ることが、決定論的安全評価及び確率論的安全評価により示される場合、そのような事象の組み合わせは、主に発生の可能性により、設計基準事故と見なされるべき、あるいは設計拡張状態の一部として含まれるべきである。地震後の洪水のように、ある種の事象は他の事象の結果として起き得る可能性がある。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。		○
Criterion 21: Physical separation and independence of safety systems		要件 21:安全系の物理的な分離及び独立性		○
	Interference between safety systems or between redundant elements of a system shall be prevented by means such as physical separation, electrical	物理的な分離、電気的な分離、機能分離および通信(データ転送)の独立などの適切な手段により、安全系間、もしくは冗長系統間の干渉を防がな		○

	isolation, functional independence and independence of communication (data transfer), as appropriate.	ればならない。		
	5.33. Safety system equipment (including cables and raceways) shall be readily identifiable in the plant for each redundant element of a safety system.	5.33. 安全系の設備(配線と配線管を含む)は、そのプラント内で安全系の多重性を有する要素を容易に明確に示すことができなければならない。		○
Criterion 22: Safety classification		要件 22:安全分類		○
	All items important to safety shall be identified and shall be classified on the basis of their function and their safety significance.	安全分類では、安全上重要なすべての設備をまず特定し、次にこれらをその機能と安全上の重要性に基づいて分類しなければならない。		○
	5.34. The method for classifying the safety significance of items important to safety shall be based primarily on deterministic methods complemented where appropriate by probabilistic methods, with due account taken of factors such as:	5.34. 安全上重要な設備の安全分類は、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で補完しなければならない。更に、以下の因子を十分に考慮しなければならない。		○
	(1) the safety function(s) to be performed by the item;	(1) 設備の果たすべき安全機能		○
	(2) the consequences of failure to perform a safety function;	(2) 安全機能を果たせなかったときの影響		○
	(3) the frequency with which the item will be called upon to perform a safety function;	(3) 安全機能を果たすために設備を起動する必要をとまらう頻度		○
	(4) the time following a postulated initiating event at which, or the period for which, the item will be called upon to perform a safety function.	(4) 想定起因事象が発生してから安全機能の実施が必要とされるまでの時間または実施が必要とされ続ける時間。		○
5.35. The design shall be such as to ensure that any interference between items important to safety will be prevented, and in particular that any failure of items important to safety in a system classified in a lower safety class will not propagate to a system classified in a higher safety class.	5.35. 設計は、安全上重要な設備間の妨害が防止されることを確保するものでなければならない。また、特に重要度が低く分類された系統の安全上重要な設備の故障が、重要度の高い系統に伝播しないこと。		○	
5.36. Equipment that performs multiple functions shall be classified in a safety class that is consistent with the most important function performed by the equipment.	5.36. 多面的機能をもつ設備は、設備によって実施される最も重要な機能と整合する安全分類に、分類されなければならない。		○	
Criterion 23: Reliability of items important to safety		要件 23:安全上重要な設備の信頼性		○
	The reliability of items important to safety shall be commensurate with their safety significance.	安全上重要な設備の信頼性は、その安全上の重要性に見合うものでなければならない。		○
	5.37. The design of items important to safety shall be such as to ensure that the equipment can be qualified, procured, installed, commissioned, operated and maintained to be capable of withstanding with sufficient reliability and effectiveness all conditions specified in the design basis of the items.	5.37 安全上重要な設備は、十分な信頼性と有効性をもって、設備の設計基準で規定されたすべての条件に耐えられるように、設備の認定、調達、設置、作動、運転、および保守が確保される設計でなければならない。		○
5.38. In the selection of equipment, consideration shall be given to both spurious operation and unsafe failure modes. Preference shall be given in the selection process to equipment that exhibits a predictable and revealed mode of failure and for which the design facilitates repair or replacement.	5.38 設備の選定に際しては、誤動作や非安全側の故障モードを考慮しなければならない。選考過程では、設備の故障を予測しまた明らかにするモードを示し、故障に対する修理または交換しやすいものを、優先しなければならない。		○	
Criterion 24: Common cause failures		要件 24:共通原因故障		○

	The design of equipment shall take due account of the potential for common cause failures of items important to safety to determine how the concepts of diversity, redundancy, physical separation and functional independence have to be applied to achieve the necessary reliability.	設備の設計は、必要とされる信頼性を達成するため、どのようにして多様性、多重性、物理的な分離および機能上の独立性の概念が適応されなければならないのかを判断するために、共通原因故障の可能性に、十分な考慮をしなければならない。		○
Criterion 25: Single failure criterion		要件 25: 単一故障基準		○
	The single failure criterion shall be applied to each safety group incorporated in the plant design. ¹⁰	プラントの設計に取り入れられた安全設備グループ毎に、単一故障基準を適用しなければならない。		○
	5.39. Spurious action shall be considered to be one mode of failure when applying the concept to a safety group or safety system.	5.39 ある安全設備グループまたは安全系に単一故障の概念を適用する場合、誤操作も故障モードの一つとして考慮しなければならない。		○
	5.40. The design shall take due account of the failure of a passive component, unless it has been justified in the single failure analysis with a high level of confidence that a failure of that component is very unlikely and that its function would remain unaffected by the postulated initiating event.	5.40 当該機器の故障がまずありえず、その機能が想定起因事象によって影響を受けないことを、高いレベルの信頼性をもって、単一故障解析で正当化しない限り、設計においては、静的機器の故障を十分に考慮に入れなければならない。		○
Criterion 26: Fail-safe design		要件 26: フェイルセーフ設計		○
	The concept of fail-safe design shall be incorporated as appropriate into the design of systems and components important to safety.	安全上重要な系統および機器の設計においては、フェイルセーフ設計の概念を適切に反映しなければならない。		
	5.41 Systems and components important to safety shall be designed for fail-safe behaviour, as appropriate, so that their failure or the failure of a support feature, does not prevent the performance of the intended safety function.	5.41 安全上重要な系統及び機器は、故障や支援機能の失敗が意図された安全機能性能を妨げないように、フェイルセーフ性能を必要に応じてもつように設計されなければならない。		○
Criterion 27: Support service systems		要件 27: 支援サービス系		○
	Support service systems that ensure the operability of equipment forming part of a system important to safety shall be classified accordingly.	安全上重要な系統を構成する設備の運転可能性を確保する支援サービス系は、それに応じて分類しなければならない。		○
	5.42. The reliability, redundancy, diversity and independence of support service systems and the provision of features for their isolation and for testing their functional capability shall be commensurate with the significance to safety of the system that is supported.	5.42 支援サービス系の信頼性、多重性、多様性および独立性、並びにその系統の隔離や機能試験のための規定は、支援する系統の安全上の重要性に見合ったものでなければならない。		○
	5.43. It shall not be permissible for a failure of a support service system to be capable of simultaneously affecting redundant parts of a safety system or a system fulfilling diverse safety functions, and compromising the ability of these systems to fulfil their safety functions.	5.43. 一つの支援サービス系の故障が、同時に多重の安全系、または多様性のある安全機能の実行に影響を及ぼし、またこうした系統が安全機能の実行を損うことは、認めてはならない。		○
Criterion 28: Operational limits and		要件 28: 運転限界と安全運転の条件		○

conditions for safe operation				
	The design shall establish a set of operational limits and conditions for safe operation of the nuclear power plant.	設計において、安全運転のための、原子力発電所の一連の運転限界および安全運転の条件を定めなければならない。		○
	5.44. The requirements and operational limits and conditions established in the design for the nuclear power plant shall include (Ref. [710], Req. 6):	5.44. この要件と原子力発電所の設計で策定された運転限界と条件制限値(参照. [710], Req. 6):には、次の事項が含まれる。		○
	(1) safety limits;	(1) 安全制限値		○
	(2) limiting settings for safety systems;	(2) 安全系の限界設定値		○
	(3) operational limits and conditions for operational states;	(3) 運転限界と運転状態での条件		○
	(4) control system constraints and procedural constraints on process variables and other important parameters;	(4) プロセス変量やその他の重要なパラメータに関する制御系の制限と手順上の制約		○
	(5) requirements for surveillance, maintenance, testing and inspection of the plant to ensure that structures, systems and components function as intended in the design, to comply with the requirement for optimization by keeping radiation risks as low as reasonably achievable;	(5) 放射線のリスクを合理的に達成可能な限り低くすることにより最適化の必要性に適合するために、構築物、系統および機器が設計で意図するように機能することを確保するための、プラントのサーベランス、保守、試験および検査に関する要件		○
(6) specified operational configurations, including operational restrictions in the event of the unavailability of safety systems or safety related systems;	(6) 安全系または安全関連系が利用できない場合の運転上の制限事項を含めた、規定された運転上の設備構成		○	
(7) action statements, including completion times for actions in response to deviations from the operational limits and conditions.	(7) 運転上の制限値と条件から逸脱したときの措置に関するその完了時点を含めた、とるべき措置の説明		○	
DESIGN FOR SAFE OPERATION OVER THE LIFETIME OF THE PLANT		プラントの寿命を通しての安全運転のための設計		
Criterion 29: Calibration, testing, maintenance, repair, replacement, inspection and monitoring of items important to safety		要件 29:安全上重要な設備の較正、試験、保守、修理、交換、検査および監視		○
	Items important to safety for a nuclear power plant shall be designed to be calibrated, tested, maintained, repaired or replaced, inspected and monitored as required to ensure their capability for performing their functions and to maintain their integrity in all conditions specified in their design basis.	設計基準内で特定したすべての状態における、機能を果たす能力と健全性の維持を保証するため、必要に応じて、原子力発電所の安全上重要な設備は、較正、試験、保守、修理または交換、検査および監視ができるように設計しなければならない。		○
	5.45. The plant layout shall be such that activities for calibration, testing, maintenance, repair or replacement, inspection and monitoring are facilitated and can be performed to relevant national and international codes and standards. Such activities shall be commensurate with the importance of the safety functions to be performed, and shall be performed without undue exposure of workers.	5.45 プラントの配置は、較正、試験、保守、修理または交換、検査および監視の作業がしやすいように、また関連のある国内および国際上の法規や基準に従って実施できるようにしなければならない。そのような作業は、実施される安全機能の重要度に見合ったものでなければならず、また作業員が過度の被ばくを受けることなく実施されなければならない。		○

	5.46. Where items important to safety are planned to be calibrated, tested or maintained during power operation, the respective systems shall be designed for performing such tasks with no significant reduction in the reliability of performance of the safety functions. Provisions for calibration, testing, maintenance, repair, replacement or inspection of items important to safety during shutdown shall be included in the design so that such tasks can be performed with no significant reduction in the reliability of performance of the safety functions.	5.46. 安全上重要な設備について、運転中の較正、試験あるいは保守の計画がされているときは、安全機能の実施が多大な信頼性の低下を招くことなく、それぞれの系統がそれらの任務を実施できるように、設計をされなければならない。安全機能の実施の信頼性が多大に低下することなくそれらの任務が実施されるように、停止中の安全上重要な設備の較正、試験、保守、修理、交換または検査の対策が設計に含まれなければならない。		○
	5.47. If an item important to safety cannot be designed to be capable of being tested, inspected or monitored to the extent desirable, then a robust technical justification shall be provided that incorporates the following approach:	5.47. 安全上重要な設備を、必要な範囲で試験、検査または監視することが可能なように設計できない場合は、次の対応で確固たる技術的な正当性が示せるようにしなければならない。		○
	(1) other proven alternative and/or indirect methods such as surveillance testing of reference items or use of verified and validated calculational methods shall be specified;	(1) 参照となる設備のサーベイランス試験、あるいは、検証されたまた妥当とされる解析手法の利用といった、他の実証済みの代替方法または間接的方法を定めなければならない。		○
	(2) conservative safety margins shall be applied or other appropriate precautions shall be taken to compensate for possible unanticipated failures.	(2) 想定外の故障の可能性を補償するために、保守的な安全裕度を適用するか、その他の適切な予防措置がとられていなければならない。		○
	(3) the items composed of multiple structures, which have redundant multiple load paths and don't lose their functions in case of single load path failure, shall be designed so that testing, inspection, or monitoring is capable on representative structures of those items.	(3) 複数の構造で構成される設備は、冗長な複数の荷重経路を持ち単一の荷重経路に障害が発生した場合にその機能を失うことなく、試験、検査、またはモータリングがそれらの代表的な構造上可能であるように設計されなければならない。	2	+
	(4) in order to apply continuous leak monitoring as a inspection method for the coolant boundary, following condition shall be fulfilled: -Leak Before Break (LBB) approach is approved for the designs, and -sodium leak is detectable enough to maintain the plant normal operation.	(4) 冷却材バウンダリの検査方法として、連続リーク監視を用いるためには、以下の条件が満たされなければならない。 -破断前漏えい(LBB)手法が設計において適用されていること。 -プラント通常運転の維持に十分な程度に、ナトリウム漏洩が検出可能なこと。	2	+
Criterion Equipment qualification	30:	要件 30: 設備認定		○
	A qualification programme for equipment shall be implemented to verify that items important to safety at a nuclear power plant are capable of performing their intended functions when necessary, and in the prevailing environmental conditions, throughout their design life, with due account taken of plant conditions during maintenance and testing.	原子力発電所の安全上重要な設備が、設計寿命を通して、一般的な環境条件下で、必要ときに意図した機能を果たすための要件を満たすことができることを実証するために、保守および試験の期間のプラント状態を十分に考慮して、設備の認定プログラムを実施しなければならない。		○
	5.48. The environmental conditions considered in the qualification programme for items important to safety at a nuclear power plant shall include the variations in ambient environmental conditions that are anticipated in the design basis for the plant.	5.48. 原子力発電所の安全上重要な設備に対する認定プログラムで考慮される環境条件には、プラントの設計基準で予想される環境条件の変動を含めなければならない。		○
	5.49. The qualification programme for equipment shall include the consideration of ageing effects caused by environmental factors (such as conditions of vibration, irradiation, humidity or temperature) over the expected lifetime of the items important to safety. When the equipment is subject to natural external events and is required to perform a safety function during or following such an	5.49. この設備に対する認定プログラムは、安全上重要な設備の想定寿命を通しての環境因子(振動、照射、湿度または温度の条件等)に起因する経年劣化効果を考慮しなければならない。設備が外部自然事象にさらされ、またそのような事象の発生時および発生後に安全機能を果たすことが要求さ		○

