

# 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 (平成24年度)

---

「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25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（平成24年度）

## 「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年3月11日）後、世界各国で既設炉の安全性確認等のさまざまな安全確保活動が行われている。一方、国家プロジェクトとして推進してきた核燃料サイクル技術開発については、中長期的にぶれずに着実に推進する、核不拡散と原子力の平和利用という国際的責務を果たしていかなければならないとされた（革新的エネルギー環境戦略、2012年9月14日）。FBR 開発に関心を示す諸国（フランス・ロシア・中国・韓国・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 の開発計画は堅持されており、一部の開発国では高速炉は現実に運転されている状況にある。第4世代炉においても一層高い水準の安全性を達成するとともに、国際社会に対してもそれを求めていくことが重要である。

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、GIF-SDC タスクフォースにて2011～2012年度に構築作業が進められてきた。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に関する議論が高まっている状況を踏まえ、同事故の教訓を学び、第4世代炉にも適切に反映させなければならない。また、国際的な GIF の場で構築されるナトリウム冷却高速炉の SDC には高い安全水準であるべきことを求めていく必要がある。

そのため、本調査研究では、2年目として、国際的な SDC の構築に向けて、国際的な安全基準及び国内外の規制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 構築にあたっては、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確保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の教訓を反映した。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、議論のプロセスを客観的に明示し透明性と論理性を保証するため、SDC 素案に対して委員は意見書を提出し、それに対して回答書を作成する方式とした。これら意見を反映して SDC を改訂するとともに、第4世代炉の安全確保に関する重要な論点を抽出して、委員会で議論がなされた。以下の事項について論点整理がなされた。

- ・ DEC の考え方と SFR への適用
- ・ 厳しい外部起因事象に対する設計対策の考え方
- ・ 事故管理方策の考え方
- ・ 能動系と受動系の活用の考え方
- ・ 冗長性と多様性の要件

GIF において SDC が整備された後は、IAEA において安全要件として整備されるとともに、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になると考えられる。第4世代炉である高速炉のSDCを整備することは、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重要な役割を果たすであろう。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、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り、専門的な中立学術機関である日本原子力学会の使命と考えている。このような意識のもとで取り組んできた本委員会の成果は世界の高速炉の安全性の考え方として役立つことを期待する。

平成25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

# 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の調査.....	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.....	4
2.1.3. 各国の FBR 開発の動向.....	4
2.1.4. FBR 開発の国際協力.....	7
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.....	10
2.2.1. GIF の概要.....	10
2.2.2. 安全設計クライテリア タスクフォースの概要.....	10
2.2.3. SDC の構築スケジュール.....	11
2.3. 国内外のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要.....	12
3. 福島第一原子力発電所の事故を踏まえた国際的な安全基準 及び国内外の規制動向の調査....	15
3.1. 国際的な安全基準の動向.....	15
3.1.1. IAEA 安全基準の強化に関する作業進捗状況と今後の予定.....	15
3.1.2. IAEA の安全要件文書改定計画書の概要.....	16
3.1.3. 安全基準強化のポイント (要件文書).....	18
3.1.4. 福島第一原子力発電所事故から得られた追加的な教訓.....	20
3.2. 国内外の規制動向.....	22
3.2.1. 日本.....	22
3.2.2. 米国.....	32
3.2.3. 欧州.....	37
4. 安全設計クライテリアに関する検討.....	47
4.1. 策定の考え方.....	47
4.2. 安全設計クライテリアの内容検討に関する考え方.....	49
4.2.1. GIF の安全目標の関係.....	49
4.2.2. 安全に関連した論点との関係.....	50
4.2.3. 第 4 世代 SFR の安全アプローチとの関係.....	52
4.3. 安全設計クライテリア第 3 次素案に対する意見及び回答.....	55
4.3.1. 第 1 章～第 2 章に対する意見及び回答.....	55
4.3.2. 第 3 章～第 6 章に対する意見及び回答.....	82
4.3.3. 自由記述意見及び回答.....	122

4.4.	福島第一原子力発電所の事故の教訓と SDC への反映事項 .....	126
4.4.1.	安全審査指針類の改訂 .....	126
4.4.2.	福島第一原子力発電所事故の技術的知見 .....	128
4.4.3.	シビアアクシデント対策規制の基本的考え方 .....	134
4.5.	GIF における主要なコメント .....	136
4.6.	主要なクライテリアと各国設計の対応関係 .....	139
4.7.	主要な論点についての考え方 .....	140
4.7.1.	設計拡張状態の考え方 .....	140
4.7.2.	格納容器の耐性確保 .....	152
4.7.3.	格納容器の隔離機能の考え方 .....	154
4.7.4.	ナトリウムの化学反応に係る設計拡張状態の考え方 .....	154
4.7.5.	燃料取扱設備の設計拡張状態の考え方 .....	155
4.7.6.	外部起因事象に対する設計対策の考え方 .....	155
4.7.7.	事故管理方策の考え方 .....	156
4.7.8.	能動系と受動系の活用の考え方 .....	159
4.7.9.	冗長性と多様性の要件 .....	160
5.	結言 .....	163
	参考文献 .....	164
	付録 A : 開催実績 .....	257
	付録 B : 安全設計クライテリア (第 1 章～第 2 章) 第 3 次/第 4 次素案 .....	261
	付録 C : 安全設計クライテリア (第 3 章～第 6 章) 第 3 次/第 4 次素案 .....	312
	付録 D : 安全設計クライテリア用語集 .....	383

## 図表リスト

表 1	各国のナトリウム冷却高速炉の概要 .....	173
表 2	各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要	炉心構成 .....
		195
表 3	各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要	原子炉停止系 .....
		196
表 4	各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要	原子炉冷却系の設計（炉心損傷対策）
		197
表 5	各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要	原子炉冷却系の設計（原子炉冷却材の
	液位確保対策） .....	198
表 6	各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要	原子炉冷却材系の設計（2次系ナトリ
	ウム-水反応対策） .....	199
表 7	各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要	原子炉冷却材系の設計（2次系ナトリ
	ウム漏えい対策） .....	200
表 8	各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要	崩壊熱除去系 .....
		201
表 9	各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要	原子炉格納施設 .....
		202
表 10	各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要	燃料取扱及び貯蔵施設 .....
		203
表 11	SSR-2/1「原子力発電所の安全：設計」への福島第一原子力発電所事故教訓変更・追加(案) のまとめ .....	204
表 12	「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」から SDC 素案への反映事 項 .....	210
表 13	主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（炉心・燃料設計） ..	221
表 14	主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（原子炉停止系） .....	222
表 15	主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（原子炉構造（炉心損傷 対策）） .....	223
表 16	主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（原子炉冷却材の液位確 保対策） .....	224
表 17	主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（ナトリウム-水反応対 策） .....	225
表 18	主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（2次系ナトリウム漏え い対策） .....	226
表 19	主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（崩壊熱除去系） .....	227
表 20	主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（原子炉格納施設） ..	228
表 21	主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（燃料取扱及び貯蔵施設） .....	229
表 22	東京電力福島第一原子力発電所事故の推定事象推移（事象発生後時間） .....	230
表 23	軽水炉の格納容器への負荷要因と対策 .....	230
表 24	ナトリウム冷却高速炉の格納容器への負荷要因と対策 .....	230
図 1	SDC 検討フロー .....	231
図 2	SDC 整備スケジュール .....	232
図 3	IAEA・安全基準委員会（CSS；Commission for Safety Standards） .....	233
図 4	長期的 IAEA 基準体系 .....	234
図 5	福島第一原子力発電所事故後の原子力安全委員会及び原子力安全・保安院の規制動向....	235

図 6	原子力安全委員会における検討の実施体制 .....	235
図 7	深層防護の階層と設計で検討されるプラント状態（シビアアクシデントを含む） .....	236
図 8	第 4 世代 SFR の深層防護と事象区分の考え方 .....	237
図 9	EFR のリスク最小化アプローチ .....	238
図 10	PLOHS のカテゴリ 2 の考え方 .....	239
図 11	SFR で考慮すべき設計拡張状態 .....	240
図 12	SFR のシビアアクシデントの事象進展 .....	241
図 13	SFR のシビアアクシデント時の物理・化学的な現象 .....	242
図 14	事象推移の特徴 .....	243
図 15	シビアアクシデントに対する安全設計ストラテジ .....	244
図 16	炉心冷却材ボイド反応度と ULOF 起因過程発生エネルギーの関係の評価例 .....	245
図 17	高速炉炉心の軸方向コンパクションを想定した場合の臨界性 .....	246
図 18	LORL のループ破損対策のイメージ .....	247
図 19	PRISM の崩壊熱除去系 .....	248
図 20	PRISM における RVACS 空気流路の 75% 閉塞状態時の LOHS 事象評価 .....	249
図 21	炉停止失敗事象対策 .....	250
図 22	除熱源喪失型除熱失敗事象対策 .....	251
図 23	液位喪失型除熱失敗事象対策 .....	252
図 24	格納容器の隔離機能の概要 .....	253
図 25	深層防護と設計で考慮されるプラント状態 .....	254
図 26	深層防護の考え方（IAEA SSR-2/1 版） .....	254
図 27	第 4 世代炉における深層防護の考え方 .....	255
図 28	第 4 世代炉における DiD レベル 4 の強化 .....	255
図 29	シビアアクシデント対策の分類 .....	256
図 30	代表的な炉心損傷シナリオ .....	256

## 委員リスト

	氏名	所属
主査	山口 彰	大阪大学
幹事	守田 幸路	九州大学
	島川 佳郎	三菱 FBR システムズ (株)
委員	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
	中嶋 毅	(独) 原子力安全基盤機構
	手塚 広子	元 (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	電力中央研究所
	小竹 庄司	日本原子力発電 (株)
	西川 佳秀	関西電力 (株)
	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 22 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）にわたる原子力技術によるエネルギー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の核燃料を生産する。使用済み核燃料をリサイクル利用すれば、ウラン資源の利用効率が格段に高められることが知られている。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 に装荷すれば核分裂することから、放射性廃棄物の負荷（量ならびに管理期間）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 を中核とした核燃料サイクル技術開発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 年 3 月 11 日）後、我が国はもちろん、世界各国においても、この事故を踏まえて既設炉の安全性確認等のさまざまな安全確保活動が行われている。一方、国家プロジェクトとして推進してきた核燃料サイクル技術開発については、中長期的にぶれずに着実に推進する、核不拡散と原子力の平和利用という国際的責務を果たしていかなければならないとされた（革新的エネルギー環境戦略、2012 年 9 月 14 日）。FBR 開発に関心を示す諸国（フランス・ロシア・中国・韓国・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 の開発計画は堅持されており、一部の開発国では高速炉は現実に運転されている状況にある。第 4 世代炉においても一層高い水準での安全性を達成しなければならないし、それを国際社会に対しても求めていくことが重要である。

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、GIF-SDC タスクフォースにて 2011～2012 年度に構築作業が進められてきた。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に関する議論が高まっていることを踏まえ、同事故の教訓を学び、第 4 世代炉にも適切に反映させなければならない。また、国際的な GIF の場で構築されるナトリウム冷却高速炉の SDC は高い安全水準であるべきことを求めていく必要がある。

そのため、本調査研究（2011～2012 年度）では、国際的な SDC の構築に向けて、FBR の技術開発の動向、国際的な安全基準及び国内外の規制の動向を調査した。これらの調査結果を踏まえて、**図 1** に示すように、IAEA の軽水炉の安全要求である SSR-2/1 をベースにして、GIF における安全上位基準、高速炉の特徴、各国の安全要件、並びに福島第一原子力発電所事故の教訓の反映を踏まえて SDC を作成することとした。

一年目は、調査と SDC の検討を行い、SDC 第 1 次案を作成した。SDC を検討するに際して、議論のプロセスを客観的に明示し透明性と論理性を保証するため、SDC 素案に対して委員は意見書を提出し、それに対して回答書を作成する方式とした。これら意見を反映して SDC を改訂するとともに、第 4 世代炉の安全確保に関する重要な論点を抽出して、委員会で議論がなされた。

二年目は、引き続き、調査と SDC の検討を重ね、SDC 第 4 次案を作成した。二年目の主な着目

点は、福島第一原子力発電所事故の教訓及びそれを反映した各国の安全要件の調査、また、各 SDC の考え方、特に、設計拡張状態の考え方の検討であり、さらに、SDC と各国の設計との対応関係の検討とした。一年目と同様に、委員から意見書を提出する方式とした。

本委員会で検討した SDC は、GIF の中で整備され、国際的にコンセンサスが得られた SDC となる。図 2 に SDC 整備スケジュールを示すが、本委員会で検討された SDC がタイムリーに GIF-SDC タスクフォースに反映された。

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／国内外のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要

第 3 章：福島第一原子力発電所の事故を踏まえた国際的な安全基準 及び国内外の規制動向の調査

- ・ 国際的な安全基準の動向／国内外の規制動向

第 4 章：安全設計クライテリアに関する検討

- ・ 策定の考え方／安全設計クライテリアの内容検討に関する考え方／安全設計クライテリア第 3 次素案に対する意見及び回答／福島第一原子力発電所の事故の教訓と SDC への反映事項／GIF における主要なコメント／主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係／主要な論点についての考え方

第 5 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の調査

### 2.1. FBR 開発の動向

我が国で初めての高速中性子を利用した原子炉である高速実験炉「常陽」は、1977年に初臨界を達成後、設計の確認やプラント特性の試験などが行われ、さらに燃料や材料の照射施設として利用されている。その後建設された高速増殖原型炉「もんじゅ」は1995年に初送電を行ったが、2次系主配管温度計測部からナトリウムが漏えいする事故が発生し、性能試験を中断していた。2008年に運転再開し、「発電プラントとしての信頼性の実証」と「運転経験を通じたナトリウム取扱技術の確立」という所期の目的の達成を目指していた。福島第一原子力発電所事故後は、「高速増殖炉に関する技術の確立・継承が行えるよう研究開発成果を取りまとめる」ことに加えて、「廃棄物の減容及び有害度の低減」等を目指すこととなった（2012年12月11日もんじゅ研究計画作業部会）。

#### 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<sup>1)</sup>。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<sup>2)</sup>。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<sup>3)</sup>。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<sup>4)</sup>。

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。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<sup>5)</sup>。また、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<sup>6)</sup>。

## 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、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。

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<sup>7)</sup>。

2012 年 1 月 26 日にブルーリボン委員会で最終報告書が公表された。最終報告書では、核燃料サイクルのバックエンドを管理する新しい統合的な戦略が必要との観点から、重要な戦略要素として勧告が挙げられている<sup>8)</sup>。例えば、放射性廃棄物管理に係る施設のサイト選定の際の新アプローチ

の採用、放射性廃棄物管理計画の実行を使命とした新組織の設立、地層処分施設や中間貯蔵施設の整備に迅速に取り組むべきといった点が記されている。

## (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（SFR）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60万 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。

欧州債務危機への対策が最大の争点となったフランス大統領選は、2012年5月6日の決選投票において、オランド氏が、現職サルコジ大統領を破って当選を決めた。オランド氏は原子力政策の見直しを公約に掲げており、その中身は、現在稼働中の58基の原子炉を2025年までに24基を段階的に閉鎖することにより電力の原発依存度を50%以下に引き下げるというものである。ただし、「減原発」を掲げるオランド氏も、原発が主要なエネルギー源であり続けるとの認識は示しており、「脱原発」とは明確に一線を画している<sup>9)</sup>。

## (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。2012 年 3 月 4 日に実施された大統領選挙で当選したプーチン大統領においても、平和的で安全な原子力エネルギーの開発は重要であると認識しており、国際協力についても継続する意向を示している<sup>10)</sup>。

#### (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、政府は安全を最優先させて原発建設を進めるとの方針を示し、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、2011~2012 年に概念設計を予定している<sup>11)</sup>。

#### (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 (2013 年運転開始予定<sup>12)</sup>) 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-150 (15 万 kWe、金属燃料、タンク型) の基本技術開発に着手し、1997 年から概念設計を進めている<sup>13)</sup>。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。2011 年に高速炉の開発計画が見直され、2017 年までに実証炉の詳細設計を行い、2020 年に詳細設計の承認、2028 年に実証炉の建設を計画している<sup>14)</sup>。

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。

#### 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。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世代炉として世界的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。また、日本原子力学会とインド原子力学会との間で、協力協定の締結に向けた最終調整が行われている段階にある。

#### 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が示されている。また2012年9月26日の野田首相による国連演説では、「我が国は、低炭素・循環型社会を実現し、世界が共通して直面するエネルギー課題の解決を主導する」「昨年3月11日の東京電力福島第一原発の事故を踏まえ、国際的なエネルギー情勢などの将来展望を慎重に見極めながら不断に検証、見直しを行う」旨が述べられた。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<sup>15)</sup>。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。また2012年9月14日には、エネルギー・環境会議により「革新的エネルギー・環境戦略」レポートがまとめられ、その中の「核燃料サイクル政策」では、当面先行して行うものとして「もんじゅ」活用を含む以下の事項が挙げられている。

- 直接処分の研究に着手する。
- 「もんじゅ」については、国際的な協力の下で、高速増殖炉開発の成果の取りまとめ、廃棄物の減容及び有害度低等を目指した研究を行うこととし、このため年限を区切った研究計画策定、実行し、成果を確認の上、研究終了する。
- 廃棄物の減容及び有害度低等を目的とした使用済核燃料処理技術、専焼炉等の研究開発を推進する。
- バックエンドに関する事業については、民間任せず、国も責任を持つ。
- 国が関連自治体や電力消費地域と協議をする場を設置し、使用済核燃料の直接処分料の直接処分在り方、中間貯蔵の体制・手段の問題、最終処分場の確保に向けた取組など、結論を見出してゆく作業に直ちに着手する。

FaCTにおいては、当面2年間（2011/2012年度）の実施計画として、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に、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。

高速増殖炉の安全性についての国際的なコンセンサス形成を促す動きとしては、2012年6月に開催された「ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデントの発生防止と影響緩和に関する国際ワークショップ」がある。ワークショップは、日本原子力研究開発機構（JAEA）主催、国際原子力機関（IAEA）協賛の下、2012年6月12日－13日に、敦賀市の若狭湾エネルギー研究センターにおいて開催されたものである。ワークショップには、高速増殖炉の計画を有する国々の研究機関、規制機関、電力会社、産業界、大学、政府並びにIAEAから約100名の専門家が出席し、高速増殖炉の安全目標と安全性の維持・向上のための対策について、高い安全性を有した高速増殖炉を実現す



るための研究開発と安全規制を含めて議論された。また冷却系機器開発試験施設（AtheNa: Advanced Technology Experiment Na Facility）などの既存のナトリウム関連実験施設の現状と今後の展開についても議論がなされた。ワークショップの議論の結果として、以下の内容のキーメッセージが提示された。

- クローズド燃料サイクルを用いた SFR は、現在の軽水炉を用いたオープン燃料サイクルと比較して、天然資源の有効利用並びに廃棄物の放射性毒性、容量及び熱負荷の最小化を通して、原子力エネルギーの持続可能性を著しく高めることが可能。
- SFR の導入は、地球規模でのエネルギー需要の増大を満たすための持続可能な有望なオプションであり、この技術の成熟度と信頼性は、多くの国（中国、フランス、ドイツ、インド、日本、ロシア、英国および米国）での 400 炉・年を超える運転経験によって証明されている。
- 東京電力福島第一原子力発電所（福島 NPS）の事故により、原子力設置時のシビアアクシデントに対する関心が高まったにもかかわらず、いくつかの国では地球規模でのエネルギー需要の増大に対応する有望なオプションとして、SFR の開発と導入のための努力を継続している。
- 最高レベルの安全性を達成するために、数十年にわたって SFR を運転してきた国々に蓄積された運転経験を集積し、福島 NPS での事故後の経験を共有することは極めて重要である。さらに、研究開発は、この運転経験や教訓を踏まえて実施しなければならない。
- 安全アプローチと関連する安全対策は、例えば、炉心反応度フィードバック、低圧の冷却材、熱慣性が大きいこと、高沸点、最終的な除熱源が空気であること、自然循環などの、SFR の好ましい安全特性に基づくべきである。
- 安全設計クライテリアは、同時に最先端の安全目標を達成するために、国際的なレベルで調和させることが必要である。この問題に対する共通の努力は、第 4 世代国際フォーラムにおいて IAEA との連携のもとに既に始まっている。
- 国や国際レベルで実施あるいは実施される安全に関連した研究開発は、世界の SFR の安全レベルの向上に貢献するであろう。
- 福島 NPS 事故を受けて、シビアアクシデントマネジメントの改良とともに、SFR 設計にシビアアクシデントの発生防止と影響緩和のための革新的な取り組みを組み入れることが極めて重要であることを、会議参加者は再確認した。
- 高速増殖原型炉もんじゅの設計では、SFR の安全特性を踏まえたシビアアクシデントがすでに評価され、その対策が取られている。もんじゅの再起動と運転は、第 4 世代炉の SFR へ向けての道を固めるために、大変貴重な経験を国際的な SFR のコミュニティに提供するであろう。

これらキーメッセージは、世界的なエネルギー需要に対する高速増殖炉の今後の役割と、もんじゅなどの既存炉や AtheNa などの実験施設の有効活用に関して、国際的な認識を示している。

## 2.2. GIF の動向

### 2.2.1. GIF の概要

第4世代原子力システムに関わる国際フォーラム (GIF) は、1999年に米国エネルギー省 (DOE) からの提唱により、2030~2040年頃の実用化を目指した新型炉についての基本的な概念を検討するものであり、その国際的な活動の推進のための枠組みとして2000年に設立された。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についてGIF憲章としてまとめ、さらにスイス、欧州原子力共同体 (EU)、中国、ロシアもGIF憲章に署名することで、現在のGIF加盟国構成となった。この憲章に署名したことは新型炉に関わる国際協力へ参画したことを表明するものであるが、一方、実際に各国からの貢献に基づいて研究開発協力へ参加するにはさらに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世代原子炉は、原子力開発初期における、現在の原子炉の原型となったもの (第1世代)、現在運転中/稼働中の原子炉を含むもの (第2世代)、現在導入が始まりつつある改良型軽水炉 (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世代原子炉は、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世代炉の概念として、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。SFRは第4世代原子炉において最も開発が進んでいるものであり、その実現性が有望な概念として、我が国のJSFR (Japan Sodium-cooled Fast Reactor)をはじめ、欧州のESFR、韓国のKALIMERや米国のSMFR (Small Modular Fast Reactor) に代表される概念が提案されている。

### 2.2.2. 安全設計クライテリア タスクフォースの概要

2010年10月に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議長国である日本から、第4世代原子炉であるSFRを対象とした安全設計クライテリア (SDC: Safety Design Criteria) の整備が提案された。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、新型炉に関する開発者側の国際的な集まりであるGIFで標準として定めるものであり、初めに設定対象とするのは、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とされた。その後、2011年5月にモスクワで開催されたGIFの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) の設置が承認された。

GIFの場においてSDCが今、構築されている背景についてまとめてみる。東京電力福島第一原子力発電所におけるシビアアクシデントを経た後も、前述のように、国際的にみれば原子力利用は益々