	event, the qualification programme shall replicate as far as is practicable the conditions imposed on items important to safety by the natural event, either by test or by analysis or by a combination of both.	れる場合は、この認定プログラムでは、試験、解析、または、これらを組み合わせて、自然事象が安全上重要な設備に課す条件を実行可能な限り現実的に模擬しなければならない。		
	5.50. Any environmental conditions that could reasonably be anticipated and that could arise in specific operational states, such as in periodic testing of the containment leak rate, shall be included in the qualification programme.	5.50 この認定プログラムでは、例えば、格納容器の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異常環境条件や、合理的に想定できる異常環境条件をすべて考慮しなければならない。		○
Criterion 31: Ageing management		要件 31:高経年化管理		○
	The design life of items important to safety at a nuclear power plant shall be evaluated and specified. Appropriate margins shall be provided in the design to take due account of the effects of high temperature, sodium, neutron irradiation relevant mechanisms of ageing, neutron embrittlement and wear-out and of the potential for age related degradation, to ensure the capability of items important to safety to perform their necessary safety functions throughout their design life.	原子力発電所の安全上重要な設備の設計寿命が、評価され明示されなければならない。設計寿命を通して必要な安全機能を果たす能力を保証するために、 高温環境、ナトリウム環境、中性子照射環境の影響関連する時効、中性子脆化および摩耗の過程や潜在的な経年劣化を十分に考慮し、適切な安全裕度をもたせなければならない。	2	△
	5.51. The design for a nuclear power plant shall take due account of ageing and wear-out effects in all operational states for which a component is credited, including testing, maintenance, maintenance outages, plant states in a postulated initiating event and plant states following a postulated initiating event.	5.51 原子力発電所の設計では、試験、保守、保守の停止時、想定起因事象の発生時のプラントの状態および想定起因事象の発生後のプラントの状態を含む、機器が保証されるべきすべての運転状態において、 <u>高経年化や摩耗の影響を十分に考慮しなければならない。</u>	2	△
	5.52. Provision shall be made for monitoring, testing, sampling and inspection to assess ageing mechanisms predicted at the design stage and to help to identify unanticipated behaviour of the plant or degradation that might occur in service. These measures can be replaced by the continuous monitoring of sodium leak as an alternative when the LBB approach including the effect of ageing is approved.	5.52 設計段階で予測される高経年化のメカニズムを評価し、また供用期間中に生じる可能性がある不測の挙動や劣化の識別に役立てるために、監視、試験、サンプリングおよび検査の手段がなければならない。 経年劣化の影響を含むLBBアプローチが適用された場合には、代替として、これらの機能は冷却材の連続漏えい監視によって置き換えられる。	2	△
HUMAN FACTORS		人的因子		
Criterion 32: Design for optimal operator performance		要件 32: 最適な運転員の操作をもたらす設計		
	Systematic consideration of human factors, including the human-machine interface, shall be included at an early stage in the design process for a nuclear power plant and shall be continued throughout the entire design process.	マンマシンインターフェースを含めた人的因子との体系的な検討を、原子力発電所の設計プロセスの初期の段階で実施し、また設計全体のプロセスを通して継続しなければならない。		○
	5.53 The design for a nuclear power plant shall specify the minimum number of operating personnel required to perform all the simultaneous operations necessary to bring the plant into a safe state.	5.53 プラントを安全な状態にするための、同時操作を一斉に実施するために必要な運転員の最少人数を、原子力発電所の設計で評価しなければならない。		○
	5.54. Operating personnel who have operating experience from similar plants shall as far as is practicable be actively involved in the design process conducted by the design organization in order to ensure that consideration is given as early as possible in the process to the future operation and maintenance of the equipment.	5.54. 類似したプラントで運転経験を積んだ運転員が、実行可能な限り、設計部門が実施する設計プロセスに積極的に深く関わり合うようにして、その知見をできるだけ早期に今後の設備の運転および保守過程に取り入れなければならない。		○
	5.55. The design shall support operating personnel in the fulfilment of their	5.55. 設計では、運転員が自らの責任と業務の実施と達成を支援しなけれ		○

	responsibilities and the performance of their tasks, and shall limit the effects of operating errors on safety. The design process shall pay attention to plant layout and equipment layout, and to procedures, including procedures for maintenance and inspection, to facilitate interactions between the operating personnel and the plant.	ばならず、また安全に関する運転過誤の影響を制限するものでなければならぬ。設計過程では、運転員とプラントとのインターフェイスを円滑にするために、プラントの配置、設備の配置および保守や検査を含む手順に注意を払わなければならない。		
	5.56. The human-machine interface shall be designed to provide the operators with comprehensive but easily manageable information, in accordance with the necessary decision times and action times. The information necessary for the operator to make a decision to act shall be simply and unambiguously presented.	5.56 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に従って、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。運転員が操作を判断するのに必要な情報は、簡潔で明瞭に提示されなければならない。		○
	5.57. The operator shall be provided with the necessary information:	5.57 運転員に次の必要な情報を提供しなければならない。		○
	(1) to assess the general state of the plant in any conditions;	(1) プラントがどのような状態にあろうとも、プラントの全般的な状態を直ちに評価すること		○
	(2) to operate the plant within the specified limits on parameters associated with plant systems and equipment (operational limits and conditions);	(2) プラントの系統と機器(運転限界と条件)に関連する所定の制限値内のパラメータでプラントを運転すること		○
	(3) to confirm that safety actions for the actuation of safety systems are automatically initiated when needed and that the relevant systems perform as intended;	(3) 必要時に安全系の作動が自動的に起動される安全作動と、関連系統が意図されたとおりに実施されることを確認すること		○
	(4) to determine the need for and the time for manual initiation of the specified safety actions.	(4) 規定された安全作動の手動起動の必要性と時間を決定すること		○
	5.58. The design shall be such as to promote the success of operator actions with due regard for the time available for action, the conditions to be expected and the psychological demands to be made on the operator.	5.58. 設計では、運転員が操作にかかる時間、予想される状況と運転員にかかる心理的圧力を十分に考慮し、運転員の操作の成功を促進させるようなものでなければならない。		○
	5.59. The need for intervention by the operator on a short time-scale shall be kept to a minimum and it shall be demonstrated that the operator has sufficient time to make a decision to act and to act.	5.59. 運転員が短時間で操作しなければならないことは最小限に留めなければならない。また、運転員が判断するための時間が十分であることを実証しなければならない。		○
	5.60. The design shall be such as to ensure that, following an event affecting the plant, environmental conditions in the control room or the supplementary control room and in locations on the access route to the supplementary control room do not compromise the protection and safety of the operating personnel.	5.60. プラントの設計は、プラントに影響を与える事象後、制御室内または補助制御室内の環境状態、および補助制御室への連絡通路のある場所が運転員の保護と安全を損なわないことを保証するものでなければならない。		○
	5.61. The design of workplaces and the working environment of the operating personnel shall be in accordance with ergonomic concepts.	5.61. 運転員の作業場所と作業環境の設計は、人間工学の概念に従わなければならない。		○
	5.62. Verification and validation, including by the use of simulators, of features relating to human factors shall be included at appropriate stages to confirm that necessary actions by the operator have been identified and can be correctly performed.	5.62. 運転員の必要とされる操作がすべて明確化され、適正に操作することができることを確認するために、シミュレータの利用を含めて、人間工学に関する機能の検証と妥当性確認が、適当な段階で、実施されなければならない。		○
OTHER DESIGN CONSIDERATIONS		その他の設計上の配慮		
Criterion 33: Sharing of safety systems between multiple units of a nuclear power plant		要件 33:原子力発電所内の複数のユニット間での安全系の共用		○
	Safety systems shall not be shared between multiple units unless this	安全系は、強化された安全に寄与しない限り、複数のユニット間で共用して		○

	<p>contributes to enhanced safety.</p> <p>5.63. Safety system support features and safety related items shall be permitted to be shared between several units of a nuclear power plant if this contributes to safety. Such sharing shall not be permitted if it would increase either the likelihood or the consequences of an accident at any unit of the plant.</p>	<p>はならない。</p> <p>5.63. 安全系支援機能と安全に関連した設備は、安全に寄与するならば、原子力発電所の複数ユニット間で共用することを認めなければならない。そのような共用は、プラントのどのユニットにおける事故の可能性や影響を増大させることがあるのならば、認めてはならない。</p>		○
<p>Criterion 34: Systems containing fissile material or radioactive material</p>		<p>要件 34:核分裂性物質または放射性物質を含む系統</p>		○
	<p>All systems in a nuclear power plant that could contain fissile material or radioactive material shall be so designed as: to prevent the occurrence of events that could lead to an uncontrolled radioactive release to the environment; to prevent accidental criticality and overheating; to ensure that radioactive releases material are kept below authorized limits on discharges in normal operation and below acceptable limits in accident conditions, and are kept as low as reasonably achievable; and to facilitate mitigation of radiological consequences of accidents.</p>	<p>核分裂性物質または放射性物質を含む可能性のある原子力発電プラントのすべての系統は、環境への制御されない放射性物質の放出に結びつく可能性のある事象の発生を防止するように、事故による臨界および過熱を防止するように、放射性物質の放出が通常運転時では許可された放出限度未満に保たれ事故条件下では許容限界未満に保たれるように、ならびに事故時の放射線の影響の軽減を容易にするために、設計しなければならない。</p>		○
<p>Criterion 35: Nuclear power plants used for cogeneration of heat and power, heat generation or desalination</p>		<p>要件 35:熱と電気のコジェネレーション、熱生成あるいは脱塩に用いられる原子力発電所</p>		○
	<p>Nuclear power plants coupled with heat utilization units (such as for district heating) and/or water desalination units shall be designed to prevent processes that transport radionuclides from the nuclear plant to the desalination unit or the district heating unit under conditions of operational states and in accident conditions.</p>	<p>熱生成ユニット(例えば地域暖房)や脱塩ユニットと一体の原子力発電プラントでは、運転状態および事故状態での、放射性核種が原子力プラントから脱塩ユニットや地域暖房ユニットに移動する過程を防止するように設計しなければならない。</p>		○
<p>Criterion 36: Escape routes from the plant</p>		<p>要件 36:プラントからの退避経路</p>		○
	<p>A nuclear power plant shall be provided with a sufficient number of escape routes, clearly and durably marked, with reliable emergency lighting, ventilation and other services essential to the safe use of these escape routes.</p>	<p>原子力発電プラントには、十分な数の避難経路を用意し、その避難経路は、耐久性のある表示装置により明確に表示し、経路の安全使用に不可欠な信頼性のある非常用照明、換気およびその他の設備が備えられていなければならない。</p>		○
	<p>5.64. Escape routes from the nuclear power plant shall meet the relevant national and international requirements for radiation zoning and fire protection and the relevant national requirements for industrial safety and plant security.</p>	<p>5.64 原子力発電所の避難経路は、放射線の管理区域の区分および火災防護に係わる国内および国際的な要件に適合していなければならない。また、産業安全と発電所のセキュリティに係わる国内要件にも適合していなければならない。</p>		○
	<p>5.65. At least one escape route shall be available from workplaces and other occupied areas following an internal event or an external event or following combinations of events considered in the design.</p>	<p>5.65. 設計で考慮されている内部事象、外部事象あるいは組合せ事象が生じたとき、作業場および他の人のいる区域からの、少なくとも1つの退避経路が確保されていなければならない。</p>		○
<p>Criterion 37: Communication systems at the plant</p>		<p>要件 37:プラントでの通信連絡設備</p>		○

	Effective means of communication shall be provided throughout the nuclear power plant to facilitate safe operation in all modes of normal operation and to be available for use following all postulated initiating events and in accident conditions.	あらゆる通常運転モードで安全運転ができるように、またすべての想定起因事象や事故の状態においても利用することができるように、原子力発電所全体にわたる効果的な通信連絡設備が備えられていなければならない。		○
	5.66. Suitable alarm systems and means of communication shall be provided so that all persons present at the nuclear power plant and on the site can be given warnings and instructions, in operational states and in accident conditions.	5.66 適切な警報系および通信連絡設備が、運転状態と事故の状態において、原子力発電所内と敷地内にいるすべての人に危険を知らせた指示を与えられるように、備えていなければならない。		○
	5.67. Suitable and diverse means of communication necessary for safety, within the nuclear power plant, in the immediate vicinity and with relevant off-site agencies, shall be provided.	5.67 原子力発電所内、その隣接地域および関連する所外の機関において、安全のための適切で多様性のある連絡手段が備えられていなければならない。		○
Criterion 38: Control of access to the plant		要件 38: 発電所の出入管理		○
	The nuclear power plant shall be isolated from its surroundings with a suitable layout of the various structural elements so that access to it can be controlled.	原子力発電所は、人や物の出入りが永久に管理できるように、適切に様々な構築物が配置され、周囲から分離されていなくてはならない。		○
	5.68. Provision shall be made in the design of the buildings and the layout of the site for the control of access to the nuclear power plant by operating personnel and/or for equipment, including emergency response personnel and vehicles, with particular consideration given to guarding against the unauthorized entry of persons and goods to the plant.	5.68. 建屋や敷地の配置設計では、緊急時に対応する要員および車両を含めて、原子力発電所への運転員や設備の出入管理に関する対策を講じなければならず、また、特に発電所への無許可の人の侵入や物品の持ち込みに対する防護対策を考慮しなければならない。		○
Criterion 39: Prevention of unauthorized access to or interference with items important to safety		要件 39: 安全上重要な設備に対する無許可のアクセスまたは妨害の防止		○
	Unauthorized access to the nuclear power plant or interference with items important to safety, including computer hardware and software, shall be prevented.	コンピュータのハードウェアおよびソフトウェアを含む、原子力発電所へのアクセスまたは安全上重要な設備への介入は防止しなければならない。		○
Criterion 40: Prevention of harmful interactions of systems important to safety		要件 40: 安全上重要なシステムでのシステム間の有害な相互干渉の防止		○
	The potential for harmful interactions of systems important to safety at the nuclear power plant that might be required to operate simultaneously shall be evaluated and effects of any harmful interactions shall be prevented.	同時に作動する必要が生じる可能性のある原子力発電所の安全上重要な複数のシステムが有害に相互干渉する可能性について評価し、いかなる有害な相互作用の影響が防止されなければならない。		○
	5.69. In the analysis of the potential for harmful interactions of systems important to safety, due account shall be taken of physical interconnections, and of the possible effects of one system's operation, maloperation or malfunction on local environmental conditions of other essential systems, to ensure that changes in environmental conditions do not affect the reliability of systems or components in functioning as intended.	5.69 安全上重要なシステムの有害な相互干渉の可能性の解析では、物理的な相互連結とあるシステムの正常動作、誤操作もしくは誤動作が他の必須なシステムの局所的な環境状態に及ぼす影響について十分に検討し、システムもしくは機器が設計通りに機能するという信頼性が、環境状態の変化によって影響を受けることがないことを確認しなければならない。		○
	5.70. If two fluid systems important to safety are interconnected and are operating at different pressures, either the systems shall both be designed to withstand the higher pressure, or provision shall be made to prevent the design pressure of the system operating at the lower pressure from being exceeded.	5.70. 異なる圧力で運転されている二つの流体系が連結されている場合は、両方のシステムとも高い方の圧力に耐えられるように設計するか、低い圧力の方のシステム圧力が設計圧力を超えるのを防ぐような対策を講じなければならない。		○
Criterion 41:		要件 41: 送電網と発電所の相互干渉		○