盛んとなりつつある。SFR についてみると、フランス・ロシア・中国・インドという従来から SFR 開発を進めていた国々においては、今後も確実にその開発・利用を推進してゆくことが見込まれている。このような状況下では、SFR が次世代炉として高い安全性を共通に備えるために、安全設計の世界標準となる SDC 整備の必要性は何ら変わっていないと言える。特に、安全設計における基本的な安全アプローチとそれを実現する系統・機器との整合性について、国際的に共通のクライテリアを有しないままの状況で高速炉建設が推進される状況は、グローバルな安全性を担保する観点からは大きな懸念材料となりえる。従って、我が国の原子力利用及び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く、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。

GIF では、2002 年に技術目標 (Technology road map) を定め、その中で、第 4 世代原子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 において安全に関して横断的に検討するため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を発行している。

SDC は、第 4 世代原子炉の安全目標及び基本的安全アプローチを実現するため、その下層レベルに相当する SFR を対象とした設計要件 (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具体的な数値を含む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)<sup>11)</sup> の下位レベルに相当する安全設計要件 (SSR 2/1)<sup>12)</sup> 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。

### 2.2.3. SDC の構築スケジュール

SDC の構築は、GIF の政策グループの下で、SFR の開発計画を策定するシステム運営委員会、及び、GIF で安全に関する検討を横断的に行うリスク&安全 WG のメンバーが中心となって TF を構成して行うこととなった。2011 年 7 月 12-13 日に、OECD/NEA で SDC-TF の第 1 回会合が開催された。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。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・IAEA) から指名されたメンバーで構成される。

SDC-TF は、政策グループにて承認された手順に従って、2012 年末までの期間で SDC を取りまとめ、最終的には 2013 年年頭の完成を目指す計画である。SDC 構築にあたっては、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る。その際、政策グループからのコメントや GIF シンポジウムでの SDC 案の議論等を踏まえ、適宜、改訂を行うこととなる。また、国際的な機関との調整のため、第 4 世代炉の SFR の安全性に関する合同会議として、GIF と IAEA 間にて、GIF-IAEA/ INPRO SFR 安全ワークショップが定期的に行われており、次回会合で SDC 案について議論される予定である。

その後の 2011 年～2012 年における SDC-TF の活動経緯、及び SDC 素案の改訂経緯は以下のとおりである。

- ✓ 第 1 回 SDC-TF 会合後、SDC 策定の方向性や要件目次案等について TF 参加各国からの意見が募集され、それらを踏まえて SDC 第 1 次素案が提示された。
- ✓ 2011 年 12 月上旬に SDC-TF 第 2 回会合が OECD で開催され、SDC 構成及び基本的な記載内容について合意された。
- ✓ 第 2 回 SDC-TF 会合後、第 1 次素案に対する対案が TF 参加各国から募集され、それらを踏まえて SDC 第 2 次素案が提示された。
- ✓ 2012 年 3 月中旬に SDC-TF 第 3 回会合が OECD/NEA で開催された。SDC における安全に関わる基本方針・アプローチを示す第 1～2 章、全 82 からなる個別クライテリアを示した第 3～6 章の全体を議論し、いくつかの論点を残して、基本的な骨格の合意を見た。
- ✓ 第 3 回会合後に SDC 第 3 次素案が提示された。その後、TF 参加各国から対案及びコメントが募集され、他の GIF 会議体からの追加コメントを含め、約 400 件(表現上の微修正を除く)が得られた。
- ✓ SDC 第 3 次素案に対する対案・コメントの取りまとめ方針について、TF 電話会議で議論し、それらを踏まえ修正を行った SDC 第 4 次素案が提示された。
- ✓ 2012 年 7 月中旬に、SDC TF 第 4 回会合が OECD/NEA で開催された。安全アプローチ（第 1～2 章）や個別系統要求（第 3～6 章）に関する主論点について、各国対案・コメントの比較、また SDC 全体での記載内容・記述について議論し、TF メンバー間で概ね合意に至った。
- ✓ 第 4 回会合に基づき SDC 第 5 次素案が提示され、OECD/NEA にて校閲作業が行われた。
- ✓ 11 月中旬の GIF シンポジウム(San Diego)において、SDC の概要報告が行われた。

### 2.3. 国内外のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要

国際的に認められた SFR の SDC を構築するためには、各国の安全設計の捉え方や方針、既設プラントの安全設計及び設計段階のプラントの安全設計概念を把握し、その特徴を SDC に反映する必

要がある。このような検討に資するため、各国のプラントの規模や仕様について調査し、各国の SFR の概要をまとめた。検討結果を表 1 に示す。また、SFR 特有の安全設計対策を設けるべき設備を対象に、その設備に対する各国の設計対応及び対策方針をまとめた。検討結果を表 2～表 10 に示す。各国では自国の原子力政策に基づき SFR の建設運転計画が進行中であり、各国の規制機関が独自のクライテリアに基づいて安全審査を行っている。また、これらの国においては、IAEA TWG-FR、高速炉技術に関する国際会議等の場を通じて情報交換がなされており、各国で安全性を向上させるための開発努力がなされている。しかしその一方で、各国は互いに影響を及ぼしつつも、それぞれ独自の開発路線を持っており、設計概念が多様化している。このことから、ナトリウム冷却高速炉の国際標準的な安全設計クライテリアを構築する意味があり、実際に国際的なニーズはある。SDC 構築にあたっては各国の開発動向を踏まえて、各国の安全設計の意向を可能な限り統合した形で具体化すべき SFR 特有の設計項目を反映することが重要である。

検討結果に基づき、各国の SFR の安全設計概念及び近年の動向を記す。

### (1) 米国

能動的安全システムの導入並びに金属燃料の持つ固有の反応度応答機能を用いることで事故の発生確率の低減を目指している<sup>1)</sup>。このため、二つの独立したスクラムシステムや補助崩壊熱除去システムを用いるなど、複数の冗長性を持たせた安全システムを安全設計に取り入れている。近年の動向としては、現状、具体的な国家プロジェクトは動いていない。ただし、GIF では、概念として SMFR（電気出力 50MWe、タンク型）が提示されている。

### (2) フランス

ASTRID（電気出力 600MWe、タンク型）の安全目標は WENRA の公文書「新しい原子力発電所の安全目標」から導かれている<sup>2)</sup>。この公文書は安全目標の最高水準をまとめたもので、東京電力福島第一原子力発電所事故のような事象についても考慮がなされている。具体的には、炉心溶融を伴わない事故については、サイト外に放射線影響を誘発しない、または制限値以下のわずかな放射線影響にするようにプラントを強化する。炉心溶融を伴う事故については、早期または大規模な放出につながる炉心溶融事故を実質的に排除する。実質的に排除されない場合は、限られた時間の中で地域や民衆を保護する対策を、限定された時間と空間に対して用意することとしている<sup>3)</sup>。また、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓の反映を行うこととしている。具体的な設計概念としては、実効的なナトリウムボイド反応度を負とする炉心、コアキャッチャーや多様な崩壊熱除去システム等について検討している。ASTRID は概念検討段階にあり、その建設判断を 2017 年に予定している。

### (3) ロシア

原子炉施設に対する規制要求の整備が IAEA の関連ドキュメント類も参考として進められており、深層防護の考え方に基づいた体系的な規制要求が示されている。なお、現状の規制ドキュメントにおいてはナトリウムボイド反応度に関する個別要求は含まれていないとされている<sup>4)</sup>。現在、第 4 世代炉として概念設計を検討中の BN-1200（電気出力 1220MWe、タンク型）ではゼロボイド炉心を

コンセプトとし、2次系にはセーフティージャケットを設置し、ナトリウム漏えいの影響を抑制する設計としている。商業発電炉としてBN-600（電気出力 600MWe、タンク型）が稼働中であり、発展型のBN-800（電気出力 870MWe、タンク型）が建設中である。これは2014年に完成を予定している。BN-1200の概念検討を実施中であり、2020年までに建設を予定している。

#### (4) インド

ツインユニット 500MWe のタンク型炉を対象として、安全設計クライテリアが定められており、その検討プロセスにおいては、IAEA の設計要求である NS-R-1(2000)とその改訂段階のドラフト DS-414 , Draft-14 (2009)、LMFBR 安全クライテリア(EUR-12669 EN (2000) )、PFBR の安全クライテリア等が参照されている<sup>5)</sup>。具体的な設計としては、受動的炉停止機構や、炉心溶融事故に対応するための炉内コアキャッチャー等について検討している。PFBR（電気出力 500MWe、タンク型）が建設中であり、2013年に運転開始予定である。また、CFBR（電気出力 500MWe、タンク型）の概念検討を実施中である

#### (5) 韓国

これまで開発してきた KALIMER-600（電気出力 600MWe、タンク型）は、金属燃料炉心の採用と、PDRC と呼ばれる受動的な崩壊熱除去系を特徴としている<sup>6)</sup>。2011年にSFR開発計画の見直しが行われ、原型炉（電気出力 100~200MWe、タンク型）の概念検討中である。これは2020年までに設計承認を得る予定である<sup>7)</sup>。

#### (6) 中国

原子力安全の基盤は、原子力安全ガイドラインの原子力発電所ガイドシリーズに基づいており、SFR 固有であってPWRのものが適用されない事項については検討・研究するとしている。CEFRの安全設計評価においては、ロシアの原子力安全ガイドと基準の一部及びフランスの経験が参照されている<sup>8)</sup>。CEFR（電気出力 23MWe、タンク型）が2011年に発電を開始しており、次期炉について検討中である。

### 3. 福島第一原子力発電所の事故を踏まえた国際的な安全基準 及び国内外の規制動向の調査

#### 3.1. 国際的な安全基準の動向

国際的な安全基準の動向として、IAEA の安全基準、特に原子力発電所の設計に関する要件文書 SSR-2/1<sup>26)</sup>について、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を反映した改定状況をまとめた(\*)。このような動きは、IAEA のみならず他の国際機関や各国においても並行して展開されており、今後も継続的に着目していく必要がある。

- \* IAEA の安全基準の改訂作業は現在も進行中であり、関連する安全基準（要件、指針）文書は数十件に及ぶために全部の改定には2～3年を要する。また、ここで報告したものが近い将来、さらに改定されることは十分に考えられる。

#### 3.1.1. IAEA 安全基準の強化に関する作業進捗状況と今後の予定

IAEA では、福島第一原子力発電所の事故を受け、2011年6月の天野事務局長の IAEA 安全基準強化声明により、改定作業を開始した。全体的な作業進捗報告及び今後の予定の詳細は以下のとおりである。

2011年6月	IAEA 天野事務局長から福島第一原子力発電所事故を踏まえた IAEA 安全基準強化声明
2011年9月	【総会】原子力安全に関する IAEA 行動計画のひとつとして「IAEA 安全基準の見直しと強化及びその実施の改善」が策定
2011年11月	【第30回 CSS 会合】 <sup>27)</sup> 事務局から ①我が国の IAEA 報告書 <sup>29)</sup> 、②IAEA 日本調査団報告書 <sup>30)</sup> 、③INSAG レター <sup>31)</sup> を踏まえ、現行の安全基準との差異検討（ギャップ・レビュー）を行い、内容を改善、補足し強化するという安全基準強化の行動計画作成の考え方、方法等が提示され了承。 原子炉（原子力安全基準委員会(NUSSC)）、放射線防護（放射線安全基準委員会(RASSC)）、放射性廃棄物管理（廃棄物安全基準委員会(WASSC)）、放射性物質輸送（輸送安全基準委員会(TRANSSC)）の4分野毎に行動計画案を策定する。
2012年1月	【原子力安全基準委員会（NUSSC）特別会合】 差異検討結果に我が国からは35項目のコメントを提出。
2012年2月	【4議長会合】NUSSC 以外の委員会のコメントと方針を審議し、改定計画案(基準作成計画書：DPP 相当)を提示。
2012年3月	【第31回 CSS 会合 <sup>33)</sup> 】全体の進め方を審議し了承。改訂作業開始(51件)。

2012年6月	CSS から天野事務局長に対して行動計画を報告した。
2012年6月～	改定計画書(DS462 <sup>32)</sup> )が正式に提示された。(内容の具体的な概要を次節に示す。)
2012年6月～7月	【第33回 NUSSC 会合等】改定計画案(基準作成計画書:DPP 相当)を審議、承認の後、草案作成を開始した。他の会合も同様。
2012年8月～	第2回原子力安全条約特別会合(CNS)等の状況を適宜草案に反映する予定。
2012年10月	【第32回 CSS 会合】改定計画案を承認(予定)。
2012年10～11月	加盟国コメント提示のための草案を各会合にて承認(予定)。
2013年初頭	加盟国コメントの提示(予定)。
2014年初頭	改訂要件の発行(予定)。

改定にあたり、2011年秋から2012年春にかけてIAEAの安全基準委員会(CSS)及びその下の分野毎の4つの委員会にて福島第一原子力発電所事故教訓とIAEAの安全要件文書との差異検討を行なった。その結果、基本的には現状のIAEAの安全要件文書の統括的要件で欠落しているものはないものの、強化する部分について確認した。

強化部分については、2012年夏より改定草案を作成・審議中であり、2013年よりIAEAの加盟国コメントに回付し、2014年初頭には改訂版を発行する予定で進められている。これは、通常の安全基準の改定よりも早いスピードである。

なお、IAEA安全基準に係るCSSの役割について図3に、長期的な安全基準体系を図4に示す。

### 3.1.2. IAEAの安全要件文書改定計画書の概要

前項で述べた安全要件文書の改定計画書(DS462)では、以下の5件の要件文書を対象としている。

- ・ GSR Part 1 「政府、法律及び規制の安全に対する枠組み」<sup>35)</sup>
- ・ NS-R-3 「原子炉等施設の立地評価」<sup>36)</sup>
- ・ SSR-2/1 「原子力発電所の安全：設計」
- ・ SSR-2/2 「原子力発電所の安全：試運転と運転」<sup>37)</sup>
- ・ GSR Part 4 「施設と活動に対する安全評価」<sup>38)</sup>

さらに、改定計画書には記載されていないが、以下の2文書は既に改定作業中のものであり、これに対しても、同様に福島第一原子力発電所事故教訓を反映することで進められている。

- ・ GS-R-3 「安全の為のリーダーシップと管理」<sup>39)</sup>



・ GS-R-2 「原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応」<sup>40)</sup>

なお、指針文書に関しては、優先順位をつけて分類し、要件文書の改定と並行して進められる予定であるが、具体的な改定プロセスはまだ明確にはなっていない。

以下、改定計画書に記載されている内容についてまとめる。

① 背景・根拠

原子力安全に係る IAEA の行動計画(GOV/2011/59-GC(55)/14)は、「IAEA 安全基準のレビューと強化及び、その実施の改善」に係る措置を含んでいる。

これは、CSS 及び IAEA 事務局に、関連する IAEA 安全基準を優先度の高い順にレビューし、必要に応じ、より効率的に既存のプロセスを用いて改訂を行うように要求している。このレビューがとりわけ規制の構造、緊急事態の準備と対応、原子力安全及び工学（サイト選定と評価、極端な自然災害の組み合わせの影響を含むそれらの評価、シビアアクシデントの管理、電源喪失、ヒートシンクの喪失、爆発性ガスの蓄積、燃料の挙動及び使用済燃料貯蔵の安全を確保する方法）を含みうることを明確にしている。

事務局は、2011 年 9 月までに利用可能であった情報からの教訓を基に、初回レビューを実施した。これには、2011 年 6 月と 9 月に公表された日本政府の 2 つの報告書、2011 年 5 月 24 日から 6 月 2 日に実施された IAEA 調査団報告書、及び 2011 年 6 月 26 日付けの INSAG(国際原子力安全グループ)からの書簡を含んでいる。

事務局の作業の結果と、4 つの安全基準委員会及び 2012 年 2 月に開催された議長会合による検討の結果が、必要に応じ特定された差異（ギャップ）を扱う方法に関する一連の勧告をさらに策定するためのプロセスを提案する事を目的として、2012 年 3 月 27 日から 29 日の CSS の会合に提示された。CSS は、改訂プロセスを開始するために文書概要を準備し、その際に GSR Part 1, NS-R-3, SSR-2/1, SSR-2/2 及び GSR Part 4 の追記を並行して準備することに同意した。

② 目的

本改訂の目的は、福島第一原子力発電所事故からのフィードバックに基づく安全要件に関する差異（ギャップ）分析の結果を安全要件の改訂に取り込むこと、及び一貫した方法で、既に同意を得ている GS-R-2 と GS-R-3 の改定とともに、安全要件全体にその結果を取り込むことである。

③ 正当化

本改定は、2011 年に実施され 2012 年 3 月に CSS へ提出されたギャップ分析の結果により正当化され、既存の要件の補足あるいは修正箇所を示している。

利用できる情報が追加されるのに応じて、添付資料（注：SSR-2/1 に関し表 11 として添付。他の要件文書は略、以下同様）の最初のリストは発展させ拡大させることになる。これらの教訓は、ギャップレビューに情報を与え続けることになり、IAEA 安全基準の変更を裏付ける技術的根拠の策定に役立つことになる。この添付資料は、国、地域的及び国際的な寄与、及び 2012 年 8 月の第 2 回 CNS 特別会合からの寄与とともに継続して更新される予定である。

特に、2012年8月のCNS特別会合を含む、いくつかの会合から、安全要件文書の改訂への追加の情報の入力をもたらされると予期される。このようないくつかの追加の情報の入力があれば、安全要件文書を強化するための詳細な提案の更新がなされることになる。

④ 関連するシリーズの構成全体における位置づけ並びに、既存及び／又は計画中の出版物とのインターフェース追記案は、幾つかの全般的な安全要件と個別安全要件に関連することになる。それらは、進行中のGS-R-2とGS-R-3の改定とともに準備されることになり、基本安全原則SF-1との整合性も維持されることになる。

#### ⑤ 概要

追記を通じての改訂は、出版済みの安全要件の現行体系に影響することはないと考えられる。新規の項目又は、変更される項目の内容は、福島第一原子力発電所事故の教訓及び安全要件に対するそれらの意味合いに係る個別の安全基準委員会（Committees）、加盟国及び安全基準委員会（Commission）のレビューに基づくことになる。添付資料は、包含される論点分野の最初のアイデアを提供し、新たな情報が入手され次第、更新が行なわれる。

#### ⑥ 改定計画書作成スケジュール

ステップ1： 文書概要(Document outline)の準備	完了
ステップ2： 調整委員会による文書概要の承認	2012年4月
ステップ3： 個別安全基準委員会、あるいは必要に応じ関連するグループによる文書概要の承認	2012年6月/7月
ステップ4： CSSによる文書概要の承認	2012年10月
ステップ5： ドラフトの準備	2011年/2012年
ステップ6： 調整委員会によるドラフトの承認	2012年9月
ステップ7： 加盟国コメントあるいは必要に応じ関連するグループへの回付のための個別安全基準委員会による承認	2012年10月/11月
ステップ8： 加盟国にコメント要請	2012年12月～2013年3月
ステップ9： 加盟国によるコメントの提示	2013年4月
ステップ10： 調整委員会による改定版ドラフトの承認 NS-SSCSにおけるレビュー	2013年4月
ステップ11： CSSへの上程のための個別安全基準委員会 あるいは必要に応じ関連するグループによる承認	2013年6月～7月
ステップ12： CSSによる承認	2013年10月
ステップ13： 理事会による制定	2013年12月
ステップ14： 目標とする出版日	2014年第1四半期

### 3.1.3. 安全基準強化のポイント（要件文書）

安全基準の強化のポイントを以下にまとめる。

(1) GSR Part 1 : 政府、法律及び規制の安全に対する枠組み

- ・ 規制機関の独立性については、通常時のみならず緊急時においても独立した判断がなされるよう記載を追加。
- ・ 規制機関が評価対象とする事象について、低頻度の極端な事象を追加。
- ・ 緊急時に必要なときはいつでも国際協力と援助の恩恵を受けられる体制の構築と維持を追加。

(2) NS-R-3 : 原子炉等施設の立地評価

- ・ クリフエッジ効果に至る可能性のある低頻度高影響事象を主要な外部事象に含めることを追加。

(3) SSR-2/1 : 原子力発電所の安全：設計

- ・ 設計の考慮において、極端な外部事象を追加。
- ・ 要件 20（設計を超える状態）に短期間のクリフエッジ効果をさけるための考慮を追加。
- ・ 複数基立地サイトにおける共通起因故障の可能性に対する考慮を追加。
- ・ ベント系、フィルターに関するパラグラフの強化。
- ・ 格納容器外（建屋）を含む爆発性気体の考慮を追加。
- ・ 事故時の代替設備（電源等）、緊急時対応センター等の強化。
- ・ 使用済燃料プールの水位監視及び冷却維持に関する強化。

(4) SSR-2/2 : 原子力発電所：試運転と運転

- ・ シビアアクシデントを緩和するため、代替手段（水、圧縮空気、移動式電源、最終ヒートシンク）の必要性について追加。
- ・ 複数基立地サイトにおける事故状態に対処するための要員、設備などのリソースが利用可能であることを追加。
- ・ 事故時の緊急時対応センターの頑健性や放射性防護策に関する強化。
- ・ 事故時の制御室・緊急時対応センターの通信確保の強化。

(5) GSR Part 4 : 施設と活動に対する安全評価

- ・ 複数基立地サイトにおける安全解析に施設間相互作用を含むサイト全体の考慮を追加。
- ・ 低頻度の極端な事象についても安全評価の検討に追加。

(6) GS-R-2 : 原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応

- ・ シビアアクシデント対策（人員、装備、緊急時対応センター機能等）の強化。
- ・ 公衆への情報提供の明確性を追記。事故等の影響により通常の対話能力が損なわれる可能性の考慮を追加。

このうち、SSR-2/1に関する詳細な改定計画案を表 11 にまとめる。全部で 12 件あり、それぞれ、変更部分と追加部分に分けて記載している。参考訳とともに備考欄は改定のポイントを記載した。

ただし、この表を見てわかるように、各項目で改定の内容の濃淡がある。たとえば、2 項目については具体的な草案レベルまで記載しているが、一方で、5 項目目については、改定箇所や改定方針までも明確に記載されていない。この後、草案が提示されてきた段階で、レビューしていくことになる。

### 3.1.4. 福島第一原子力発電所事故から得られた追加的な教訓

2012 年 3 月 28 日付の原子力安全・保安院報告の「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」<sup>41)</sup> を考慮し、日本側より第 31 回 CSS 会合にて、以下 5 項目に関し、追加の教訓を述べた。<sup>42)</sup> 今後、改訂作業の中で、これらの項目も考慮されるものと期待される。

- (1) 代替手段の機器については、十分な能力が備わっていることが必要（福島では、炉心注水用の代替ポンプの吐出圧が問題に） Equipment of alternative measures should have adequate capabilities to deal with accidents. (In the Fukushima accident, there were problems with the discharge pressure of the alternative pumps for water injection to the core. SSR-2/1, SSR-2/2
- (2) プラント配置に関する要件の強化については、機器の配置も重要。（福島では、電気設備が津波により共通要因故障した） To strengthen requirements concerning the plant layout, it is important to consider equipment layout as well. (In the Fukushima accident, the electric equipment installed in the basement floors was damaged due to common cause failure- tsunamis.) SSR-2/1
- (3) ベントについては、確実性の向上が必要（福島では、ベントの操作性や高い放射線環境下での作業、ベントのタイミングが課題となった） As for venting, it is important to ensure maneuverability of venting operation. (Challenges in the Fukushima accident were the maneuverability of the venting operation, high radiation working environment and the timing of the venting.) SSR-2/1, SSR-2/2 or Related Guides
- (4) 格納容器の過温破損に対する除熱への考慮が必要（福島では、過温破損により、放射性物質の漏えいが生じた可能性） Further consideration for alternative measures of PCV cooling to prevent a PCV from being overheated and overpressure. (In the Fukushima accident, the release of radioactive materials may have occurred due to the overheat of the PCV.) SSR-2/1 or Related Guides
- (5) フェールセーフ機能等設計思想について、シビアアクシデント対策の観点から妥当性（必