Interactions between the electrical power grid and the plant				
	The functionality of items important to safety at the nuclear power plant shall not be compromised by disturbances in the electrical power grid, including anticipated variations in the voltage and frequency of the grid supply.	原子力発電所での安全上重要な設備の機能性は、予想される送電網の電圧および周波数の変動を含む送電網の外乱によって、損なわれてはならない。		○
SAFETY ANALYSIS ¹¹		安全解析		
Criterion 42: Safety analysis of the plant design		要件 42: 発電所の設計における安全解析		○
	A safety analysis of the design for the nuclear power plant shall be conducted in which methods of both deterministic analysis and probabilistic analysis shall be applied to enable the challenges to safety in the various categories of plant states to be evaluated and assessed.	決定論的手法と確率論的手法の両者を用いて実施される、原子力発電所の設計における安全解析は、種々の発電所の状態における安全課題について検討しまた評価しなければならない。		○
	5.71. On the basis of a safety analysis, the design basis for items important to safety and their links to initiating events and event sequences shall be confirmed. It shall be demonstrated that the nuclear power plant as designed is capable of complying with authorized limits on discharges with regard to radioactive releases and with the dose limits in all operational states, and is capable of meeting acceptable limits for accident conditions.	5.71. 安全解析に基づいて、安全上重要な設備に対する設計基準と、起因事象と事象シーケンスへの関連性を確認しなければならない。設計された原子力発電所は、放射性物質放出に関する許可された放出限度に適合できること、およびすべての運転状態で線量限度に適合できること、ならびに、事故の状態についても許容限界を満足できるものであることを実証しなければならない。		○
	5.72. The safety analysis shall provide assurance that defence in depth has been implemented in the design of the plant.	5.72. 安全解析によって、プラント設計において深層防護が図られていることを保証しなければならない。		○
	5.73. The safety analysis shall provide assurance that uncertainties have been given adequate consideration in the design of the plant.	5.73. 安全解析によって、プラント設計では不確実性に対して適切な考慮が払われていることを保証しなければならない。		○
	5.74. The applicability of the analytical assumptions, methods and degree of conservatism used in the design of the plant shall be updated and verified for the current or 'as built' design.	5.74. プラント設計で使用される解析上の仮定、解析手法および保守性の程度については、現状や現況の設計に対し、それらの適用の妥当性を更新し、検証しなければならない。		○
	Deterministic approach	決定論的なアプローチ		
	5.75. The deterministic safety analysis shall mainly provide:	5.75. 決定論的な安全解析では、主として以下の事項を実施しなければならない。		○
	(1) establishment and confirmation of the design bases for all items important to safety;	(1) 安全上重要な設備に対する設計基準の策定および確認		○
	(2) characterization of the postulated initiating events that are appropriate for the site and the design of the plant;	(2) 敷地と発電所の設計に適した想定起因事象の特性評価		○
	(3) analysis and evaluation of event sequences that result from postulated initiating events, to confirm the qualification requirements;	(3) 認定要件を確認するために、想定起因事象によって引き起こされる事象シーケンスの解析および評価		○
	(4) comparison of the results of the analysis with dose limits and acceptable limits and with design limits;	(4) 解析結果と線量限度および許容限界の比較、ならびに解析結果と設計限界との比較		○
	(5) demonstration that the management of anticipated operational occurrences and design basis accident conditions is possible by safety actions for the automatic actuation of safety systems in combination with prescribed actions of the operator.	(5) 安全系の自動起動の安全作動と規定された運転員操作の組み合わせで、運転時に予想される過渡変化および設計基準事故の状態の管理が可能であることの証明		○
	(6) demonstration that the management of design extension conditions is possible by the automatic actuation of safety systems and the use of safety	(6) 想定される運転員操作の組み合わせと安全特性の使用及び安全系の		○

	features in combination with expected actions by the operator.	自動起動により、設計拡張状態の管理が可能であることの証明		
	Probabilistic approach	確率論的なアプローチ		
	5.76. The design shall take due account of the probabilistic safety analysis of the plant for all modes of operation and all plant states, including shutdown, with reference in particular to:	5.76. 設計では、停止を含むすべての運転モードおよびすべてのプラント状態にあるプラントの確率論的安全解析を、特に以下のことを参照して十分に考慮しなければならない。		○
	(1) establishing that a balanced design has been achieved such that no particular feature or postulated initiating event makes a disproportionately large or significantly uncertain contribution to the overall risks, and that, to the extent practicable, the levels of defence in depth are independent;	(1)ある特定の機能や想定起因事象が全体のリスクに特別大きく寄与したり大きな不確かさを生じたりすることがないように、また、実現可能な範囲で深層防護のレベルが独立するように、均衡の取れた設計を確立すること。		○
	(2) providing assurance that small deviations in plant parameters that could give rise to large variations in plant conditions ('cliff edge effects') will be prevented (see footnote 4);	(2)プラントの大きな状態変化に進展する可能性のあるプラントパラメータの僅かな変動(クリフエッジ効果)が防止されていることを保証すること。		○
	(3) comparing the results of the analysis with the acceptance criteria for risk where these have been specified.	(3)解析の結果とリスクの許容基準が規定された場合、これらと比較すること。		○
	6. DESIGN OF SPECIFIC PLANT SYSTEMS	6. 具体的なプラントと系統の設計		
	OVERALL PLANT SYSTEM	全体のプラントシステム		
	Criterion 42bis: Plant system performance as a fast reactor utilizing sodium as coolant	要件 42-2:ナトリウムを冷却材として使用する高速炉としてのプラントシステム性能	2	+
	<u>The overall plant system shall be designed considering characteristics as shown below as a sodium-cooled fast reactor.</u>	<u>全体のプラントシステムは、以下に示すようなナトリウム冷却高速炉の特徴を考慮して設計されなければならない。</u>	2	+
	<u>(1) The reactor core is not in the most reactive configuration and, furthermore, sodium void reactivity may be positive, in the central region of the reactor core, so that positive reactivity may be inserted and the reactor core power and temperature increase due to reactor core configuration deformation, sodium boiling, and gas entrainment.</u>	<u>(1) 炉心が最大反応度体系でなく、さらにナトリウムボイド反応度が炉心中心領域で正でありえることから、炉心の形状変化やナトリウム沸騰、ガス巻き込みにより、炉心において正の反応度印加と出力及び温度上昇が生じる可能性が有ること。</u>	2	+
	<u>(2) High boiling temperature of sodium enables the reactor cooling system at low pressure with a sufficient sub-cool temperature margin,</u>	<u>(2) ナトリウムの沸点が高いことにより、十分なサブクール度マージンをもって低圧での原子炉冷却システムが可能なこと。</u>	2	+
	<u>(3) High thermal conductivity of sodium and large temperature rise with high outlet temperature of the coolant in the reactor core enables residual heat removal by natural circulation of the coolant,</u>	<u>(3) ナトリウムの高い熱伝導性と炉心出入口温度差が大きいことを考慮して、冷却材の自然循環による残留熱除去が可能なこと。</u>	2	+
	<u>(4) Sodium is chemically active and opaque, and freezes under atmospheric temperature.</u>	<u>(4) ナトリウムは化学的に活性で、不透明な液体であり、室温において凝固すること。</u>	2	+
	<u>(5) Sodium is opaque, so that submerged visual monitoring and inspection are demanding, whereas sodium is electrically conductive and chemically active so that leak detection is simple and reliable.</u>	<u>(5) ナトリウムは不透明な液体であり、視覚による液中での観察および検査が困難であること。一方、導電性があり化学的に活性であることから、漏えい検出は容易かつ信頼性を有しているものである。</u>		
	REACTOR CORE AND ASSOCIATED FEATURES	原子炉心と関連機能		
	Criterion 43: Performance of fuel elements and	要件 43:燃料要素と燃料集合体の性能		○

assemblies	Fuel elements and assemblies for the nuclear power plant shall be designed to maintain their structural integrity, and to withstand satisfactorily the anticipated radiation levels and other conditions in the reactor core, in combination with all processes of deterioration that could occur in operational states.	原子力発電所の燃料要素および燃料集合体は、運転状態で発生する可能性のあるすべての劣化プロセスに加えて、それらの構造の健全性を維持し、かつ炉心内で予想される放射線レベルと他の条件に十分に耐えるように設計しなければならない。		○
	6.1. The processes of deterioration to be considered shall include those arising from: differential expansion and deformation; external pressure of the coolant ; additional internal pressure due to fission products and the buildup of helium in fuel elements; irradiation of fuel and other materials in the fuel assembly; variations in pressure and temperature resulting from variations in power demand; chemical effects; static and dynamic loading, including flow induced vibrations and mechanical vibrations; and variations in performance in relation to heat transfer that could result from distortions or chemical effects. Allowance shall be made for uncertainties in data, in calculations and in manufacture.	6.1. 考慮すべき劣化の過程には次の現象から生じるものが含まれなければならない。膨張および変形の差分; 冷却材の外圧; 核分裂生成物および燃料要素内のヘリウムの蓄積により加わる内圧; 燃料集合体の燃料およびその他の材料の照射; 出力変化から生じる圧力および温度の変化; 化学的影響; 流れ誘起振動および機械的振動を含む静荷重と動荷重; さらに、変形または化学的影響から生じる可能性のある熱伝達に関する性能の変化。データ、計算および製作における不確かさの許容範囲を定めなければならない。	2	△
	6.2. Fuel design limits shall include limits on the permissible leakage of fission products, to encompass the operational limits and conditions for the plant that could be imposed in anticipated operational occurrences so that the fuel remains suitable for continued use.	6.2. 燃料の設計限界には、運転時に予想される過渡変化に課せられることもあるプラントの運転限界と状態を含めて、燃料を継続して適切に使用できるように、核分裂生成物の漏えいに関する制限値を含めなければならない。		○
	6.3. Fuel elements and fuel assemblies shall be capable of withstanding the loads and stresses associated with fuel handling.	6.3. 燃料要素および燃料集合体は、燃料の取扱に関する荷重と応力に耐えるものでなければならない。		○
Criterion 44: Structural capability of the reactor core		要件 44: 原子炉炉心の構造性能		○
	The fuel elements and fuel assemblies and their supporting structures for the nuclear power plant shall be designed so that, in operational states and in accident conditions other than severe accidents, a geometry that allows for adequate cooling is maintained and the insertion of control rods is not impeded.	原子力発電所の燃料要素と燃料集合体および補助構造物は、運転状態や過酷事故以外の事故の状態において、十分な冷却を可能にする形状が維持され、また制御棒の挿入が妨げられないように設計しなければならない。		○
	For the design extension conditions, the assemblies and their supporting structures shall be designed to prevent large energetics by re-criticality in the core disruptive accident sequence.	集合体とそれに関連する炉心支持構造物は、CDA において、再臨界による大規模なエネルギー発生を防止するよう設計されなければならない。	1,2	+
	6.3bis. The supporting structures shall be designed with taking due account of the creep properties and the material compatibility with sodium.	6.3-2. 炉心支持構造物は、クリープ特性および材料のナトリウムとの共存性を十分考慮して設計されなければならない。	2	+
	6.3ter. The fuel assemblies and associated core support structure shall be designed to prevent mis-loading of fuel assemblies and any coolant channel blockages. The assemblies and associated core support structure shall be designed in order not to produce abnormal positive reactivity insertion due to their excessive deformation.	6.3-3. 燃料集合体とそれに関連する炉心支持構造物は、燃料集合体の誤装荷と冷却材流路閉塞を防止するよう設計されなければならない。また集合体及び炉心支持構造物は、それらの過度の変形により、異常な正の反応度投入が生じないよう設計されなければならない。	2	+
Criterion 45: Control of the reactor core		要件 45: 原子炉炉心の制御		○
	Distributions of neutron flux that can arise in any state of the reactor core in the nuclear power plant, including states arising after shutdown and during or after refuelling, and states arising from anticipated operational occurrences and from accident conditions not involving degradation of the reactor core, shall be inherently stable. The demands made on the control system for maintaining the shapes, levels and stability of the neutron flux	原子炉の停止後、燃料の交換中または交換後に生じる状態、ならびに運転時に予想される過渡変化および炉心損傷を含まない事故の状態から生じる状態を含む、原子力発電所の炉心のすべての状態で生じる中性子束分布は、本来安定したものでなければならない。また、すべての運転状態において、中性子束の分布やレベルを定められた設計限界内に維持するために制御系を働かせることは最小にしなければならない。		○

	within specified design limits in all operational states shall be minimized.			
	For the design extension conditions, the reactor core in the nuclear power plant shall be designed to <u>prevent mechanical energy release by super prompt critical in the core disruptive accident sequence.</u>	設計拡張状態に関して、原子炉の炉心は、CDAにおいて、 <u>即発臨界超過に伴う機械的エネルギー放出を生じない核熱特性となるよう設計されなければならない。</u>	1,2	+
	6.4. Adequate means of detecting the neutron flux distributions in the reactor core and their changes shall be provided for the purpose of ensuring that there are no regions of the core in which the design limits could be exceeded.	6.4. 炉心内の中性子束分布とその変化を検出する適切な手段を設け、設計限界を超えるような炉心領域がないことを確保しなければならない。		○
	6.5. In the design of reactivity control devices, due account shall be taken of wear-out, and of effects of irradiation, such as burnup, changes in physical properties and production of gas.	6.5. 反応度制御装置の設計では、消耗や燃焼度、物理的特性の変化および気体の発生のような照射の影響を十分に考慮しなければならない。		○
	6.6. The maximum degree of positive reactivity and its rate of increase by insertion in operational states and accident conditions not involving degradation of the reactor core shall be limited or compensated for to prevent any resultant failure of the pressure boundary of the reactor coolant systems, to maintain the capability for cooling and to prevent any significant damage to the reactor core.	6.6. 運転状態および炉心損傷を含まない事故の状態において、正の最大反応度とその投入による増加率を制限または補償して、結果として原子炉冷却系のどの 圧力 バウンダリも損傷が回避され、冷却が維持され、ならびにあらゆる炉心の重大な破損が回避されなければならない。	2	△
	6.6bis. The reactor core shall be designed with the provisions for operational states and accident conditions not involving degradation of the core that:	6.6-2. 運転状態および炉心損傷を含まない事故の状態において、炉心設計では次の高速炉の特徴を取り扱わねばならない。	2	+
	(1) fast neutron is utilized, and power density and fuel burn up are high, and	(1) 高速中性子を利用し、高出力密度、高燃焼度であること。	2	+
	(2) excess reactivity and reactivity change due to burn up are both small.	(2) 燃焼による余剰反応度及び反応度変化はともに小さいこと。	2	+
	6.6ter. For the design extension conditions, the reactor core shall be designed to characterize neutronics and thermal features to prevent large energetics by re-criticality in the core disruptive accident sequence.	6.6-3. CDAにおいて再臨界による大規模なエネルギー発生を生じない炉心の核熱特性となるよう設計されなければならない。		
Criterion 46: Reactor shutdown		要件 46:原子炉の停止		○
	Means shall be provided to ensure that there is a capability to shut down the reactor of the nuclear power plant in operational states and in accident conditions, and that the shutdown condition can be maintained even for the most reactive conditions of the reactor core.	原子力発電所の原子炉の運転状態および事故の状態において原子炉を停止する能力があることと、最も反応度の高い炉心状態において停止状態を維持することができることを確保するための手段がなければならない。		○
	For design extension conditions, reactor shutdown capability by passive mechanism to prevent significant core degradation shall be incorporated.	さらに、設計拡張状態に対して、重大な炉心損傷を防止するため、受動的機構による原子炉停止能力が組み込まなければならない	1	+
	6.7. The effectiveness, speed of action and shutdown margin of the means of shutdown of the reactor shall be such that the specified design limits for fuel are not exceeded.	6.7.原子炉の停止手段の有効性、作動速度、および停止余裕は、燃料に関して定められた設計限界を超えないものでなければならない。		○
	6.8. In judging the adequacy of the means of shutdown of the reactor, consideration shall be given to failures arising anywhere in the plant that could render part of the means of shutdown inoperative (such as failure of a control rod to insert) or that could result in a common cause failure.	6.8. この原子炉の停止手段の妥当性を判断する上で、停止手段の一部が操作不能になる(制御棒挿入の失敗のような)可能性や共通原因故障に至る可能性のある、プラント内のあらゆる場所で発生する故障を考慮しなければならない。		○
	6.9. The means for shutting down the reactor shall consist of at least two diverse and independent systems.	6.9 原子炉を停止するための手段は、多様性を持った少なくとも2つの独立した系統で構成しなければならない。		○
	6.10. At least one of the two different shutdown systems shall be capable on its	6.10 2つの異なる運転停止系のうちの少なくとも1つは単独で、最も反応度		○