要な措置の実施も含め) について考慮が必要 (福島では、同機能により IC が機能喪失) The design concept such as the failsafe function (including the implementation of necessary measures) needs to be well recognized in terms of measures against severe accidents. (In the Fukushima accident, IC lost its function due to the failsafe function.) SSR-2/1 or Related Guides

## 3.2. 国内外の規制動向

我が国の原子力安全にかかわる規制機関として、政府、原子力安全委員会及び原子力安全・保安院を取り上げ、その規制動向を以下にまとめた。

### 3.2.1. 日本

#### 3.2.1.1. 政府

##### IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告

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、日本政府が設立した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, 2011 年 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あたり、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<sup>43)</sup>(以下、「6 月報告書」)に取りまとめ、2011 年 6 月 7 日に公表した。また、その内容を IAEA の「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 項目が挙げられた。

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<sup>44)</sup>(以下、「9 月報告書」)として取りまとめ、2011 年 9 月 11 日に公表した。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り組み状況が示されている。

なお、「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」特別専門委員会では原子力学会平成 23 年度報告書<sup>26)</sup>に示すように、上記、「6 月報告書」及び「9 月報告書」に記載された教訓を分析して SDC 素案への反映事項を抽出した。

##### 原子力安全規制組織等の改革

2011 年 8 月 15 日、「原子力安全規制に関する組織等の改革の基本方針」が閣議決定され<sup>45)</sup>、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、後に「原子力規制庁」)」が設置される方針が定められた。閣議決定を受け、原子力安全規制等の在り方等を検討するために、原子力事故再発防止顧問会議が開催され、4 回の会合を経て、提言が取りまとめられた<sup>46)</sup>。

2012 年 6 月 20 日、「原子力規制委員会設置法」が成立し<sup>47)</sup>、環境省の外局として「原子力規制委員会」をいわゆる「3 条委員会」として設置し、原子力安全委員会、原子力安全・保安院、文部科学省等が行ってきた原子力安全規制、保障措置等に係る業務を一元化することが決まった。今後、原子力安全規制に必要となる指針・基準類は「原子力規制委員会規則」として原子力規制委員会自ら策定することになる。また、原子力規制委員会に「原子力規制庁」と称する事務局を設置することとなった。

なお、「原子力規制委員会設置法」により原子力基本法、原子炉等規制法が改正され、前述の「原子力の安全の確保に関する組織及び制度を改革するための環境省設置法等の一部を改正する法律案」(2012年1月31日閣議決定)と同様、原子力基本法において、原子力利用における安全の確保は「原子力利用に起因する放射線による有害な影響から人と環境を保護すること」を目的とすることが明文化され、原子炉等規制法では、シビアアクシデント対策が法令による規制対象となった。

原子力規制委員会は、公布日から3か月以内の政令で定める日(設置法施行日)に発足とされており、2012年9月19日に発足した。原子炉等規制法の改正は、設置法施行日(2012年9月19日)に加え、2012年4月1日、施行日から10か月以内の政令で定める日及び施行日から1年3か月以内の政令で定める日と段階的に施行される。発電用原子炉施設の安全規制については、関係規定の新設等を含め、施行日から10か月以内の政令で定める日からの施行とされている。

### 3.2.1.2. 原子力安全委員会

図5に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後の原子力安全委員会及び原子力安全・保安院の規制動向の模式図を示す。上半分の「安全確保の基本原則」、「想定を超える津波」及び「設計指針、耐震指針等の見直し」が原子力安全委員会における主な検討内容である。原子力安全委員会における検討の実施体制は図6のようになっていた。

なお、2012年9月19日の原子力規制委員会設置法の施行により、原子力安全・保安院の機能は原子力規制委員会に統合された。

#### 安全確保の基本原則

原子力安全委員会は、東北地方太平洋沖地震発生発生前の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」<sup>48)</sup>を決定し、基軸項目の1つとして、原子力安全の基本的考え方の提示を検討することとしていた。さらに、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」<sup>49)</sup>を決定し、特に重点的な調査審議が必要となる「安全確保の基本原則に関すること」等について、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。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ー安全確保の基本原則に関することー」(以下、「基本原則に係る意見交換会」)が始まったが、シビアアクシデント対策については現行の「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いた。

2011年3月に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が発生し、IAEA閣僚級会議で日本国政府が提出した「6月報告書」<sup>43)</sup>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、原子力安全委員会は、シビアアクシデント対策について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2011年8月29日から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」<sup>50)</sup>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」<sup>51)</sup>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、設計基準事象（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及び影響緩和」に対してまで規制上の要求や確認対象の範囲を拡大し、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にあり、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対策に係る安全評価

シビアアクシデント対策に係る安全評価では、確率論的安全評価（PSA）によって安全上重要な事故シーケンスを見いだして重要な機器設備を同定するとともに、これらについて決定論的安全評価を行うことを基本とする。安全評価では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。

なお、この決定文の中で、原子力安全・保安院に対し、シビアアクシデント対策のための具体的な方策及び施策について検討及び報告を要求している。

深層防護(原子力安全委員会では、「多重防護」との用語を用いている)については、「基本原則に係る意見交換会」にて4回議論がなされ、2012年9月10日に原子力安全委員会として文書が取りまとめられた<sup>52)</sup>。主な内容は以下のとおりである。

(i) 第4層における防護策の在り方

- ・ 深層防護レベル3までは設計の保守性が重視され、設計上の想定条件に対して大きな裕度をもつ頑健なシステムの構築が基本。深層防護レベル4ではPSAを中心とした方法で



スク要因の所在を追求することが必要。

- ・ 深層防護レベル4の防護策のうち特に重要な設備について、設計拡張状態に対する決定論的解析にてシビアアクシデント防止又は格納機能喪失防止に係る性能の確認が必要。
- ・ 地震、津波等に対して、まずは設計上の想定に対する十分な余裕の確保が必要。さらに、それを超える条件でもいわゆる「クリフエッジ効果」(\*)が顕在化しないよう、安全機能への重大な影響の防止及び緩和策並びに安全機能の復旧策を備えることが重要。地震、津波以外の外的事象に対しては、当面、深層防護レベル3までの防護策が頑健性をもって配備されることを要求。
- ・ 深層防護レベル3までの安全機能の重要度分類は、外的事象及び内的事象に対する施設の頑健性確保の観点から見直しの有無を検討することが必要。深層防護レベル4の安全機能の重要度分類は設計拡張状態でのリスク評価を通じて定めることが必要。
- ・ 深層防護レベル4の防護策に対する規制要求は性能要求とすべきであり、そのためには性能目標の設定が必要。深層防護レベル4の性能目標は、深層防護レベル5の必要性が実質的に排除される (practically eliminated) よう設定されるべき。

#### (ii) 安全評価の在り方

- ・ 深層防護レベル3までの防護策に対しては、設計基準事象について保守性を重視した決定論的安全評価を実施。
- ・ 深層防護レベル4の安全評価においては、確率論的評価と決定論的評価の両者を実施。決定論的評価は設計拡張状態について行われ、その事故シーケンスは決定論的手法、確率論的手法及び工学的判断を適切に組み合わせて設定される。設計拡張状態の評価では最適予測評価手法を用いてよい。
- ・ 深層防護レベル4の防護策及び安全評価では、設計基準を超える外的事象が複数機器の同時故障を引き起こす可能性を考慮。
- ・ 安全評価の手法及び解析条件は最新知見が反映されるべきであり、定期的に安全評価の見直しを行うことが必要。

\* 原子力安全委員会が取りまとめた文書<sup>52)</sup>では、「クリフエッジ効果とは、外力等のプラントパラメータがある閾値を超えることによってプラントの状態が急峻に変化し、厳しい異常な状態に進展すること、あるいはそのようなプラントの特性をいう。」と定義されている。

### 想定を超える津波に対する安全確保

原子力安全委員会は、「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」<sup>50)</sup>

にて深層防護レベル4に相当する「シビアアクシデントの発生防止、影響緩和」に対しても安全確保策を強化することとしたことを踏まえ、想定を超える津波に対するシビアアクシデントの防止及び影響緩和のあり方について、外部専門家との意見交換をすることとした<sup>53)</sup>。

3回の意見交換会が開催され、その議論を踏まえ、2012年3月12日に原子力安全委員会の責任において、「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原子炉施設の安全確保の基本的考え方)」<sup>54)</sup>が取りまとめられた。要点は以下のとおりである。

- ・ 「基準津波（後述の定義参照）」以下の津波に対しては、施設の安全機能が影響を受けない設計とする。すなわち、津波の水位上昇に対してはドライサイトの概念や防潮堤等の対策、津波の水位低下に対しては必要な取水の確保等を設計に考慮すること。
- ・ 「基準津波」を超える津波に対しては、地震との複合・津波の継続時間・発電プラントの立地点、設備構成、配置等の特徴・複数基立地や多重防護の考え方等を考慮し、施設の安全機能への影響防止と影響制限及び影響緩和措置を講ずる。また、安全機能にかかわる設備が影響を受けた場合の適時の復旧若しくは代替策についても講ずる必要がある。

### **原子力安全基準・指針専門部会における安全審査指針類の改訂作業**

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」<sup>55)</sup>（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」<sup>56)</sup>（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」<sup>57)</sup>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」<sup>58)</sup>（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<sup>59)</sup>。

この指示を受け、「基準・指針専門部会」は、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、両小委にて具体的な検討を行った。

設計小委が 13 回、地震小委が 14 回開催された後、「基準・指針専門部会」は安全審査の指針類に反映させるべき事項について検討結果を取りまとめ、2012 年 3 月 22 日に原子力安全委員会に対して報告を行った。報告書<sup>60)</sup>には、別添 1 として設計小委の報告書「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針及び関連の指針類に反映させるべき事項について(とりまとめ)」及び別添 2 として地震小委の報告書「発電用軽水型原子炉施設に関する耐震設計審査指針及び関連の指針類に反映させるべき事項について(とりまとめ)」が添付されており、それらに具体的な検討結果が記載されている。

実際の指針改訂作業は原子力規制委員会・原子力規制庁への申し送り事項となり、報告書は指針の原子力規制委員会規則化に用いられる見通しである。

### 「安全設計審査指針」及び関連の指針類に反映させるべき事項

設計小委では、13 回の会合が開催され、「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が行われた。「安全規制全体を見通した一貫性のある検討」<sup>60)</sup> 検討を基本姿勢とし、以下の内容が報告書に取りまとめられた。

- ・ 全交流電源喪失 (SBO) 対策の技術的要件の整理とそれに係る指針改訂案の提示
- ・ 最終的な熱の逃がし場の喪失(LUHS)対策の基本的要件の整理
- ・ その他の課題の整理

全交流電源喪失対策については、基本的な考え方として、

- (i) SBO の発生頻度を合理的に達成できる限り低いものとする。
- (ii) SBO が発生した際でも、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) SBO 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、具体的な技術的要件が検討された。

\* 報告書<sup>60)</sup>では、『復旧できる』とは、当該原子炉を低温停止に移行し安定した状態に維持できる状態に戻すことと並びに使用済燃料プールの冷却を安定的に維持できる状態に戻すことができることをいう。」と定義されている。