	own of maintaining the reactor subcritical by an adequate margin and with high reliability, even for the most reactive conditions of the reactor core.	が高い炉心状態であっても、十分な余裕と高い信頼度で原子炉を未臨界に維持することができなければならない。		
	6.11. The means of shutdown shall be adequate to prevent any foreseeable increase in reactivity leading to unintentional criticality during the shutdown or during refuelling operations or other routine or non-routine operations in the shutdown state.	6.11. この停止手段は、停止状態中、燃料交換作業中、または停止状態中のその他の通常操作もしくは非通常操作での、臨界につながる反応度の予測できる増加が確実に防止される十分なものでなければならない。		○
	6.12. Instrumentation shall be provided and tests shall be specified for ensuring that the means of shutdown are always in the state stipulated for a given plant state.	6.12. 与えられたプラント状態において、停止手段が常に定められた状態にあることを確保するための計装を備えなければならない。		○
REACTOR COOLANT SYSTEMS		原子炉冷却系		
Criterion 47: Design of reactor coolant systems		要件 47: 原子炉冷却材系の設計		○
	The components of the reactor coolant systems for the nuclear power plant shall be designed and constructed so that the risk of faults due to inadequate quality of materials, inadequate design standards, insufficient capability for inspection or inadequate quality of manufacture is minimized.	原子力発電所の原子炉冷却材系の機器は、不適切な材料品質、不十分な設計基準、不適当な検査能力もしくは不適切な製作品質による欠陥のリスクが最小になるように、設計し建造されなければならない。		○
	<u>The components which constitute the reactor coolant boundary shall be made to maintain the boundary function against anticipated transient without scram events postulated as design extension condition.</u>	<u>原子炉冷却材バウンダリを構成する機器は、設計拡張状態として想定される炉停止失敗事象に対し、バウンダリ機能が維持されるように対策されなければならない。</u>	1,2	+
	6.13. Pipework connected to the pressure boundary of the reactor coolant systems for the nuclear power plant shall be equipped with adequate isolation devices to limit any loss of radioactive fluid (primary coolant) and to prevent the loss of coolant through interfacing systems.	6.13. 原子力発電所の原子炉冷却材系に接続する配管には、放射性の流体(1次冷却材)のいかなる喪失も制限しまた接続する系統を通して冷却材が喪失することを防止するための、適切な隔離装置を備えなければならない。	2	△
	6.14. The design of the reactor coolant pressure boundary shall be such that flaws are very unlikely to be initiated, and so as that any flaws that are initiated would propagate in a regime of high resistance to unstable fracture and to fast crack propagation, to permit the timely detection of <u>flaws coolant leakage and to prevent unstable fracture even in assuming flaw growth and penetration.</u>	6.14. 原子炉冷却材バウンダリの設計は、欠陥がほとんど発生することがないようにしなくてはならず、また発生した欠陥はすべて、 <u>冷却材漏えい欠陥をタイムリーに検出できるように、また、発生した亀裂の成長と貫通を想定しても不安定破壊しない速い亀裂伝播と不安定な破壊になりにくい形状内を伝播するように設計しなければならない。</u>	2	△
	6.14bis. In order to apply continuous leak monitoring as an inspection method for the coolant boundary, following condition shall be fulfilled. - Leak Before Break (LBB) approach is approved for the designs, and - sodium leak is detectable enough to maintain the plant normal operation.	6.14-2. 冷却材バウンダリの検査方法として、連続リーク監視を用いるためには、以下の条件が満たされなければならない。 -破断前漏えい(LBB)手法が設計において適用されていること。 -プラント通常運転の維持に十分な程度に、ナトリウム漏洩が検出可能なこと。	2	+
	6.14terbis. Inert gas shall be used as a cover gas in sodium-filled components to prevent chemical reaction at the free surface of sodium, and the boundary of the cover gas shall be leak tight configuration. The reactor coolant boundary and the cover gas boundary shall be designed to be closed as a barrier against radioactive materials release.	6.14-32. ナトリウムの自由表面を含むナトリウムが充填された機器のカバーガスは、不活性ガスであること、またカバーガスのバウンダリは密封構造であること。原子炉冷却材バウンダリとカバーガスバウンダリは、放射性物質の放出に対して障壁として閉じた構造に設計されなければならない。	2	+
	6.15. The design of the reactor coolant systems shall be such as to ensure that plant states in which components of the reactor coolant pressure -boundary could exhibit embrittlement are avoided.	6.15. 原子炉冷却材系の設計は、原子炉冷却材圧力バウンダリの機器が脆化を示す可能性があるような、プラント状態がないことを確保するように設計しなければならない。	2	△

	6.15bis. The components of the reactor coolant system shall be designed with taking account of creep properties, its compatibility with sodium and thin-walled structure under low pressure and high temperature conditions.	6.15-2. 原子炉冷却系の構成要素は、クリープ特性、ナトリウムとの共存性、低圧・高温の薄肉構造であることを考慮した設計としなければならない。	2	+
	6.15ter. The coolant systems shall be designed to limit any flow and thermal disturbances and flow induced vibration, which might affect integrity of the components of the reactor coolant system.	6.15-3. 原子炉冷却系は、原子炉冷却系の機器の成立性に影響を与える可能性のある、流動および熱的な外乱、流れに起因する振動を、制限するように設計されなければならない。	2	+
	6.16. The design of the components contained inside the reactor coolant pressure boundary, such as pump impellers and valve parts, shall be such as to minimize the likelihood of failure and consequential damage to other components of the primary coolant system that are important to safety, in all operational states and in design basis accident conditions, with due allowance made for deterioration that might occur in service.	6.16. <u>例えばポンプの羽根車と弁の部品等</u> 、原子炉冷却材 圧力 バウンダリ内に収容されている機器の設計は、供用中に発生する可能性のある劣化に対するしかるべき余裕を持って、すべての運転状態と設計基準事故の状態において、それ自身の故障の可能性と安全上重要な1次冷却材系のその他の機器への間接的な損傷の可能性を最小にするようなものでなければならない。	2	△
	6.16bis. Provisions against sodium fire and sodium-water/steam reaction accidents shall be made on the design of the secondary coolant system:	6.16-2. ナトリウム火災およびナトリウム-水/水蒸気反応への対応のため、2次冷却系は下記の事項に留意して設計されなければならない。	2	+
	(1) To detect of sodium leaks and to mitigate the consequence of sodium combustion in case of postulated sodium leaks from the secondary coolant boundary. <u>The fundamental safety functions shall be maintained under severe sodium leak events considered in the design extension conditions.</u>	(1) 2次冷却材バウンダリから想定されるナトリウム漏えいの場合、ナトリウム漏えいの検出と影響緩和のための対策が準備されなければならない。 <u>設計拡張状態として大規模なナトリウム漏えいを伴う場合でも、原子炉の基本的な安全機能が維持されなくてはならない。</u>	2	+
	(2) To detect the water/steam leak, to control the leak propagation, and to mitigate the leak accident, if sodium-water or sodium-steam heat exchange system is used. <u>The fundamental safety functions shall be maintained under severe sodium-water and sodium-steam reaction events considered in the design extension conditions.</u>	(2) ナトリウム-水やナトリウム-水蒸気の熱交換システムが使用される場合は、水/水蒸気漏えい事故を検知し、破損の伝播を制御し、さらに事故影響を緩和するよう、対策が準備されなければならない。 <u>設計拡張状態として激しいナトリウム-水/水蒸気反応を伴う場合でも、原子炉の基本的な安全機能が維持されること。</u>	2	+
Criterion 48: Overpressure protection of the reactor coolant pressure boundary		要件 48: 原子炉冷却材バウンダリの超過圧力防護		○
	Provision shall be made to ensure that the operation of pressure relief devices will protect the pressure boundary of the reactor coolant systems against overpressure and will not lead to the release of radioactive material from the nuclear power plant directly to the environment.	圧力逃がし装置が作動して、原子炉冷却材系の 圧力バウンダリ の過圧を防止する対策を講じて、原子力発電所からの放射性物質が環境へ直接放出されることがないようにしなければならない。	2	△
Criterion 49: Level Inventory of reactor coolant		要件 49: 原子炉冷却材の液位インベントリ	2	△
	Provision shall be made for controlling the level inventory, temperature and pressure of the reactor coolant to ensure that specified design limits are not exceeded in any operational conditions, with taking due account of volumetric changes and leakage <u>for ensuring heat removal by coolant circulation.</u>	冷却材循環による熱除去を確実にするため、原子炉冷却材の容積変化と漏えいを十分考慮して、その液位インベントリ、温度、圧力を制御するための対策を講じ、あらゆる原子力発電所の運転状態において定められた設計限界を超えないことを確保しなければならない。	2	△
	Guard vessels and guard pipes shall be equipped to maintain the sodium surface level of the primary coolant system necessary for coolant circulation residual heat removal under the sodium leak accident at the primary coolant system. Provision shall be made for piping arrangements of the primary coolant system to reduce the amount of sodium leak in case of the failure of primary coolant	ガードベッセル及び外管は、1次冷却系ナトリウムの漏えい時において、 <u>残留熱除去</u> 1次冷却系循環 に必要な液位を維持するために備え付けられなければならない。この目的のため、1次系配管の幾何学的配置により、配管損傷の際のナトリウム漏洩量を軽減化しなければならない。	2	+

Criterion 50: Cleanup of reactor coolant	system piping.	要件 50:原子炉冷却材の浄化		○
	Adequate facilities shall be provided at the nuclear power plant for the removal of radioactive substances, including activated corrosion products, fission products deriving from the fuel and sodium compounds, and non-radioactive substances, from the reactor coolant.	放射化した腐食生成物と燃料からの核分裂生成物やナトリウム化合物、および非放射性的の物質を含む放射性的の物質を、原子炉冷却材から除去するための適切な設備を原子力発電所に設置しなければならない。	2	△
	6.17. The capabilities of the necessary plant systems shall be based on the specified design limit on permissible leakage for the fuel, with a conservative margin to ensure that the plant can be operated with a level of circuit activity that is as low as reasonably practicable, and to ensure that the requirements are met for radioactive releases to be as low as reasonably achievable and below the authorized limits on discharges.	6.17. 必要なプラントの系統の能力は、プラントが合理的に達成可能な限り低い系統の放射能レベルで運転できることを確保するため、ならびに放射性物質の放出が合理的に達成可能な限り低くという要件と、放出の許可された限度以下を満たすことを確保するために、保守的な余裕をもって、燃料の許容漏えい量に関する定められた設計限界に基づかなければならない。		○
	6.17bis Concentration of impurities in sodium shall be controlled within the limit value in order to prevent excessive corrosion and channel blockage of materials of core fuel and the components in the reactor coolant system.	6.17-2. ナトリウム中の不純物の濃度は、炉心燃料の材料と原子炉冷却システムの機器の過度の腐食や流路閉塞を防ぐために、制限値内に制御されなければならない。	2	+
Criterion 51: Removal of residual heat from the reactor core		要件 51:炉心からの残留熱除去		
	Means shall be provided for the removal of residual heat from the reactor core in the shutdown state of the nuclear power plant such that the design limits for fuel, the reactor coolant pressure-boundary and structures important to safety are not exceeded.	燃料、原子炉冷却材圧力バウンダリ、および安全上重要な構築物の設計限界を超えないように、原子力発電所の停止状態の炉心から残留熱を取り除く手段を設置しなければならない。	2	△
	6.17ter. The residual heat removal system for the cooling of reactor core under operational states shall be designed as follows:	6.17-3. 残留熱除去系は、下記の点に留意して設計されなければならない。	2	+
	(1) To provide diversity to the extent practicable and redundancy for suppressing common cause failure including external events.	(1) 外的事象も含めた共通要因故障で機能喪失に至らないよう、冗長性及び実用上可能な限り多様性をもつこと。	1	+
	(2) To prevent sodium freezing to avoid blockage of coolant circulation, and	(2) 冷却材循環喪失を引き起こす可能性のあるナトリウム凍結を防止すること。	2	+
(3) To provide detection and mitigation measures against postulated sodium leak events.	(3) 想定されるナトリウム漏洩事象に対して、適切な検知手段と緩和対策が提供されること。	2	+	
Criterion 52: Emergency cooling of the reactor core		要件 52:緊急時炉心冷却		○
	Means of cooling the reactor core shall be provided to restore and maintain cooling of the fuel under accident conditions at the nuclear power plant even if the integrity of the pressure boundary of the primary coolant system is not maintained.	＝次冷却材系のバウンダリの健全性が維持できない場合でも、原子力発電所の事故の状態で燃料の冷却を復旧しかつ維持するために、炉心を冷却する手段を設置しなければならない。	2	△
	6.18. The means provided for cooling of the reactor core shall be such as to ensure that:	6.18. 炉心を冷却するための手段は次の事項を確保するようなものでなければならない。		○
	(1) the limiting parameters for the cladding or for integrity of the fuel (such as temperature) will not be exceeded;	(1) 被覆管や燃料の健全性に関する限界パラメータ(例えば温度)を超えない。		○
	(2) the limiting parameters for the reactor coolant boundary will not be exceeded.	(2)原子炉冷却材バウンダリのための制限パラメータを超えない。	2	+
	(2) possible chemical reactions are kept to an acceptable level;	(2) 可能性のある化学反応は許容レベルに保たれる。	2	×
(3) the effectiveness of the means of cooling of the reactor core compensates for	(3) 炉心冷却手段が有効に働き、燃料と炉心内で起こりうる変化に対しても	2	×	

	possible changes in the fuel and in the internal geometry of the reactor core; (3) the cooling of the reactor core will be ensured for a sufficient time.	効果がある。 (3) 炉心冷却が十分な時間確保される。		
	6.19. Design features (such as leak detection systems, appropriate interconnections and capabilities for isolation) and suitable redundancy and diversity shall be provided to fulfil the requirements of para. 6.18 with adequate reliability for each postulated initiating event.	6.19. パラグラフ 6.18 の要件は、設計結果(漏えい検出系統、適切な相互連結および隔離能力のような)と適切な冗長性および多様性が、それぞれの想定起回事象に対して十分な信頼性をもって、満たされなければならない。		○
	6.19bis. For the accident conditions, the residual heat removal system shall be designed:	6.19-2. 事故状態における炉心冷却のため、残留熱除去系は、以下の事項に留意して設計されなければならない。	3	+
	(1) To enable reactor core cooling even under loss of all AC power supply condition, and	(1) 全交流電源喪失状態でも炉心冷却が可能なこと、	3	+
	(2) To utilize passive heat removal capability,	(2) 受動的熱除去能力を活用すること。	3	+
Criterion 53: Heat transfer to an ultimate heat sink		要件 53:最終的な熱の逃がし場への熱輸送		○
	Systems shall be provided to transfer residual heat from items important to safety at the nuclear power plant to an ultimate heat sink. This function shall be carried out with very high levels of reliability for all plant states.	残留熱を原子力発電所の安全上重要な機器から最終的な熱の逃がし場へ輸送する系統を設けなければならない。この機能は、すべてのプラント状態において、高い信頼性をもって遂行されなければならない。		○
	Provisions against design extension conditions shall be made so that the ultimate heat sinks for residual heat transfer have diversity to the extent practicable.	設計拡張状態への対応として、最終的な熱の逃がし場に実用上可能な限り多様性を持たせるよう、熱輸送の系統が設けられなければならない。	3	+
CONTAINMENT STRUCTURE AND CONTAINMENT SYSTEM		格納容器の構造と格納容器の系統		
Criterion 54: Containment system for the reactor		要件 54:原子炉格納容器系		○
	A containment system shall be provided to ensure or to contribute to the fulfilment of the following safety functions at the nuclear power plant: (1) confinement of radioactive substances in operational states and in accident conditions; (2) protection of the reactor against natural external events and human induced events; (3) radiation shielding in operational states and in accident conditions.	次の安全機能を達成することを確保するためにまたは達成することに寄与するために、格納容器系を設置しなければならない。原子力発電所では(1)運転状態および事故の状態における放射性物質の閉じ込め、(2)自然外部事象および人的起回事象からの原子炉の防護、(3)運転状態および事故の状態における放射線の遮蔽		○
Criterion 55: Control of radioactive releases from the containment		要件 55:格納容器からの放射性物質放出の管理		○
	The design of the containment shall be such as to ensure that any release of radioactive material from the nuclear power plant to the environment is as low as reasonably achievable, is below the authorized limits on discharges in operational states and is below acceptable limits in accident conditions.	格納容器系の設計は、原子力発電所からのいかなる放射性物質の環境への放出も合理的に達成可能な限り低く、かつ運転状態においては許可された放出限度未満で、事故の状態においては許容限界未満であることを確保するものでなければならない。		○
	6.20. The containment structure and the systems and components affecting the leak tightness of the containment system shall be designed and constructed so that the leak rate can be tested after all penetrations through the containment have been installed and, if necessary during the operating lifetime of the plant, so that the leak rate can be tested at the containment design pressure.	6.20. 格納容器系の気密性に影響を与える格納容器の構築物および系統ならびに機器は、格納容器を通過するすべての貫通部を設置した後、漏えい率が試験できるように設計および製作されなければならない。また必要ならばプラントの運転寿命中、設計圧力で漏えい率が試験できるように設計および		○

	6.21. The number of penetrations through the containment shall be kept to a practical minimum and all penetrations shall meet the same design requirements as the containment structure itself. The penetrations shall be protected against reaction forces caused by pipe movement or accidental loads such as those due to missiles caused by external or internal events, jet forces and pipe whip.	製作されなければならない。 6.21. 格納容器の貫通部の数は可能な最小限に留めなければならない、またすべての貫通部は格納容器の構築物自体と同じ設計要件を満たさなければならない。その貫通部は配管の移動により生じる反力や外部もしくは内部事象により引き起こされたミサイル、ジェット力およびパイプホイップによる、事故時の荷重に対しても防護されていなければならない。		○
Criterion 56: Isolation of the containment		要件 56: 格納容器の隔離		○
	Each line that penetrates the containment at a nuclear power plant as part of the reactor coolant pressure boundary or that is connected directly to the containment atmosphere shall be automatically and reliably sealable in the event of an accident in which the leak tightness of the containment is essential to preventing radioactive releases to the environment that exceed acceptable limits.	格納容器の気密性が、許容限界を超える環境への放射性物質の放出を防止する点で重要な事故事象では、原子炉冷却材圧力バウンダリの一部として原子力発電所の格納容器を貫通するまたは格納容器の雰囲気と直接接続する配管はすべて、自動的かつ確実に閉鎖しなければならない。	2	△
	6.22. Lines that penetrate the containment as part of the reactor coolant pressure boundary and lines that are connected directly to the containment atmosphere shall be fitted with at least two adequate containment isolation valves or check valves arranged in series ¹² , and shall be provided with suitable leak detection systems for preventing the containment bypass of radioactive materials . Containment isolation valves or check valves shall be located as close to the containment as is practicable, and each valve shall be capable of reliable and independent actuation and of being periodically tested.	6.22. 放射性物質の格納容器バイパスを防止するため、圧力バウンダリの一部として格納容器を貫通する配管および格納容器の雰囲気と直接接続する配管には、少なくとも2個の直列に配置された適切な格納容器隔離弁または逆止弁を取り付けなければならない、また適切な漏えい検出システムを取り付けなければならない。隔離弁または逆止弁は実施可能な限り格納容器に近づけて配置し、また、各弁は確実にかつ独立に作動することができ、さらに定期的に試験することができなければならない。	2	△
	6.23 24 . Each line that penetrates the containment and that neither is part of the reactor coolant pressure boundary nor is connected directly to the containment atmosphere shall have at least one adequate containment isolation valve. The containment isolation valves shall be located outside the containment and as close to the containment as is practicable.	6.23 24 . 格納容器を貫通するが、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接続されない各配管には、少なくとも1つの適切な格納容器隔離弁を設けなければならない。格納容器隔離弁は格納容器の外側に、実施可能な限り格納容器に近づけて配置しなければならない。		
	6.24 23 . Exceptions to the requirements for containment isolation in paras. 6.22, 6.23 shall be permissible for specific classes of lines such as instrumentation lines, or in cases in which application of the methods of containment isolation specified in para. 6.22, 6.23 would reduce the reliability of a safety system that includes a penetration of the containment.	6.24 23 パラグラフ 6.22、6.23 の格納容器の隔離の要求の例外は、計測ライン等の特定の分類ライン、もしくは 6.22、6.23 で規定された格納容器の隔離の方法を適用することで格納容器の貫通を含む安全系の信頼性が低下する場合においては認められる。	2	△
Criterion 57: Access to the containment				○
	Access by operating personnel to the containment at a nuclear power plant shall be through airlocks equipped with doors that are interlocked to ensure that at least one of the doors is closed during reactor power operation and in accident conditions.	運転員の原子力発電所での格納容器への立入りは、原子炉出力運転中と事故状態の間、少なくとも1つの扉が常に閉まっていることを保証するためにインターロックされる扉を装備したエアロックを通らなければならない。		○
	6.25. Where provision is made for entry of operating personnel for surveillance purposes, provisions for ensuring protection and safety for operating personnel shall be specified in the design. Where equipment air locks are provided, provisions for ensuring protection and safety for operating personnel shall be specified in the design.	6.25 サーベイランス目的で運転員が入ることとなっている場合、運転員の保護と安全を確保するための対策が設計で規定されなければならない。機器エアロックが備えられている場合、運転員の保護と安全を確保するための対策が設計で規定されなければならない。		○
	6.26. Containment openings for the movement of equipment or material through the containment shall be designed to be closed quickly and reliably in the event that isolation of the containment is required.	6.26 格納容器を通過する施設や物質の移動のために格納容器を開ける際は、格納容器の隔離が必要とされる場合にそなえ、素早く確実に閉めることができるように設計しなくてはならない。		○

Criterion 58: Control of containment conditions		要件 58: 格納容器の状態の管理		○
	Provision shall be made to control the pressure and temperature in the containment at a nuclear power plant and to control any buildup of fission products or other gaseous, liquid or solid substances that might be released inside the containment and that could affect the operation of systems important to safety.	原子力発電所の格納容器内の圧力と温度の管理対策、さらに格納容器内に放出され、および安全上重要な系統の運転に影響を及ぼす可能性のある核分裂生成物またはその他の気体、液体もしくは固体の物質も、それらの蓄積を管理する対策をとらねばならない。		○
	6.27. The design shall provide for sufficient flow routes between separate compartments inside the containment. The cross-sections of openings between compartments shall be of such dimensions as to ensure that the pressure differentials occurring during pressure equalization in accident conditions do not result in unacceptable damage to the pressure bearing structure or to systems that are important in mitigating the effects of accident conditions.	6.27. 設計により、格納容器内の個別のコンパートメント間に、適切な流路を設けなければならない。コンパートメント間の開口部の断面積は、事故の状態において圧力が平衡になる間に生じる圧力差が、耐圧構築物や事故の状態の影響を緩和するのに重要な系統に許容できない損傷を与えないことを確保できるような寸法でなければならない。		○
	6.28. The capability to remove heat from the containment shall be ensured, in order to reduce the pressure and temperature in the containment, and to maintain them at acceptably low levels, after any accidental release of high energy fluids . The systems performing the function of removal of heat from the containment shall have sufficient reliability and redundancy to ensure that this function can be fulfilled.	6.28. 原子炉格納容器からの熱除去能力は、高エネルギー流体が放出されるような事故の後でも、格納容器内の圧力と温度を低下させ、容認可能な低レベルで維持するように確保されなければならない。格納容器から熱除去機能を行うシステムは、この機能を果たすために適切な信頼性と多重性をもたなければならない。	2	△
	6.29. Design features to control fission products, sodium hydrogen, oxygen and other substances that might be released into the containment shall be provided as necessary:	6.29. 原子炉格納容器に放出される可能性のある核分裂生成物、 ナトリウム 水素、酸素及び他の化学種を制御する設計方針は、必要に応じて提供されなければならない。	2	△
	(1) to reduce the amounts of fission products that could be released to the environment in accident conditions;	(1) その設計方針は、事故の状態において環境に放出される可能性のある核分裂生成物の量を減少させるためのものである。		○
	(2) to prevent or mitigate sodium combustion and sodium-concrete reaction control the concentration of hydrogen, oxygen and other substances in the containment atmosphere in accident conditions so as to prevent thermal, deflagration or detonation loads that could challenge the integrity of the containment.	(2) その設計方針は、格納容器の健全性を危うくすると思われる 熱負荷やデフラグレーション または デトネーション による圧力を防止するため、事故状態下での格納容器雰囲気での ナトリウム燃焼 や ナトリウム-コンクリート反応 を防止または緩和する 水素、酸素 および他の化学種の濃度を制御するためのものである。	2	△
6.30. Coverings, thermal insulations and coatings for components and structures within the containment system shall be carefully selected, and methods for their application shall be specified, to ensure the fulfilment of their safety functions and to minimize interference with other safety functions in the event of deterioration of the coverings, thermal insulations and coatings.	6.30. 格納容器系内の機器と構築物の覆い、断熱材および上塗りが劣化する場合、その他の安全機能に対する影響が最小限になるように、それらの覆いと断熱材、および上塗りを注意深く選択しなくてはならない、またそれらの適用方法を定めなければならない。		○	
INSTRUMENTATION AND CONTROL SYSTEMS		計測制御系		
Criterion 59: Provision of instrumentation		要件 59: 計装設備		○
	Instrumentation shall be provided for determining the values of all the main variables that can affect the fission process, the integrity of the reactor core, the reactor coolant systems and the containment at the nuclear power plant, for obtaining essential information on the plant that is necessary for its safe and reliable operation, for determining the status of the plant in accident conditions, and for making decisions for the purposes of accident management.	安全で信頼性の高い運転に必要なプラントの重要な情報を得るために、事故時のプラントの状態を判断するために、さらにアクシデント・マネージメントのための判断をするために、原子力発電所の核分裂プロセス、炉心の健全性、原子炉冷却材系および格納容器に影響を与える主要な可変量のすべてを判断するための計装を設置しなければならない。		○

	<p>6.31. Instrumentation and recording equipment shall be provided to ensure that essential information is available for monitoring the status of essential equipment and the course of accidents; for predicting the locations of release and amount of radioactive material that could be released from the locations that are so intended in the design, and for post-accident analysis.</p> <p>6.31bis. Instrumentation lines, which penetrate or are connected to the reactor coolant boundary, the reactor cover gas boundary, the secondary sodium boundary and the secondary cover gas boundary, shall be designed so that sodium leak and combustion, which might be caused by their failure, are prevented or mitigated.</p>	<p>6.31. 重要な設備の状態と事故の経過監視に重要な情報が利用できることを確保するために、すなわち、設計で考慮した位置から放出する可能性のある放射性物質の放出位置および量を推測するためと事故後の解析のために、計装と記録の設備を設置しなければならない。</p> <p>6.31-2. 原子炉冷却材バウンダリと原子炉カバーガスバウンダリ、2次ナトリウムバウンダリを貫通または接続される計装ラインは、その破損を想定しても、系外へのナトリウム漏えいとその燃焼を防止または抑制できるように設計しなければならない。</p>		○
Criterion 60: Control systems		要件 60: 制御系		○
	Appropriate and reliable control systems shall be provided at the nuclear power plant to maintain and limit the relevant process variables within the specified operational ranges.	重要なプロセス変数が定められた運転範囲内で維持され、および制限されるように、適切で信頼できる制御系を原子力発電所に設置しなければならない。		○
Criterion 61: Protection system		要件 61: 保護系		○
	A protection system shall be provided at the nuclear power plant that has the capability to detect unsafe plant conditions and automatically to initiate safety actions to actuate the safety systems necessary for achieving and maintaining safe plant conditions.	安全でないプラント状態を検知する能力と、安全なプラント状態を達成しまた維持するために必要な安全システムを作動させる、自動的な安全作動の起動能力を備えた、保護系を原子力発電所に設置しなければならない。		○
	6.32. The protection system shall be designed:	6.32. 保護系は次のように設計しなければならない。		○
	(1) to be capable of overriding unsafe actions of the control system;	(1) 制御系の安全でない作動を無効にできること。		○
	(2) with fail-safe characteristics to achieve safe plant conditions in the event of failure of the protection system.	(2) 保護系の故障の場合には、安全なプラント状態を達成できるフェール・セーフ特性を持つこと。		○
	6.33. The design:	6.33 設計は		○
	(1) shall prevent operator actions that could compromise the effectiveness of the protection system in operational states and in accident conditions, but not counteract correct operator actions in accident conditions;	(1) 運転状態および事故の状態において、保護系の有効性に支障をきたす可能性のある運転員の操作を防止しなければならない。しかしながら、事故の状態においては、正しい運転員操作を妨げてはならない。		○
(2) shall automate various safety actions to actuate safety systems so that operator action is not necessary within a justified period of time from the onset of anticipated operational occurrences or accident conditions;	(2) 運転時に予想される過渡変化または事故の状態の開始から正当な期間内は、運転員の操作が必要とならないように、安全系を作動する様々な安全作動を自動化しなければならない。		○	
(3) shall make relevant information available to the operator for monitoring the effects of automatic actions.	(3) 自動作動の効果を監視するために、運転員が関連する情報を得られるようにしなければならない。		○	
Criterion 62: Reliability and testability of instrumentation and control systems		要件 62: 計装と制御系の信頼性と試験の可能性		○
	Instrumentation and control systems for items important to safety at the nuclear power plant shall be designed for high functional reliability and periodic testability commensurate with the safety function(s) to be performed.	原子力発電所での安全上重要な設備の計装および制御系は、遂行されるべき安全機能にふさわしい機能上の高い信頼性と定期的な試験可能性をもつように設計しなければならない。		○
	6.34. Design techniques such as testability, including a self-checking capability where necessary, fail-safe characteristics, functional diversity, and diversity in component design and concepts of operation shall be used to the extent practicable to prevent loss of a safety function.	6.34. 安全機能が喪失することを防止するために、実施可能な範囲で、必要であれば自己検査能力を含む試験可能性、フェール・セーフ特性、機能上の多様性、および機器の設計と運転の概念の多様性のような設計手法を		○