特に、基本設計段階にて審査すべき技術的要件については具体的に指針改定案が提示された。(i)

に関しては、指針 48「電気系統」にて、外部電源・非常用所内電源設備からの受電の信頼性向上と非常用所内電源設備の共用禁止が要求され、(ii)に関しては、指針 27「電源喪失に対する設計上の考慮」にて、非常用電源とは独立した代替電源の設置が要求されている。なお、(iii)に関しては、アクシデントマネジメント策として整備すべきとのことで指針自体の改定は提案されていない。

LUHS 対策については、基本的要件を整理したにとどまり、指針の改定案までは提示されていない。基本的考え方として3つが挙げられ、それらの具体的な対処策例が以下のように記載されている。

(i) LUHS の発生防止

<対処例>

- ・ 建屋の堅牢化・水密化、機器の浸水防止等の物理的保護、機器の配置の考慮等
- ・ 多重性、多様性、独立性の強化による信頼性向上策

(ii) LUHS 時の対処、復旧能力の評価

<対処例>

- ・ (BWR) 格納容器圧力抑制プール蓄熱による対処と UHS への熱輸送機能の復旧。復旧が遅れる場合には、冷却水補給と格納容器ベント
- ・ (PWR) 主蒸気逃がし弁による蒸気発生器 2 次側の減圧。蒸気発生器 2 次側への代替注入による長期にわたる崩壊熱除去
- ・ (BWR) 使用済燃料プール冷却のため、淡水(復水又は純水)を補給
- ・ (PWR) 使用済燃料プール冷却のため、ホウ酸水(燃料交換用水タンク水)を補給
- ・ 代替 UHS 設備について、諸外国における概念を参考に実効的な手段を多重的に整備
- ・ LUHS 時の対処、復旧能力の評価

(iii) LUHS 下の炉心損傷時の影響緩和策

<対処例>

- ・ 代替注水による炉心、原子炉格納容器の冷却
- ・ 格納容器からのフィルタードベント

なお、SBO、LUHS 以外の課題については、以下のように列挙のみされており、今後更に検討を継続することとされている。

- ・ 設計指針の用語の定義の明確化 (多重性、独立性、多様性等)

- ・ 安全機能を有する設備の共用
- ・ 原子炉建屋への水素漏えい対策
- ・ 施設の状態監視
- ・ 使用済燃料の冷却

### 「耐震設計審査指針」及び関連の指針類に反映させるべき事項

地震小委では、耐震指針及び耐震手引き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が行われた。14回の会合及び1回の現地調査を通じ、既存の研究成果及び今回の地震・津波の解析結果が検討され、地震動及び津波のメカニズムを踏まえて必要となる技術要件を摘出し、これらを基に耐震指針、耐震手引きの改訂案が提示された。主な内容は以下のとおりである。

- ・ 指針類の名称変更について
  - 耐震指針、耐震手引きにおいて、津波を随伴事象の1つから独立させて、新たな項目として規定された。
  - それに伴い、耐震指針及び耐震手引きは、それぞれ「発電用原子炉施設に関する地震・津波に対する安全設計審査指針」(以下、地震・津波指針)、「発電用原子炉施設に関する地震・津波に対する安全審査の手引き」(以下、地震・津波手引き)と名称が変更された。
- ・ 地震動評価について
  - 地震・津波指針及び手引きにて、プレート間地震及び海洋プレート内地震が明示的に規定された。
  - 地震・津波手引きにて、地殻変動及び断層変位に対する地盤の支持性能が規定された。
  - 地震・津波手引きにて、活断層認定における不確かさの考慮が要求された。
- ・ 津波評価について
  - 地震・津波指針及び手引きにて、新たに「基準津波」が規定され、その策定が要求された。
 

基準津波: 施設の共用期間中に極めてまれであるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な津波(基準地震動  $S_s$  に相当)
  - 地震・津波手引きにて、津波に係る調査法が規定された。

- ▶ 地震・津波指針及び手引きにて、基準津波に対してはドライサイト概念での対策を基本とすること及び安全性評価で確認すべき事項及び評価に際しての留意事項等が規定された。
- ・ 基準津波を超えた場合についての措置
  - ▶ 地震小委の対象外とされ、前述のように、別途原子力安全委員会にて「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原子炉施設の安全確保の基本的考え方)」<sup>54)</sup>に取りまとめられた。

### 3.2.1.3. 原子力安全・保安院

図 5 に示されている規制動向のうち、下半分の「緊急安全対策」、「シビアアクシデント対応に関する措置」、「福島第一原子力発電所事故の技術的知見」、「シビアアクシデント対策規制」が原子力安全・保安院の主な規制活動である。なお、2012 年 9 月 19 日の原子力規制委員会設置法の施行により、原子力安全・保安院の機能は原子力規制委員会に統合された。

#### 緊急安全対策

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<sup>61)</sup>。また、同日、原子力安全・保安院は、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全ての原子力発電所について、津波により 3 つの機能(交流電源供給機能、海水冷却機能、使用済み燃料貯蔵プール冷却機能)を全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<sup>62)</sup>。

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<sup>63)</sup>。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<sup>64)</sup>。福島第二原子力発電所については、原子力安全・保安院は、4 月 21 日に緊急安全対策の実施と報告を指示し<sup>65)</sup>、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。

## シビアアクシデント対応に関する措置

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<sup>26)</sup>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、原子力安全・保安院は、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<sup>66)</sup>。

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公表した<sup>67)</sup>。

## 福島第一原子力発電所事故の技術的知見

原子力安全・保安院は、福島第一原子力発電所事故から得られる教訓を今後の原子力安全に役立てる観点から、これまで指示してきた緊急安全対策やシビアアクシデント対応に関する措置の内容を踏まえつつ、福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する検討を行った。

意見聴取会が2011年10月24日から2012年2月8日まで7回開催され、2012年2月16日、「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について（中間取りまとめ）」が公表された<sup>68)</sup>。「中間取りまとめ」に対する意見公募及び電気事業者からのヒアリングを経て、2012年3月28日に「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」（以下、「技術的知見について」）が公表された<sup>69)</sup>。ここで示された技術的対策の多くは、2012年4月6日に公表された四大臣による「原子力発電所の再起動にあたっての安全性に関する判断基準」にて、原子力発電所の再起動にあたり要求される対策として使用されている。

## シビアアクシデント対策規制

原子力安全委員会は、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」<sup>50)</sup>を原子力安全委員会決定し、その中で、原子力安全・保安院に対し、シビアアクシデント対策のための具体的な方策及び施策について検討及び報告を要求した。また、2012年6月に成立した「原子力規制委員会設置法」の中で炉規法が改正され、これまで事業者の「自主的取り組み」とされてきたシビアアクシデント対策が法令要求化されることとなった。

原子力安全・保安院は、上記を踏まえ、シビアアクシデント対策規制の基本的考え方について意見聴取会を7回開催し、「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規制の基本的考え方について(現時点での検討状況)」<sup>70)</sup>を取りまとめ、2012年8月27日に原子力安全委員会に報告した。同報告書は、原子力規制委員会発足後、同委員会でのシビアアクシデント対策規制の検討にあたり参考とされる位置付けとされている。

#### 3.2.1.4. 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、原子力安全・保安院に対し、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<sup>71)</sup>。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(いわゆる「ストレステスト」)を行い、その結果を報告するよう指示した<sup>72)</sup>。報告内容は、原子力安全・保安院が確認した後に原子力安全委員会に報告され、原子力安全委員会がその妥当性の確認をす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<sup>73)</sup>によると、ストレステスト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、評価対象となる全ての発電用原子炉施設に対して実施することとされている。

2012年1月23日～31日にかけて、IAEAによりストレステストの評価手法の妥当性についてレビューが行われた。1月31日に報告書サマリー<sup>74)</sup>、3月27日に報告書<sup>75)</sup>が公表され、ストレステストの有効性を向上させるための勧告と助言がなされるとともに、原子力安全・保安院の指示と審査プロセスはIAEA安全基準と整合していると結論付けられている。

2012年8月30日現在、二次評価まで報告された発電所はない。一次評価については、原子力安全・保安院と原子力安全委員会の双方の確認が終了しているものが関西電力大飯発電所3・4号機、原子力安全・保安院による確認まで終わっているものは四国電力伊方発電所3号機である。

### 3.2.2. 米国

#### 3.2.2.1. 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若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)」<sup>76)</sup>を発出した。検査の締切は2011年4月29日とされ、NRCは同年



5月13日までに報告書をまとめることとなった。

NRCは、2011年5月13日に検査結果についての報告書を発行し<sup>77)</sup>、同年5月20日には検査結果の要約を公開した<sup>78)</sup>。全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、2011年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<sup>79)</sup>。全てのプラントが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。

ウラン濃縮施設等の燃料サイクル施設に対しては、2011年9月30日、NRCは暫定指示書(TI2600/015)を発出し、地震・洪水等の自然災害への対処策を確認する検査を指示した<sup>80)</sup>。締切は、2012年9月30日である。

### 3.2.2.2. 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<sup>81)</sup>。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、2011年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<sup>82)</sup>。4月1日にNRCから承認された綱領<sup>82)</sup>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、2011年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<sup>83),84)</sup>。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。勧告にはそれぞれ具体策が提示されている。

上記、NTTFによる勧告の分析及びSDC素案への反映事項の摘出については、原子力学会平成23年度報告書<sup>26)</sup>のとおりである。

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以下の7項目を選び、2011年9月9日にSECY-11-0124<sup>85)</sup>にてNRC委員会に提言した。

- 2.1. 地震と洪水ハザードの再評価
- 2.3. 地震と洪水からの防護に向けた踏査(walkdowns)
- 4.1. 全交流電源喪失に対する規制活動

- 4.2. 10CFR50.54(hh)(2)<sup>86)</sup>に基づいて設置されている設備(設計基準外の外部事象への緩和方策)
- 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
- 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)

同年10月18日、NRC委員会は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<sup>87)</sup>。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<sup>88)</sup>。

一方、NRC委員会は、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-11-0137<sup>89)</sup>にてNRC委員会に報告した。

- 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. 地震と洪水ハザードの再評価
- 2.3. 地震と洪水からの防護に向けた踏査(walkdowns)
- 4.1. 全交流電源喪失に対する規制活動
- 4.2. 10CFR50.54(hh)(2)に基づいて設置されている設備(設計基準外の外部事象への緩和方策)
- 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NTTF 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

原子炉安全諮問委員会(ACRS)による SECY-11-0137 のレビュー<sup>90)</sup>を経て、NRC 委員会は、2011 年 12 月 15 日、NTTF 勧告と SECY-11-0137 の優先順位付けを承認した<sup>91)</sup>。

2012 年 2 月 17 日、NRC スタッフは SECY-12-0025<sup>92)</sup> を発行し、NRC 委員会に対し以下の 3 件についての命令の発行を提案した。

- 4.2 10CFR50.54(hh)(2)に基づいて設置されている設備(設計基準外の外部事象への緩和方策)
- 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

なお、「4.2. 10CFR50.54(hh)(2)に基づいて設置されている設備(設計基準外の外部事象への緩和方策)」については、以下の 3 フェーズ・アプローチを採ることとしているのが特徴である。

- 初期フェーズ：備え付けの設備等による対応
- 過渡フェーズ：サイト内の(他の場所から持ってきた)可搬型機器等による対応
- 最終フェーズ：サイト外から輸送してきた機器・リソースによる対応

NRC 委員会は SECY-12-0025 を承認し、NRC スタッフに対して命令書を原子力発電所に発行する権限を与えた<sup>93)</sup>。これに基づき、NRC は、2012 年 3 月 12 日、以下の 3 件の命令書を発行した<sup>94)-96)</sup>。