	6.35. Safety systems shall be designed to permit periodic testing of their functionality when the plant is in operation, including the possibility of testing channels independently for the detection of failures and losses of redundancy. The design shall permit all aspects of functionality testing for the sensor, the input signal, the final actuator and the display.	6.35. 安全系は、プラントが運転中にそれら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ず、それには、故障と冗長性の喪失の検出のため、チャンネルを独立して試験できることを含めなければならない。検出器、入力信号、最終アクチュエータおよびディスプレイに関するすべての機能について試験できるように設計しなければならない。		○
	6.36. When a safety system, or part of a safety system, has to be taken out of service for testing, adequate provision shall be made for the clear indication of any protection system bypasses that are necessary for the duration of the testing or maintenance activities.	6.36. 原子力発電所の安全系または安全系の一部を試験のために供用から外さなければならないときは、試験または保守の間に必要とされる保護系のバイパスのすべてを明確に表示する対策をとらなければならない。		○
Criterion 63: Use of computer based equipment in safety systems and safety related systems		要件 63: 安全系と安全関連系における計算機ベース設備の使用		○
	If a system important to safety at the nuclear power plant is dependent upon computer based equipment, appropriate standards and practices for the development and testing of computer hardware and software shall be established and implemented throughout the lifetime of the system, and in particular throughout the software development cycle. The entire development shall be subject to a quality management system.	原子力発電所の安全上重要な系統が計算機ベース設備に依存するならば、その系統の存続期間、とくに、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および手法を策定し実施しなければならない。開発全体を、品質保証系の対象としなければならない。		○
	6.37. For computer based equipment in safety systems or safety related systems:	6.37. 安全上重要な系統内の計算機ベースの設備は以下のようなものである。		○
	(1) a high quality of, and best practices for, hardware and software shall be used, in accordance with the importance of the system to safety;	(1) ハードウェアおよびソフトウェアに、系統の安全重要度に合致する高い品質と最善の手法を使用しなければならない。		○
	(2) the entire development process, including control, testing and commissioning of design changes, shall be systematically documented and shall be reviewable;	(2) 設計変更に関する管理、試験および試運転を含む開発プロセス全体を系統的に文書化しなければならず、また評価できるようにしなければならない。		○
	(3) an assessment of the equipment shall be undertaken by experts independent of the design team and the supplier team to provide assurance of its high reliability;	(3) 設備の信頼性が確かなものであることを確認するために、設計チームおよび供給者チームから独立した専門家による当該設備の評価を行わなければならない。		○
	(4) where safety functions are essential for achieving and maintaining safe conditions, and the necessary high reliability of the equipment cannot be demonstrated with a high level of confidence, diverse means of ensuring the fulfilment of the safety functions shall be provided;	(4) 安全状態を達成しまた維持するための安全機能が必須である場合、および施設の必要とされる高い信頼性が、高いレベルの信頼性をもって実証できない場合、安全機能の遂行を確保する多様性のある手段を備えなければならない。		○
	(5) common cause failures deriving from software shall be taken into consideration;	(5) ソフトウェアに由来する共通原因故障を考慮しなければならない。		○
(6) protection shall be provided against accidental disruption of or deliberate interference with system operation.	(6) 系統操作における事故による障害あるいは作動的な妨害に対する防護が備えられなければならない。		○	
Criterion 64: Separation of protection systems and control systems		要件 64: 安全系と制御系の分離		○
	Interference between protection systems and control systems at the nuclear power plant shall be prevented by means of separation by avoiding	相互連結の回避または適切な機能上の独立による分離手段により、原子力発電所の保護系および低位クラスの系統や同じクラスの冗長系統間の干渉		○

	interconnections or by suitable functional independence.	を防がなければならない。		
	6.38. If signals are used in common by both a protection system and any control system, separation (such as by adequate decoupling) shall be ensured and the signal system shall be classified as part of the protection system.	6.38. 保護系と制御系で信号を共用する場合、適切な切り離しなどを図ることによって、適切な分離を確実に実施し、また信号系は安全系の一部として分類しなければならない。		○
Criterion 65: Control room		要件 65: 制御室		○
	A control room shall be provided at the nuclear power plant from which the plant can be safely operated in all operational states, either automatically or manually, and from which measures can be taken to maintain the plant in a safe state or to bring it back into a safe state after anticipated operational occurrences and accident conditions.	すべての運転状態において自動あるいは手動によりプラントを安全に運転することができ、また運転時に予想される過渡変化および事故の状態後、プラントを安全な状態に維持しあるいはプラントを安全な状態に戻すための対応をとることができる制御室を原子力発電所に設置しなければならない。		○
	6.39. Appropriate measures shall be taken, including the provision of barriers between the control room at the nuclear power plant and the external environment, and adequate information shall be provided for the protection of occupants of the control room against hazards such as high radiation levels resulting from accident conditions, release of radioactive material, fire, or explosive or toxic gases.	6.39. 事故の状態に起因する高い放射線レベル、放射性物質の放出、火災、あるいは爆発性もしくは有毒性ガスなどの危険から制御室の職員を守るために、原子力発電所の制御室と外部環境との間のバリア設置を含む適切な措置を講じるとともに、適切な情報を提供しなければならない。		○
	6.40. Special attention shall be paid to identifying those events, both internal and external to the control room, that could challenge its continued operation, and the design shall provide for reasonably practicable measures to minimize the consequences of such events.	6.40. 制御室の内外を問わず、制御室での継続した操作の妨げになるような事象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。		○
Criterion 66: Supplementary control room		要件 66: 補助制御室		○
	Instrumentation and control equipment shall be kept available, preferably at a single location (a supplementary control room) that is physically, electrically and functionally separate from the control room at the nuclear power plant. The supplementary control room shall be such that the reactor can be placed and maintained in a shut down state, residual heat can be removed, and essential plant variables can be monitored if there is a loss of ability to perform these essential safety functions in the control room.	計測制御設備は、原子力発電所の制御室から物理的、電氣的、および機能的に分離された場所、できれば一箇所(補助制御室)で利用できなければならない。制御室がこうした重要な安全機能を行う能力がないときは、補助制御室が、原子炉を停止状態に移行してその状態を維持し、 残留熱 を除去し、さらにプラントの重要なパラメータをモニタできるようなものでなければならない。		○
	6.41. The requirements of para. 6.39 for taking appropriate measures and providing adequate information for the protection of occupants against hazards apply for the supplementary control room at the nuclear power plant.	6.41 適切な対策と十分な情報を提供することにより危険から職員を保護する、パラグラフ 6.39 の要件を、原子力発電所の補助制御室にも同様に適用する。		○
Criterion 67: Emergency control centre		要件 67: 緊急時制御センター		○
	An on-site emergency control centre, separate from both the plant control room and the supplementary control room, shall be provided from which an emergency response can be directed at the nuclear power plant.	プラントの制御室と補助制御室の両方から独立した緊急時対応を指揮することができる所内緊急時制御センターを、原子力発電所に設置しなければならない。		○
	6.42. Information about important plant parameters and radiological conditions at the nuclear power plant and in its immediate surroundings shall be provided in	6.42. 緊急時制御センターでは、プラントの重要なパラメータおよび原子力発電所と周辺の放射線の状況に関する情報を入手できるようにしなければ		○

	the on-site emergency control centre. The on-site emergency control centre shall provide means of communication with the control room, the supplementary control room and other important locations at the plant, and with on-site and off-site emergency response organizations. Appropriate measures shall be taken to protect the occupants of the emergency control centre for a protracted time against hazards resulting from accident conditions. The emergency control centre shall include the necessary systems and services to permit extended periods of occupation and operation by emergency response personnel.	ならない。所内緊急時制御センターには、制御室、補助制御室、発電所内の他の重要な場所、さらに所内・所外の緊急時対応機関と連絡するための手段を備えなければならない。事故状態から生じる危険から緊急時制御センターの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。この緊急時制御センターには、緊急時対応要員が長期間にわたって居住した作業をするための、必要な系統とサービスを備えなければならない。		
EMERGENCY POWER SUPPLY		非常用電源供給系		
Criterion 68: Emergency power supply		要件 68: 非常用電源供給系		○
	The emergency power supply at the nuclear power plant shall be capable of supplying the necessary power in anticipated operational occurrences and accident conditions, in the event of the loss of off-site power.	原子力発電所の非常用電源供給系は、外部電源の喪失の場合には、運転時に予想される過渡変化および事故の状態においても必要な電力を供給できなければならない。		○
	6.43. In the design basis for the emergency power supply at the nuclear power plant, due account shall be taken of the postulated initiating events and the associated safety functions to be performed, to determine the requirements for capability, availability, duration of the required power supply, capacity and continuity.	6.43. 原子力発電所の非常用電源供給系の設計基準では、性能、有用性、必要な電力供給期間、容量、さらに継続性の要件を決定するために、想定起因事象とそれに関連する安全機能を十分に考慮しなければならない。		○
	6.44. The means to provide emergency power shall have diversity to the extent practicable and redundancy for suppressing maintaining the function against common cause failure including external events (such as by means of water, steam or gas turbines, diesel engines or batteries). And those shall have a reliability and type that are consistent with all the requirements of the safety systems to be supplied with power, and their functional capability shall be testable.	6.44. 非常用電源を供給する方法は、外的事象も含めた共通要因故障で機能喪失に至りにくく、冗長性及び実用上可能な限り多様性をもつこと(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、また、電力供給を受ける安全系のすべての要件と整合のとれた信頼性および形態を確保し、また、それらの機能上の性能は試験可能でなければならない。	3	+
	6.45. The design basis for any diesel engine or other prime mover ¹³ that provides an emergency power supply to items important to safety shall include:	6.45. 安全上重要な設備に緊急電源を供給するすべてのディーゼルエンジンや主駆動源の設計基準には、以下の事項を含めなければならない。		○
	(1) the capability of the associated fuel oil storage and supply systems to satisfy the demand within the specified time period;	(1) 規定された時間内に要求量の燃料油を貯蔵および供給できること		○
	(2) the capability of the prime mover to start and to function successfully under all specified conditions and at the required time;	(2) 定められたすべての条件下で必要な時にうまく始動し機能する主駆動源の能力		○
	(3) auxiliary systems of the prime mover such as coolant systems.	(3) 冷却系などの主駆動源の補機系		○
SUPPORTING SYSTEMS AND AUXILIARY SYSTEMS		補助系および補機系		
Criterion 69: Performance of supporting systems and auxiliary systems.		要件 69: 補助系と補機系の性能		○
	The design of supporting systems and auxiliary systems shall be such as to ensure that the performance of these systems is consistent with the safety significance of the system or component that they serve at the nuclear power	補助系と補機系の設計は、これらの系統の性能が、原子力発電所で供給する相手の系統もしくは機器の安全上の重要性と一貫していることを確保するものであること。		○

	plant.			
Criterion 70: Heat transport systems		要件 70:熱輸送系		○
	Auxiliary systems shall be provided as appropriate to remove heat from systems and components at the nuclear power plant that are required to function in operational states and in accident conditions.	運転状態および事故の状態での機能が必要とされる、原子力発電所の系統と機器から、熱を必要に応じて除去しなくてはならない補助系を備えなければならない。		
	6.46. The design of heat transport systems shall be such as to ensure that non-essential parts of the systems can be isolated.	6.46. 熱輸送系の設計は、系統の非安全系の部分を隔離することができるものでなければならない。		○
Criterion 71: Process sampling systems and post-accident sampling systems		要件 71:プロセスサンプリング系と事故後サンプリング系		○
	Process sampling systems and post-accident sampling systems shall be provided for determining in a timely manner the concentration of specified radionuclides in fluid process systems, and in gas and liquid samples taken from systems or from the environment, in all operational states and in accident conditions at the nuclear power plant.	プロセスサンプリング系と事故後サンプリング系は、原子力発電所のすべての運転状態と事故の状態において、流体プロセスシステムとシステムまたは環境から採取した気体および液体のサンプルの中の、規定された放射性核種の濃度を、適時確定するために備えねばならない。		○
	6.47. Appropriate means shall be provided at the nuclear power plant for the monitoring of activity in fluid systems that have the potential for significant contamination, and for the collection of process samples.	6.47. 原子力発電所では、重大な汚染の可能性のある流体系内の放射能のモニタリングおよびプロセス試料の収集のために、適切な方法をとらなければならない。		○
Criterion 72: Compressed air systems		要件 72:圧縮空気系		○
	The design basis for any compressed air system that serves an item important to safety at the nuclear power plant shall specify the quality, flow rate and cleanness of the air to be provided.	原子力発電所の安全上重要な設備に供給するすべての圧縮空気系の設計基準は、供給する空気の品質、流量および清浄度を定めるものでなければならない。		○
Criterion 73: Air conditioning systems and ventilation systems		要件 73:空調系と換気系		○
	Systems for air conditioning, air heating, air cooling and ventilation shall be provided as appropriate in auxiliary rooms or other areas at the nuclear power plant to maintain the required environmental conditions for systems and components important to safety in all plant states.	空調、暖房、冷房および換気に関する系統は、あらゆるプラント状態において、安全上重要な系統および機器に必要な環境状態を維持するために、原子力発電所の補機室あるいは他の場所に適切に備えなければならない。		○
	6.48. Systems shall be provided for the ventilation of buildings at the nuclear power plant with appropriate capability for cleaning of air <u>or gas</u> :	6.48 原子力発電所の建屋の換気のために、以下に示す空気 <u>あるいは気体</u> の、浄化の適切な能力の系統を備えなければならない。	2	+
	(1) to prevent unacceptable dispersion of airborne radioactive substances within the plant;	(1)プラント内の浮遊放射性物質の容認できない分散を防止する。		○
	(2) to reduce the concentration of airborne radioactive substances to levels compatible with the need for access by personnel to the area;	(2)人が区域にアクセスすることができるレベルにまで浮遊放射性物質の濃度を低減する。		○
(3) to keep the levels of airborne radioactive substances in the plant below authorized limits and as low as reasonably achievable;	(3)プラント内の浮遊放射性物質のレベルを、許可された限度未満に、また合理的に達成可能な限り低く維持する。		○	