- EA-12-049：設計基準外の外部事象に対する緩和戦略要件に関連した許認可事項の変更
- EA-12-050：信頼性をより高めた格納容器ベントシステムへの改善命令
- EA-12-051：使用済燃料プール(SFP)の計測の信頼性

EA-12-049 と EA-12-051 の対象が米国内の全ての原子力発電所であるのに対し、EA-12-050 の対象は、MK-I、MK-II 型格納容器を有する BWR に限定される。この命令書に違反した場合は、刑事

訴追及び民事罰金が科せられる。

NRC は、2012 年 5 月 31 日、EA-12-049～EA-12-051 について、以下の 3 件の暫定スタッフガイダンス(ISG: Interim Staff Guidance)を発行した<sup>97)-99)</sup>。

- JLD-ISG-2012-01 : EA-12-049「設計基準外の外部事象に対する緩和戦略要件に関連した許認可事項の変更」の遵守
- JLD-ISG-2012-02 : EA-12-050「信頼性をより高めた格納容器ベントシステムへの改善命令」の遵守
- JLD-ISG-2012-03 : 命令 EA-12-051「使用済燃料プール(SFP)の計測の信頼性」の遵守

これらは、事業者が順守可能な具体的なアプローチを記載したものである。事業者は他の方法を用いることもできるが、その場合には、その方法が容認できるか否か、個別に NRC によって審査される。

### 3.2.2.3. FLEX: 多様性及び柔軟性のある緩和戦略

NRC は、2001 年 9 月 11 日の同時多発テロを受け、2002 年 2 月 25 日に暫定保障措置命令 EA-02-026 を発出し、B.5.b 項にて航空機衝突に対する緩和措置及び対応手順書の策定を要求した<sup>100)</sup>。同要求は、2009 年 3 月 27 日に 10CFR50.54(hh)<sup>86)</sup>として規則化された。

10CFR50.54(hh)の第 2 項( 10CFR50.54(hh)(2) )では、爆発または火災によってプラントの大部分が喪失した状況で、炉心冷却、格納容器及び使用済燃料プール冷却の機能を維持又は復旧することを目的としたガイダンス及び方策を作成し、実施することが要求されている。福島第一原子力発電所の事故から得られる教訓をまとめた NTF 報告書<sup>83),84)</sup> では、勧告 4.2 にて、10CFR50.54(hh)(2)に基づいて設置されている設備が設計基準外の外部事象の発生した後でも利用可能であるよう適切に防護することが勧告され、既に第 3.2.2.2 節で述べたように最優先の対応事項の 1 つに挙げられている。

2011 年 12 月 8 日、米国原子力エネルギー協会 (NEI) は、勧告 4.2 に係る NRC 主催のパブリックミーティングにて、10CFR50.54(hh)(2)で要求されている機能を強化するものとして「多様性及び柔軟性のある緩和戦略」(FLEX)を提案し、その概要を同年 12 月 16 日付のレターにて NRC に送付した<sup>101)</sup>。同文書の中で、FLEX は「厳しい又は極端な自然現象もしくは悪意を持った行為により使用できなくなる可能性のある常用機器のバックアップを提供する多様かつ融通の利く影響緩和能力」と定義され、複数手段の可搬型機器を用意することで原子炉の重要な安全機能に必要な電源と水を供給すること及び適切な配置と防護によってそれらの可搬型機器を想定される自然現象から守ることを基本としている。

NRC が 2012 年 5 月 31 日に発行した暫定スタッフガイダンス JLD-ISG-2012-01<sup>97)</sup> では、勧告 4.2 に係る命令書「EA-12-049: 設計基準外の外部事象に対する緩和戦略要件に関連した許認可事項の

変更」<sup>94)</sup> に対して事業者が順守可能な具体的なアプローチとして FLEX を採用している。

#### 3.2.2.4. 新設炉の申請と許可

NRC は、2011 年 8 月 9 日、AP1000 である Vogtle3/4 号機の建設運転一括認可(COL)の最終安全報告書(FSER)を完成し、発行した<sup>102)</sup>。また、同年 8 月 18 日にやはり AP1000 である Summer2/3 号機の COL の FSER を完成し、発行した<sup>103)</sup>。

2011 年 12 月 30 日、NRC 委員会は、AP1000 設計修正の型式認証に係る規則を承認した<sup>104)</sup>。これは、2007 年 5 月 27 日に Westinghouse 社が設計修正に係る申請書を提出したことに対するものである。

公聴会を経て、Vogtle3/4 号機については 2012 年 2 月 9 日、Summer2/3 号機については 2012 年 3 月 30 日に NRC は COL の発給を認めた<sup>105),106)</sup>。

なお、SECY-12-0025<sup>92)</sup> の提案に含まれている 3 件の命令のうち、BWR 以外に要求される以下の 2 件については、Vogtle3/4 号機及び Summer2/3 号機も対象となっている。

4.2 10CFR50.54(hh)(2)に基づいて設置されている設備(設計基準外の外部事象への緩和方策)

7.1 使用済燃料プールの計装系

### 3.2.3. 欧州

#### 3.2.3.1. 仏国の動向

フランス原子力安全機関 (ASN) では、フランス国内原子力施設の安全性を総点検するための補完的安全評価 (ECS)、いわゆるストレステストが実施された。福島第一原子力発電所事故後の 2011 年 3 月 23 日にフィヨン首相から出された要請に基づく点検である。点検は、フランス国内の許認可されているほぼ全ての原子力施設を対象に 2013 年まで続けられ、このうち重要度の高い原子力施設に対する評価結果をまとめた報告書が 2012 年 1 月 3 日に公表された<sup>107)</sup>。フランス国内の原子力発電所全基 (建設中を含む)、アレバ社の再処理施設、原子力・代替エネルギー庁 (CEA) の研究炉など、79 施設が対象である。ASN がまとめた ECS 報告書では、フランスの原子力施設の安全性は十分に確保されており、直ちに停止すべき施設はないとした上で、更なる安全性向上措置が必要であることが指摘された。

ASN が全ての事業者に対して求めたものは、緊急時に必要な基本的安全機能や人的組織を保護・確保するための「ハードンドコア」の確立であった<sup>107),108)</sup>。「ハードンドコア」とは、緊急時に必要な機器や人員を絞り込み、様々なリスクから高いレベルで防護することにより、施設の維持に不可欠な機能を確保し、事故が制御できなくなることを防ぐという概念である。具体的には、非常用ディーゼル発電機、消防車、燃料などが防護されるべき機器と考えられるが、その選定は事業

者に委ねられている。報告書では、「ハードンドコア」を維持するためには場所の確保が重要であり、バックアップ電源の増設や制御室を代替する耐震性に優れたバンカー（退避壕）の設置などが必要との考えを示しながら、事業者に対し具体的な対応策を2012年6月30日までに回答するように指示された。

また、原子力発電所の重大事故時に24時間以内に展開し、原子炉を冷却して復旧させるための専門部隊として緊急時即応部隊（FARN）を2012年末までに設置し、2014年末には全ての原子力発電所で同時に事故が発生した場合でも対応できる体制を整備することが求められた<sup>109)</sup>。元々はフランス電力（EDF）の提案によるものだが、それをASNが追認した形である。現在でもフランスの各原子力サイトには350人（70人5シフト）の緊急時対応要員が配置されているが、フランスでは住宅の耐震対策が十分に施されていないため、大規模な災害が発生すれば、その地域の住民は発電所の従業員を含め、全員死亡する可能性があることが考慮されている。FARNは特別な訓練を受けたEDF社員で構成され、パリに設置される予定である。緊急時にはヘリコプターなどを使って24時間以内に現場対応できる体制を目指している<sup>109)</sup>。

### 3.2.3.2. 欧州におけるストレステスト

#### (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）内の全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<sup>110)</sup>。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（Western European Nuclear Regulators' Association）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、2011年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<sup>111)</sup>。WENRAは更に検討を続け、2011年4月21日にストレステストの仕様案を提案した<sup>112)</sup>。

2011年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2011年6月1日から開始することで合意した<sup>113)</sup>。

2011年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2011年6月1日から再評価を行うと発表した<sup>114)</sup>。

#### (2) ストレステストの評価手順

ENSREG の声明<sup>113)</sup>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、2011年6月1日に作業は開始された。

- 声明中の「技術スコープ」で想定される極限的な状態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、アクシデントマネジメント）に則って選定された拡大防止策と影響緩和策の有効性の検証

EU のプレス発表文<sup>114)</sup>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。

		中間報告	最終報告
事前評価	原子力プラント事業者によるもの	2011年 8月15日	2011年 10月31日
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	2011年 9月15日	2011年 12月31日
ピアレビュー	多国籍チームによる国別報告書の ピアレビュー		2012年 4月12日

ENSREG は、EU 加盟 15 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、オランダ）及びスイス、ウクライナの計 17 か国について、ピアレビューが 2012 年 4 月末までに実施された。

### (3) ストレステストのピアレビュー

ENSREG は、2012 年 4 月 25 日にピアレビュー報告書を発行した<sup>115)</sup>。ここでは、そのピアレビューの結果について述べる。

#### (i) ストレステストとピアレビュー組織

テロ等のセキュリティを除くストレステストでは、福島第一原子力発電所の事故の予備的な教訓と事故後の IAEA 調査団により確認された教訓、及び日本国政府の報告書から直接引き出された 3 つのトピックに注目された。すなわち、地震・津波・異常気象を含む自然起因事象、安全系の喪失、シビアアクシデントマネジメントがこのレビューの主要なトピックである。ストレステストとピアレビューは、三段階のプロセスを経て、これらのトピックの評価が実施された。

ピアレビューの目的は、ENSREG のストレステストの仕様への遵守を評価すること、重要な問題が 1 つとして見落とされていないことを確認すること、福島第一原子力発電所の事故で得られた

予備的な教訓を踏まえ、発電所のロバスト性を増加させるための強固な特徴・弱点を同定するとともに、それらに関連して提案を行うこととされている。

原子力発電所を所有する欧州連合の 15 カ国と同様にスイスとウクライナがストレステストを実施し、ピアレビューを受けた。事業者による最終評価は 2011 年 10 月 31 日に提出され、規制機関の国別最終報告書は 2011 年 12 月 31 日に提出された。2012 年 1 月 1 日にピアレビューは開始された。

ピアレビューは 7 名の EU 各国の上級規制機関出身者と 1 名の EC 上級幹部から成り立つ委員会により運営された。各国の規制機関は、3 つのトピックに対し、それぞれ一名の専門家を任命することができ、その専門家の多くは経験のある規制者であったとのことである。規制機関により任命された知識が豊富である科学者、コンサルタントも参加され、欧州委員会もまた専門家を任命したとのことである。24 の欧州諸国から 70 人を超えるレビュアーがこのピアレビューに参加し、IAEA や、EU 以外の海外諸国（カナダ、クロアチア、日本、アラブ首長国連邦、アメリカ）もオブザーバーとして参加したとされている。

ピアレビュー自体は、各国の報告書の書類レビューすることから始まった。それぞれのレビュアーは全ての報告書にアクセス可能であり、各国の規制当局に書面により質問を作成することができ、2000 を超える質問が作成された。書類レビュー後、ピアレビュー全員が 2012 年 2 月 5 日、2 週間のトピック別のレビューのためルクセンブルクに集まったとされている。レビューは、ストレステストの 3 つのトピック（自然災害、安全系の喪失、シビアアクシデントマネジメント）により構築された。専門家は 3 つのトピックのチームに分類され、各チームは概ね 23 人のレビュアーで構成された。ピアレビューを受ける 17 カ国は、それぞれの 3 つのトピックチームに対しプレゼンテーションを行い、文書での質問とプレゼンテーションの間に補足された質問に対して返答が必要とされた。次に、各トピックのレビューの結果に関して、それぞれのチーム内で同意に達するまで徹底的に議論された。最後には、レビューの知見が 3 チーム間で共有された。国別のピアレビュー報告書作成のため、レビュー結果は最終的に国別に分類されることになった。