	(4) to ventilate rooms containing inert gases or noxious gases without impairing the capability to control radioactive effluents;	(4)不活性ガスや毒ガスを含む部屋を、放射性廃棄物の管理能力を損なうことなく換気する。		○
	(5) to control releases of gaseous radioactive material to the environment below the authorized limits on discharges and to keep them as low as reasonably achievable.	(5)気体状放射性物質の環境への放出を許可された放出限度以下に管理し、また合理的に達成可能な限り低く維持する。		○
	6.49. Areas of higher contamination at the plant shall be maintained at a depression (partial vacuum) with respect to areas of lower contamination and other accessible areas.	6.49 プラントの高汚染区域を、低汚染区域と他のアクセス可能な区域に対して、より低い気圧(部分真空)に維持するようになければならない。		○
Criterion 74: Fire protection systems		要件 74:消火系		○
	Fire protection systems, including fire detection systems and fire extinguishing systems, fire containment barriers and smoke control systems, shall be provided throughout the nuclear power plant, with due account taken of the results of the fire hazard analysis.	火災を検出する系統、また消火する系統、防火壁、さらに排煙設備などの消火系は、火災災害について解析した結果を検討して、原子力発電所全体に備えられなければならない。		○
	6.50. The fire protection systems installed at the nuclear power plant shall be capable of dealing safely with fire events of the various types that are postulated.	6.50. 原子力発電所に設置する防火系は、想定される各種の火災事象に安全に対処できるものでなければならない。		○
	6.51. Fire extinguishing systems shall be capable of automatic actuation where appropriate. Fire extinguishing systems shall be designed and located to ensure that their rupture or spurious or inadvertent operation would not significantly impair the capability of items important to safety.	6.51 消火装置は、必要に応じて自動起動できるものでなければならない。消火系は、それらの破損あるいは不法なまたは不注意な操作により、安全上重要な設備の能力に重大な影響を与えることなく設計し、また配置しなければならない。		○
	6.52. Fire detection systems shall be designed to provide operating personnel promptly with information on the location and spread of any fires that start.	6.52. 火災を検出する系統は、発生する火災の火元とその広がりに関する情報を、速やかに運転員に提供するように設計しなければならない。		○
	6.53. Fire detection systems and fire extinguishing systems that are necessary to protect against a possible fire following a postulated initiating event shall be appropriately qualified to resist the effects of the postulated initiating event.	6.53. 想定起回事象の後に発生する可能性のある火災に対して、これから防護するために必要な火災を検出する系統と消火の系統は、想定起回事象の影響に耐えられることが適切に認定されたものでなければならない。		○
	6.54. Non-combustible or fire retardant and heat resistant materials shall be used wherever practicable throughout the plant, in particular in locations such as the containment and the control room.	6.54. プラント全体、とく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の材料と耐熱性の材料を使わなければならない。		○
Criterion 75: Lighting systems		要件 75:照明設備		○
	Adequate lighting shall be provided in all operational areas of the nuclear power plant in operational states and in accident conditions.	運転状態および事故の状態において、原子力発電所内のすべての運転区域で、適切な照明を備えなければならない。		○
Criterion 76: Overhead lifting equipment		要件 76:天井走行クレーン設備		○
	Overhead lifting equipment shall be provided for lifting and lowering items important to safety at the nuclear power plant, and for lifting and lowering other items in the proximity of items important to safety.	原子力発電所の安全上重要な設備を昇降させ、また安全上重要な設備の近傍で他の機器を昇降させる頭上クレーン設備を備えなければならない。		○
	6.55. The overhead lifting equipment shall be designed so that:	6.55. この頭上クレーン設備は、以下の項目が実施できるように設計しなければならない。		○

	(1) measures are taken to prevent the lifting of excessive loads;	(1) 過大な荷重の吊上げを防ぐ対策を講じること。		○
	(2) conservative design measures are applied to prevent any unintentional dropping of loads that could affect items important to safety;	(2) 安全上重要な設備に影響を与える可能性のある不測の重荷の落下を防止するための保守的な設計手段を適用すること。		○
	(3) the plant layout permits the safe movement of the overhead lifting equipment and of items being transported;	(3) プラントレイアウトで、頭上クレーン設備と輸送中の設備の安全な移動が可能になるようにすること。		○
	(4) such equipment can be used only in specified plant states (by means of safety interlocks on the crane);	(4) そのような設備は定められたプラント状態においてのみ使用することができること(クレーンの安全保護装置を利用して)。		○
	(5) such equipment for use in areas where items important to safety are located is seismically qualified.	(5) 安全上重要な設備が設置されている場所で使用するそのようなクレーン設備は耐震性について認定すること。		○
Criterion 76bis: Sodium Heating Systems		要件 76-2: ナトリウム予熱系	2	+
	Heating systems shall be provided as necessary for safety-related components, which contain, or could be required to contain, sodium or sodium aerosol in order to prevent loss of fundamental safety functions of these components failures by sodium freezing and in order to maintain fundamental safety functions of these components. These heating systems and their controls shall be appropriately designed to assure that the temperature distribution and rate of change of temperature are maintained within design limits.	76-2: 予熱系は、ナトリウムまたはナトリウムエアロゾルを内包するまたは内包することが求められる安全機器に対して、ナトリウムの固化による破損を防止し、対し基本的安全機能を維持するために、必要に応じて提供されなければならない。これらの予熱系とその制御系は、温度分布と温度変化率が設計限度内に維持されるよう適切に設計されなければならない。	2	+
OTHER POWER CONVERSION SYSTEMS		その他の出力変換系		
Criterion 77: Steam supply system, feedwater system and turbine generators		要件 77: 蒸気供給系、給水系およびタービン発電機		○
	The design of the steam supply system, feedwater system and turbine generators for the nuclear power plant shall be such as to ensure that the appropriate design limits of the reactor coolant pressure-boundary are not exceeded in operational states or accident conditions.	原子力発電所での蒸気供給系、給水系およびタービン発電機の設計は、原子炉冷却材圧力バウンダリが通常運転時、運転時もしくは事故の状態において、適切な設計限界を超えないことを確保するものでなければならない。	2	△
	6.56. The design of the steam supply system shall provide for appropriately rated and qualified steam isolation valves capable of closing under the specified conditions in operational states and accident conditions.	6.56. 蒸気供給系の設計は、通常運転時や運転時に予想される過渡変化または事故の状態において、定められた条件で閉止することができる。適切な定格の認定された蒸気隔離弁を備えたものでなければならない。		○
	6.57. The steam supply system and feedwater systems shall be of sufficient capacity and shall be designed to prevent anticipated operational occurrences from escalating to accident conditions.	6.57. 蒸気供給系と給水系は、十分な容量のもので、また運転時に予想される過渡変化が事故の状態に拡大することを防ぐように設計しなければならない。		○
	6.58. The turbine generators shall be provided with appropriate protection such as overspeed protection and vibration protection, and measures shall be taken to minimize the possible effects of turbine generated missiles on items important to	6.58. タービン発電機には、過回転防止装置および振動防止などの適切な保護装置を備えなければならない。また安全上重要な設備へのタービンミサイルの潜在的な影響を極小化する対策を講じなければならない。		○

	safety.			
TREATMENT OF RADIOACTIVE EFFLUENTS AND RADIOACTIVE WASTE		放射性廃棄物および放射性物質の処理		
Criterion 78: Systems for treatment and control of waste		要件 78: 廃棄物の処理および管理に関する系統		○
	Systems shall be provided for treating solid radioactive waste and liquid radioactive waste at the nuclear power plant to keep the amounts and concentrations of radioactive releases below the authorized limits on discharges and as low as reasonably achievable.	これらの系統は、原子力発電所での固体放射性廃棄物および液体放射性廃棄物を処理し、放射性物質の放出量と濃度を許可された放出限度以下に、また合理的に達成可能な限り低く維持するものでなければならない。		○
	6.59. Systems and facilities shall be provided for the management and storage of radioactive waste on the nuclear power plant site for a period of time consistent with the availability of the relevant disposal option.	6.59. これらの系統と施設は、関連管理処分オプションが利用可能となるまでの期間にわたり、原子力発電所内で放射性廃棄物を管理しまた貯蔵するものでなければならない。		○
	6.60 The design of the plant shall incorporate appropriate features to facilitate the movement, transport and handling of radioactive waste. Consideration shall be given to the provision of access to facilities and to capabilities for lifting and for packaging.	6.60 プラントの設計は、放射性廃棄物の移動、輸送および取り扱いを容易にするための適切な手段を用いたものでなければならない。施設へのアクセスの条件と、吊上げと梱包の能力について考慮しなければならない。		○
Criterion 79: Systems for treatment and control of effluents		要件 79: 排水の処理および管理系統		○
	Systems shall be provided at the nuclear power plant for treating liquid and gaseous radioactive effluents to keep their amounts below the authorized limits on discharges and as low as reasonably achievable.	原子力発電所でのこれらの系統は、液体および気体の放射性廃棄物を処理して、放出する量と濃度を許可された放出限度以下に、また合理的に達成可能な限り低く維持するものでなければならない。		○
	6.61. Liquid and gaseous radioactive effluents shall be treated at the plant so that exposure of members of the public due to discharges to the environment is as low as reasonably achievable.	6.61. 液体および気体の放射性廃棄物はプラントで処理し、環境への放出による公衆の被ばくが合理的に達成可能な限り低くなるようにしなければならない。		○
	6.62. The design of the plant shall incorporate suitable means to keep the release of radioactive liquids to the environment as low as reasonably achievable and to ensure that radioactive releases remain below the authorized limits on discharges.	6.62. 放射性液体の環境への放出を合理的に達成可能な限り低く管理し、また放射能放出が許可された放出限度以下になることを確保するように、適切な手段を設計に取り込まなければならない。		○
	6.63. The cleanup equipment for the gaseous radioactive substances shall provide the necessary retention factor to keep radioactive releases below the authorized limits on discharges. Filter systems shall be designed so that their efficiency can be tested, their performance and function can be regularly monitored over their service life, and filter cartridges can be replaced while maintaining the throughput of air.	6.63. ガス状の放射性物質の浄化設備には、放射能放出を許可された放出限度以下に保つのに必要な一時貯蔵設備が備えなければならない。フィルタ系は、性能を試験することができて、供用期間中は性能と機能を定期的にモニタし、またフィルタ・カートリッジを、空気処理量を維持した状態のまま交換できるように設計しなければならない。		○

FUEL HANDLING AND STORAGE SYSTEMS		燃料の取扱系および貯蔵系		
Criterion 80: Fuel handling and storage systems		要件 80:燃料取扱および貯蔵系		○
	Fuel handling and storage systems shall be provided at the nuclear power plant to ensure that the integrity and properties of the fuel are maintained at all times during fuel handling and storage.	原子力発電所の燃料の取扱および貯蔵系は、燃料の取扱と保管において、その健全性と特性を常に維持することを確保するものでなければならない。		○
	6.64. The design of the plant shall incorporate appropriate features to facilitate the lifting, movement and handling of fresh fuel and spent fuel.	6.64. プラントの設計は、新燃料、使用済燃料および放射性廃棄物の吊上げ、移動および取扱を容易にするための適切な手段を用いたものでなければならない。		○
	6.65. The design of the plant shall be such as to prevent any significant damage to items important to safety during the transfer of fuel or casks, or in the event of fuel or casks being dropped.	6.65. プラントの設計は、燃料もしくはキャスクの輸送中、または燃料もしくはキャスクが落下した際、安全上重要な設備に著しい損傷が生じないようにしなければならない。		○
	6.66. The fuel handling and storage systems for irradiated and non-irradiated fuel shall be designed:	6.66. 照射済み燃料と未照射燃料の、燃料取扱と貯蔵系を、以下の目的のために設計しなければならない。		○
	(1) to prevent criticality by a specified margin, by physical means or by means of physical processes, and preferably by the use of geometrically safe configurations, even under conditions of optimum moderation;	(1) 最適減速条件下にあっても、物理的な方法もしくは物理的なプロセスを使用して、また幾何学的に安全な配置を使用することも望ましいが、所定の裕度をもって臨界を防止する。		○
	(2) to permit inspection of the fuel;	(2) 燃料を検査することができる。		○
	(3) to permit maintenance, periodic inspection and testing of components important to safety;	(3) 安全上重要な機器の保守、定期検査および試験を行うことができる。		○
	(4) to prevent damage to the fuel;	(4) 燃料の損傷を防止する。		○
	(5) to prevent the dropping of fuel in transit;	(5) 移動中の燃料の落下を防止する。		○
	(6) to provide for the identification of individual fuel assemblies;	(6) 燃料集合体の個々に識別番号を付ける。		○
	(7) to provide proper means for meeting the relevant requirements for radiation protection;	(7) 放射線防護の関連要件を満たすための適切な手段を備える。		○
	(8) to ensure that adequate operating procedures and a system of accounting for, and control of, nuclear fuel can be implemented to prevent any loss of, or loss of control over, nuclear fuel.	(8) 核燃料の損失、もしくは核燃料の管理を妨げること防止するために、適切な操作手順と計量管理手順を実施することを確保する。		○
	6.67. In addition, the fuel handling and storage systems for irradiated fuel shall be designed:	6.67 さらに、照射済み燃料の燃料取扱および貯蔵系を次の目的のために設計しなければならない。		○
	(1) to permit adequate removal of heat from the fuel <u>and monitoring its status</u> in	(1) 運転状態および全交流電源喪失を含む事故の状態、適切な燃料から	3	+

operational states and in accident conditions; including the loss of all AC power supplies;	の熱除去及びその状態監視を行うことができる。		
(2) to prevent the dropping of spent fuel in transit;	(2) 移動中の使用済燃料の落下を防止する。		○
(3) to prevent causing unacceptable handling stresses on fuel elements or fuel assemblies;	(3) 燃料要素または燃料集合体に容認できない圧力がかかる原因を防止する。		○
(4) to prevent the potentially damaging dropping of heavy objects such as spent fuel casks, cranes or other objects on the fuel;	(4) 使用済燃料キャスク、クレーン、およびその他の物体等の重量物が燃料集合体の上に落下して起こる可能性のある損傷を防止する。		○
(5) to permit safe keeping of suspect or damaged fuel elements or fuel assemblies;	(5) 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。		○
(6) to control levels of soluble absorber if this is used for criticality safety;	(6) 溶解性吸収材を臨界安全のために用いる場合、その濃度レベルを管理する。		○
(7) to facilitate maintenance and future decommissioning of fuel handling and storage facilities;	(7) 燃料取扱及び貯蔵のための施設の保守と今後の廃止措置を容易にする。		○
(8) to facilitate decontamination of fuel handling and storage areas and equipment when necessary;	(8) 必要に応じて、燃料取扱および貯蔵の区域や設備の除染を容易にする、		○
(9) to accommodate, with adequate margins, all the fuel removed from the reactor in accordance with the strategy for core management that is foreseen and the amount of fuel in the full reactor core.	(9) 原子炉から取り出した燃料はすべて、計画した炉心管理の方法および全炉心における燃料体の適切な余裕に従って収容する。		○
(10) to facilitate the removal of fuel from storage and its preparation for off-site transport.	(10)貯蔵庫からの燃料の取出しと所外への輸送の準備を容易にする。		○
6.68. For reactors using a water pool system for fuel storage, the design of the plant shall include the following:	6.68. 水プールの設備で燃料を貯蔵する原子炉では、以下の手段を備えたプラント設計としなければならない。		○
(1) means for controlling the temperature, water chemistry and activity of any water in which irradiated fuel is handled or stored;	(1) 照射済み燃料をその中で取扱いまた貯蔵する水の温度、水化学、および放射能を管理する手段		○
(2) means for monitoring and controlling the water level in the fuel storage pool and means for detecting leakage;	(2) 燃料貯蔵プールの水位を監視しまた管理する手段、および漏洩を検知する手段		○
(3) means for preventing the uncovering of fuel assemblies in the pool in the event of a pipe break (i.e. anti-siphon measures).	(3) 配管破断の場合にプール内の燃料集合体の露出を防止する手段(つまり抗サイフォン対策)		○
(4) means for removal and inactivation of sodium adhered to the fuel during the transport from sodium environment to a water pool in order to prevent fuel damage and keep water quality of the water pool.	(4) 燃料破損の防止と水プールの水質維持のため、ナトリウム環境中から水プールに移送時に、燃料に付着したナトリウムを除去及び不活性化する手段	2	+
6.68bis. For reactors using a sodium tank system for fuel storage, the design shall include the following:	6.68-2. 燃料貯蔵にナトリウムタンク系を用いる原子炉については、設計では以下を含めなければならない。	2	+

	(1) means for controlling the temperature, chemistry and activity of any sodium in which irradiated fuel is handled or stored;	(1) 照射燃料が取り扱われ保管されるあらゆるナトリウムの温度、化学的環境、および放射能を管理する手段。	2	+
	(2) means for monitoring and controlling the sodium level in the fuel storage tank and for detecting leakage;	(2) 燃料貯蔵タンクのナトリウム液位監視及び制御と漏洩検出の手段	2	+
	(3) means to prevent the uncovering of fuel assemblies in the tank in the event of a leakage (e.g. double boundary tank).	(3) 漏洩事象時にタンク内の燃料集合体露出を防ぐ手段。(例:二重バウンダリタンク)	2	+
RADIATION PROTECTION				
Criterion 81: Design for radiation protection		要件 81:放射線防護の設計		○
	Provision shall be made for ensuring that doses to operating personnel at the nuclear power plant will be maintained below the dose limits and will be kept as low as reasonably achievable and that the relevant dose constraints will be taken into consideration.	原子力発電所内の要員への放射線量が限度を下回りまた道理的に達成可能な限り低く維持すること、ならびに関連線量制限値を考慮することを確保する対策がなされなければならない。		○
	6.69. Radiation sources throughout the plant including radioactivated sodium coolant shall be comprehensively identified and exposures and radiation risks associated with them shall be kept as low as reasonably achievable ¹⁴ , the integrity of the fuel cladding shall be maintained, and the generation and transport of corrosion products and activation products shall be controlled.	6.69. 放射化されたナトリウム冷却材を含むプラント内の放射線線源をすべて、包括的に明確にし、また、それに伴う被ばくをおよび放射線リスクを合理的に達成可能な限り低くし、燃料被覆管の健全性を維持し、さらに腐食生成物と放射化生成物の発生と移動を抑制しなければならない。	2	+
	6.70. Materials used in the manufacture of structures, systems and components shall be selected to minimize activation of the material as far as reasonably practicable.	6.70. 構築物、系統および機器の製造に用いる材料は、その放射化が合理的に実施可能な限り低くなるように選定しなければならない。		○
	6.71. For the purposes of radiation protection, provision shall be made for preventing the release or the dispersion of radioactive substances, radioactive waste and contamination at the plant.	6.71. 放射線防護の目的のために、プラントでの放射性物質、放射性廃棄物および汚染物質の放出および拡大を防止する対策がなされなければならない。		○
	6.72. The plant layout shall be such as to ensure that access of operating personnel to areas with radiation hazards and areas of possible contamination is adequately controlled, and that exposures and contamination are prevented or reduced by this means and by means of ventilation systems.	6.72. プラントレイアウトは、放射線危険と汚染の可能性のある区域への運転員のアクセスを適切に管理し、また、この方法と換気系の方法により、被ばくと汚染が防止され、もしくは低減されることを確保するものでなければならない。		○
	6.73. The plant shall be divided into zones that are related to their expected occupancy and to radiation levels and contamination levels in operational states (including refuelling, maintenance and inspection) and to potential radiation levels and contamination levels in accident conditions. Shielding shall be provided so that radiation exposure is prevented or reduced.	6.73. プラントは、想定される立入区域と、運転状態(燃料交換、保守および検査を含む)と事故の状態における放射線と汚染レベル、および事故の状態における予測される放射線レベルと汚染レベルに関連づけて区分しなければならない。放射線被ばくを防ぎ低減するために、遮へいを備えなければならない。		○
	6.74. The plant layout shall be such that the doses received by operating personnel during normal operation, refuelling, maintenance and inspection can be kept as low as reasonably achievable, and due account shall be taken of the necessity for any special equipment to be provided to meet these requirements.	6.74. プラントのレイアウトは、通常運転、燃料交換、保守および検査の作業を実施する作業員が浴びる放射線量が、合理的に達成可能な限り低く保たなければならない。またこのような要件を満たすために備えられるすべての特別な装置の必要性について十分に考慮しなければならない。		○

	6.75. Plant equipment subject to frequent maintenance or manual operation shall be located in areas of low dose rate to reduce the exposure of workers.	6.75. 頻繁に保守または手動操作を必要とするプラント設備に応じて、作業員の被ばくを減らすために、低線量率の区域に配置しなければならない。		○
	6.76. Facilities shall be provided for decontamination of operating personnel and plant equipment.	6.76 運転員、プラントおよび設備を除染する施設を備えなければならない。		○
Criterion 82: Means of radiation monitoring		要件 82:放射線監視の手段		○
	Equipment shall be provided at the nuclear power plant to ensure that there is adequate radiation monitoring in operational states and design basis accident conditions and, as far as is practicable, in design extension conditions, in operational states and in accident conditions.	運転状態と設計基準事故の状態、さらに実行可能な場合には、設計拡張状態において、運転状態と事故の状態において、原子力発電所に適切な放射線監視を確実にを行う設備を備えなければならない。	3	+
	6.77. Stationary dose rate meters shall be provided for monitoring local radiation dose rates at plant locations that are routinely accessible by operating personnel and where the changes in radiation levels in operational states could be such that access is allowed only for certain specified periods of time.	6.77. 運転員が日常的に立入るプラントにおける場所と、運転状態の一定の期間だけの立入を許可されるような放射線レベルの変化が生じる場所に、局所的な線量率の監視を行うため、固定式の線量率計を備えなければならない。		○
	6.78. Stationary dose rate meters shall be installed to indicate the general radiation levels at suitable plant locations in accident conditions. The stationary dose rate meters shall provide sufficient information in the control room or at the appropriate control position that operating personnel can initiate corrective action if necessary.	6.78. 事故の状態における適切なプラントにおける場所での一般的な放射線レベルを表示するために、固定式の線量率計を設置しなければならない。固定式の線量率計は、制御室と必要であれば運転員が是正措置をとることができる適切な管理箇所、十分な情報を提供するものでなければならない。		○
	6.79. Stationary monitors shall be provided for measuring the activity of radioactive substances in the atmosphere in those areas routinely occupied by operating personnel and where the levels of activity of airborne radioactive substances might be such as to necessitate protective measures. These systems shall provide an indication in the control room or in other appropriate locations when a high activity concentration of radionuclides is detected. Monitors shall also be provided in areas subject to possible contamination as a result of equipment failure or other unusual circumstances.	6.79. 日常的に運転員が配置される区域と、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可能性のある場所の、放射性物質の空気中濃度を測定するために、固定式監視装置を備えなければならない。高濃度の放射性核種が検出された場合、これらの監視系により、制御室や他の適切な場所にそのことを表示しなければならない。機器の故障やその他の異常事態の結果として汚染が生じる可能性がある領域にも、監視装置を備えなければならない。		○
	6.80. Stationary equipment and laboratory facilities shall be provided for determining in a timely manner the concentrations of selected radionuclides in fluid process systems, and in gas and liquid samples taken from plant systems or from the environment, in operational states and in accident conditions.	6.80 運転状態および事故の状態において、液体処理系や、発電所の系統あるいは環境から採取する気体と液体の試料の、特定の放射性核種の濃度を測定するために、固定式の設備と分析施設を設けなければならない。		○
	6.81. Stationary equipment shall be provided for monitoring, prior to or during discharges from the plant to the environment, radioactive effluents and effluents with possible contamination.	6.81 放射性廃液および汚染の可能性のある廃液を、プラントから環境へ排出する前、あるいは排出中に監視するために、固定式の設備を備えなければならない。		○
	6.82. Instruments shall be provided for measuring surface contamination. Stationary monitors (e.g. portal radiation monitors, hand and foot monitors) shall be provided at the main exit points from controlled areas and supervised areas, to facilitate the monitoring of operating personnel and equipment.	6.82 表面汚染を測定する計測器を備えなければならない。管理区域や監視区域から退出する箇所に、運転員および機器の監視を容易にするために、固定式監視装置(例えば、出入口放射線モニタ、手足モニタ)を備えなければならない。		○

6.83. Facilities shall be provided for monitoring for exposure and contamination of operating personnel. Processes shall be put in place for assessing and for recording the cumulative doses to workers over time.	6.83 運転員の被ばくと汚染を監視する施設を備えなければならない。さらに作業員の蓄積線量を継続して評価しまた記録する手順がなくてはならない。		○
6.84. Arrangements shall be made to assess exposures and other radiological impacts, if any, in the vicinity of the plant by environmental monitoring of dose rates or activity concentrations, with particular reference to:	6.84 発電所周辺では、線量率もしくは放射線濃度の環境モニタリングを行うことによって、特に次の事項について、被ばくと他の放射性物質の影響を評価する方策を講じなければならない。		○
(1) exposure pathways to people, including the food-chain;	(1)食物連鎖を含む、人々への被ばく経路		○
(2) radiological impacts, if any, on the local environment;	(2)放射線が少しでも検出されたならば、現地の環境に対する放射線の影響		○
(3) the possible buildup, and accumulation in the environment, of radioactive substances;	(3)環境における放射性物質の蓄積の可能性および蓄積		○
(4) the possibility of any unauthorized routes for radioactive releases.	(4)許可されていない放射性物質の排出経路の可能性		○

Footnotes

¹ The possibility of certain conditions occurring is considered to have been practically eliminated if it is physically impossible for the conditions to occur or if the conditions can be considered with a high level of confidence to be extremely unlikely to arise.

² The design organization is the organization responsible for the preparation of the final detailed design of the plant to be built.

³ Requirements on management systems are established in Ref. [7].

⁴ Requirements on radiation protection and the safety of radiation sources for facilities and activities are established in Ref. [8].

⁵ A cliff edge effect, in a nuclear power plant, is an instance of severely abnormal plant behaviour caused by an abrupt transition from one plant status to another following a small deviation in a plant parameter, and thus a sudden large variation in plant conditions in response to a small variation in an input.

⁶ Requirements on safety assessment for facilities and activities are established in Ref. [2].

⁷ Requirements on site evaluation for nuclear installations are established in Ref. [9].

⁸ This could be done with a best estimate approach (more stringent approaches may be used according to States' requirements).

⁹ For returning the plant to a safe state or for mitigating the consequences of an accident, consideration could be given to the full design capabilities of the plant and to the temporary use of additional systems.

¹⁰ A single failure is a failure that results in the loss of capability of a system or component to perform its intended safety function(s) and any consequential failure(s) that result from it. The single failure criterion a criterion (or requirement) applied to a system such that it must be capable of performing its task in the presence of any single failure.

¹¹ Requirements on safety assessment for facilities and activities are established in Ref. [2].

¹² In most cases one containment isolation valve or check valve is outside the containment and the other is inside the containment. Other arrangements might be acceptable, however, depending on the design.

¹³ A prime mover is a component (such as a motor, solenoid operator or pneumatic operator) that converts energy into action when commanded by an actuation device.

References

[1] EUROPEAN ATOMIC ENERGY COMMUNITY, FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Fundamental Safety Principles, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, IAEA, Vienna (2006).

[2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4, IAEA, Vienna (2009).

[3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Safety Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection (2007 Edition), IAEA, Vienna (2007).

[4] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, IAEA, Vienna (1996).

[5] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12, IAEA, Vienna (1999).

[6] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY GROUP, Maintaining the Design Integrity of Nuclear Installations throughout Their Operating Life, INSAG-19, IAEA, Vienna (2003).

[7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-R-3, IAEA, Vienna (2006).

- [8] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 115, IAEA, Vienna (1996).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-3, IAEA, Vienna (2003).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/2, IAEA, Vienna (2011).

付録 C : 安全設計クライテリア用語案

Glossary of SFR-SDC (ver.0.0)

September 1, 2011

#Generation IV Nuclear System

Generation IV nuclear energy systems are future, next-generation technologies that will compete in all markets with the most cost-effective technologies expected to be available for international deployment about the year 2030. Comparative advantages include reduced capital cost, enhanced nuclear safety, minimal generation of nuclear waste, and further reduction of the risk of weapons materials proliferation.

The Generation IV Systems selected by the GIF for further study are Gas-Cooled Fast Reactor (GFR), Lead-Cooled Fast Reactor (LFR), Molten Salt Reactor (MSR), Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR), Supercritical Water-Cooled Reactor (SWCR) and Very High Temperature Reactor (VHTR).

(Based on the GIF RM and GIF HP)

#passive safety feature

A safety feature that does not depend on an external input such as actuation, mechanical movement or supply of power.

(Based on GIF/RSWG/2010/002/Rev.1: "Passive feature")

#inherent safety characteristics

Fundamental property of a design concept that results from the basic choices in the materials used or in other aspects of the design which assures that a particular potential hazard cannot become a safety concern in any way.

(Based on GIF/RSWG/2010/002/Rev.1: "Inherent safety feature")

#sodium fire

Fire caused by the sodium combustion. Sodium spontaneously catches fire when exposed to air at the operating temperature of SFRs.

#sodium water reaction

A chemical reaction caused by the direct contact between sodium and water/steam.

#fast reactor

A nuclear reactor in which the fission chain reaction is sustained by fast neutrons.

#recriticality

The condition that a nuclear reactor becomes critical/supercritical during a severe accident.

#in-vessel retention

"In-vessel retention" is defined that molten fuel resulted from severe accident is stably retained and cooled inside vessel for a long term after the relocation of molten fuel.

#core disruptive accident

A hypothetical severe accident which occurs under the assumption of loss of control of the balance among heat generation, heat removal, and ineffectiveness of all the plant protective systems.

(Based on the paper of Dr. Fauske (2002))

#sub-cool temperature margin

The difference between the saturation temperature and the liquid temperature.

#mis-loading

To load a fuel assembly into wrong position in a reactor core. The mis-loading will cause unexpected values of effective multiplication factors, neutron flux and power distributions, coolant velocity, and temperature distribution.

#gas entrainment

Cover gas entrainment at the free surface of sodium coolant, which is caused by, for example, surface oscillation due to earthquakes or seiche. SFR shall be designed to limit the amount of gas entrainment in order to prevent void reactivity insertion and decrease in heat removal rate.

#leak tight configuration

Structures in order to ensure liquid-/gas-tightness of the reactor coolant boundary and the cover gas boundary.

#guard vessel**#guard pipe**

Guard vessel is placed outside the reactor vessel where sodium coolant is filled with.

Guard pipe is placed outside of the coolant pipe where sodium coolant flows.

Both are equipped to maintain sodium coolant level for reactor cooling in case of sodium leakage.

#primary coolant system

The coolant system used to remove energy from the reactor core and transfer the energy to the coolant in the secondary coolant system.

#secondary coolant system

The coolant system used to transfer energy from coolant in a primary coolant system to a water/steam system via a steam generator.

#water-steam leak accident

An accident in a steam generator caused by heat transfer tube failures. At the accident, water/vapor at high pressure leaks into liquid sodium in a steam generator and a sodium-water reaction may cause the erosion and corrosion of adjacent tubes.

#steam generator

The heat exchanger to transfer heat from a sodium system to a water/steam system.

#leak propagation

Successive tube failures of the steam generator in case of the water-steam leak accident.

#sodium-containing boundary

The boundary of the area containing sodium as coolant during normal operation; its failure results in sodium leakage.

#sodium-concrete reaction

A chemical reaction due to the direct contact between sodium and concrete, which generates hydrogen gas and may cause overpressure in a containment vessel.

#sodium aerosol

Aerosol mainly constituted of sodium, sodium oxides, sodium- hydroxide and sodium carbonate.

#sodium tank system for fuel storage

A sodium tank system for fuel storage (or EVST: Ex-vessel Storage Tank) is used for the temporary storage of new fuel before loading to the core and spent fuel from the core. The EVST is a sodium filled tank where fuel is stored. The spent fuel must be stored in this way as the decay of radioactive isotopes cause continuous heat release.

(Based on JAEA Monju home page)