2012 年 3 月から一連の国別レビューが開始され、8 人のピアレビューチームはピアレビューを受ける各国に 3～4 日間訪問された。レビューの際に残された質問に対し適切な回答を得るとともに、重要課題を明確化するため、補足的な議論が行われた。また、いくつかの発電所訪問がレビューチームにより選定されたとのことである。レビュー期間中に作成された報告書案は、この訪問で得られた補足的な情報を使用し、チーム内で同意に達するまで議論が行われ、最終版が作成された。

透明性と市民参加の機会という目的のため、国別の報告書は英語で公開され、またほとんどはそれぞれの国の言語でも公開された。ENSREG とピアレビュー委員会は 2012 年 1 月にパブリックミーティングを主催し、関係者に情報を提供しコメントが求められた。2012 年 1 月にウェブサイトで集められた提言は回収され、後のピアレビューの過程で考慮されたようである。市民参加により、ストレステストのピアレビューは改善され、パブリックミーティングで集められたコメントは最終報告書に反映された。追加のパブリックミーティングが 2012 年 5 月 8 日にブリュッセルにおいて



開催され、ピアレビュー結果を発表するとともに質問に回答された。

## (ii) ピアレビューの主たる成果

ストレステストのピアレビューでは、実際の実施程度に差はあるが、発電所の安全性向上のため、全ての国が重要な一歩を踏み出していると結論づけられた。また、国別の対策の違いや実施の程度にかかわらず、欧州での全体的な整合性が示された。ストレステストの結果として、発電所のロバスト性を向上のための重要な対策が既に決定されているか、または検討中とのことである。そのような対策には、シビアアクシデントの防止・軽減のための追加の可動式機器の備え、強化された固定的機器の設置、適切なスタッフ訓練方策を伴うシビアアクシデントマネジメントの向上が含まれている。多くの場合において、近い将来に向け重要な改良の準備が進んでいる。国別の規制機関への提言同様、国別の状況の詳細は、国別ピアレビュー報告書に記載されている。

ピアレビューは、以下の4つの主要分野について欧州レベルで改善が考慮される事項であると同等された。

### 自然災害のハザードと裕度に関する評価の欧州ガイダンス

地震と洪水に対する設計基準に関しては、ENSREG の仕様への遵守は概して良好であった。しかしながら、自然災害のハザードについては整合性の欠如が確認された。各国の自然災害への対策は著しく異なり、設計基準を超える裕度及びクリフエッジ効果評価は困難であった。これらを踏まえて、ピアレビュー委員会では次の勧告がなされた。

ピアレビュー委員会は、WENRA が欧州で利用可能な専門知識を結集し、自然災害ハザード評価のガイダンスを開発することを勧告する。それには地震、洪水、異常気象条件が含まれる。また、設計基準を超える裕度及びクリフエッジ効果に対する評価ガイダンスを開発することを勧告する。

### 定期安全レビュー

定期安全レビューは、発電所の安全性とロバスト性の維持・向上のための効果的な手段であり、ピアレビューでは、その有用性が示された。特に、自然災害に対する施設の防護手段について知見が得られた。これらを踏まえて、ピアレビュー委員会では次の勧告がなされた。

ピアレビュー委員会は、ENSREG が定期安全レビューの重要性を強調することを勧告する。特に、ENSREG は自然災害及び関連する発電所の対策の再評価を必要に応じ実施すること、少なくとも10年毎に実施することを強調すべきである。

### 格納容器健全性

格納機能は、原子力事故に起因する放射性物質放出から、人々や環境を守るための最終障壁とし

て重要である。その重要性は、福島第一原子力発電所の事故により再度認識された。これについては、これまでの事故で検討されており、改善されてきた。福島第一原子力発電所の事故を考慮すると、そうした改善を迅速に実施することが重要な課題と認識された。これらを踏まえて、ピアレビュー委員会では次のようなピアレビューの知見が示された。

**格納容器の健全性を守るため、認識された対策を迅速に実施することが、ピアレビューの知見であり、各国の規制機関はこれを考慮しなければならない。**

実施される対策はプラントの設計に応じ異なる可能性があるが、軽水炉における対策には、次の目的のため、機器、手順、及びアクシデントマネジメントガイダンスが含まれる。

- ・ 高圧炉心溶融を防ぐために、一次系を減圧する
- ・ 水素爆発を防ぐ
- ・ 格納容器の過圧を防ぐ

#### 自然災害に起因する事故の防止及び事故影響の制限

福島第一原子力発電所の事故により、深層防護は強化されなければならないこともまた示された。すなわち、設計基準や発電所に適用できる現行の安全要件で考慮されたレベルを超える極端な自然災害に起因するシビアアクシデントを考慮する必要がある。そうした状況は、サイトの荒廃と孤立、長期間の事象、多くの安全系が使用不可になること、使用済燃料プールを含む事故がいくつかのプラントで同時に発生すること、結果として放射性物質の放出に至る可能性があることが示された。これらを踏まえて、ピアレビュー委員会では次のようなピアレビューの知見が示された。

**ピアレビューの知見としては、極端な自然災害の際の事故の防止及びその事故影響を最小限にする対策を実施することであり、これは各国の規制機関が考慮すべきである。**

考慮されるだろう典型的な対策は、計装や情報伝達手段を含むシビアアクシデントを防止し管理する固定式の設備、極端な自然災害に対して防護された可搬式の機器、極端な自然災害及び汚染に対して防護された緊急時対応センター、長期間の事象での現場運転員を支援するために迅速に利用できる救助隊・機器が含まれる。

#### 今後の対応

ピアレビュー委員会は、福島第一原子力発電所の事故を完全に理解するためには、数年以上の、あるいは10年以上の長期のプロセスが必要であると認識されている。ピアレビューでは、各国の規制機関間でストレステストの結果を共有すること、発電所の安全性とロバスト性の強化のための見解を共有することの利点を実証されてきた。継続的に安全性を向上させる中で、ピアレビュー委員会は、今後の評価及び現在のストレステストに起因する対応を厳しくフォローアップしていくことが有益であると認識されている。そうしたフォローアップは、新規に作成するのではなく、既存の方策の枠組みのなかで準備されるべきであると考えられている。

公衆とのやり取りの結果、サイト外緊急時対応準備に関し、欧州がイニシアチブをとることへの

強い要求があることが示された。ピアレビュー委員会では、福島第一原子力発電所の事故のフォローアップとして、欧州でのサイト外緊急時対応準備の重要性が認識されている。

#### (4) ピアレビュー後のアクションプラン

##### (i) ピアレビューのフォローアップ

前節で述べたピアレビュー報告書<sup>115)</sup>にはフォローアップが結論の中で述べられている。また、欧州理事会 (European Council) は、2012年6月28～29日に更なる作業の必要性が同意された。そこで、ENSREG は、既存のリソースを有効に活用にして目標を達成できるように、原子力安全の会議体 (CNS: Convention on Nuclear Safety) のような手段でもってアクションプランを構築することとしている。ここで、CNS とは、ENSREG、WENRA、IAEA、HERCA (Heads of the European Radiological protection Competent Authorities) が挙げられており、2012年8月27日に特別の会合が開かれるとされている。その会合で、次回2014年に予定されているCNS会合で取り扱われるべき福島第一原子力発電所事故後のトピックスを含めるとともにアクションを同定することが期待されている。ここでは、ENSREGが2012年7月25日に公表したアクションプラン<sup>116)</sup>について述べる。

#### 参加国と ENSREG のアクション

各国規制機関は国の福島事故後の教訓とストレステストピアレビューによる勧告や提案に基づくアクションプランを2012年末までに作成し公表しなければならないとされている。最終的な各国のアクションプランの内容は関連するCNSの特別会合からの提言も考慮しなければならないとされている。

各国のアクションプランは、以下について最新の実施状況を報告しなければならないとされている。

- a. 国内において文書により報告された、ストレステストについての国の規制機関による最終報告
- b. ENSREG の報告書及び各国のピアレビュー報告書による勧告
- c. CNS による追加勧告
- d. 国による調査と関連した決定から導かれた追加アクション

ENSREG は2012年9月までに、各国の規制機関によるアクションプランの準備または評価を援助するために、ストレステストピアレビュー報告による勧告と提案の統一された編集方式を準備することになっている。

各国のアクションプランの内容と実施状況について議論するため、ENSREG ワークショップ (ピアレビューに参加したヨーロッパ各国とともに) が2013年2月/3月に行われる。このワークショ

ップの目的は、各国のアクションプランを提示し、公の議論を通してピアレビューを行うことである。これによりヨーロッパ各国が CNS にどのように報告するかについての見識が得られ、整合性が図られ、良好事例が共有されることが期待される。

### WENRA のアクション

2012 年 5 月 24 日に発行された WENRA の結論により明らかにされたアクションについて ENSREG は強力に支持している。これらの結論は、欧州におけるストレステストとピアレビューと一致するものである。ENSREG は WENRA を定期的に招待し、進捗状況の報告を求めるとしている。ENSREG は WENRA に対し、ヨーロッパ最高の専門的技術を含め、その結論で示されたアクションを発展させることに重きを置くことを後押しすることとしている。そのトピックは次のとおり。

- ・ 自然災害
- ・ シビアアクシデントにおける封じ込め
- ・ アクシデントマネジメント
- ・ ある加盟国の原子力事故に対応した規制機関間の相互援助

ENSREG は定期安全評価 (PSR) 過程の重要性を認識されている。ENSREG は WENRA に、ヨーロッパ最高の専門的技術を含め、外的ハザードを特に考慮して、PSR の参照レベルのレビューを進めることを後押しすることになっている。

### フォローアップ現地訪問実情調査

このアクションプランの内容では、ENSREG はフォローアップ現地訪問実情調査を編成することとなっている。これらの現地調査は各国のアクションプランの一部として、安全性の向上を目的とした対策（採用済み、計画中、検討中）についての情報交換に焦点を当てたものになる。これらの現地調査により集められた情報は、2013 年に行われる ENSREG が各国をフォローアップするためのワークショップの際の資料として使われることになる。これらのフォローアップ現地訪問実情調査により、ヨーロッパ各国間の一層の協力と信頼醸成が促進されるべきとされている。また、訪問する施設は各国の規制機関が提示し、ENSREG による承認が必要とされている。実際の施設リストは関連する各国規制機関により提示されるべき項目となる。一貫性を維持するため、フォローアップ現地訪問実情調査のチームメンバーは以前に編成された各国調査チーム（一般的には 3 人編成）とし、派遣にあたり適切な規制機関が支援することとなっている。2012 年 9 月まで各国のアクションプラン準備を援助するため、及び 10 月の EC 報告のために十分な回数の訪問が行われるとされている。

#### (ii) 追加アクション

##### サイト外緊急準備

福島第一原子力発電所の事故により、ロバストなサイト外緊急時対応準備の必要性が認識された。ENSREG はこの課題の重要性を高いと捉えており、改善を実行するために、以下のアクションが提案された。

- a. ENSREG は HERCA と WENRA に対し、改善した各国規制機関間の相互援助のガイドラインを共同して開発することを要請する。
- b. ENSREG は EC, ENSREG 及びその他による、いくつかの欧州諸国で放射線の影響を与えるであろうシビアアクシデントの事象について、欧州レベルの効果的なサイト外緊急時対応準備の装備のための課題を抽出するため、適切な共同欧州研究を勧告する。この研究は保健・災害対策・市民防護と食物安全機関を含む、サイト外緊急準備の全ての観点を包括する。

ENSREG は EC による EU 加盟国のサイト外緊急時対応準備の評価のための研究委託についても認識しているとのことである。ENSREG はこの分野の IAEA 緊急準備レビュー (EPREV) メソッドの妥当性を認識している。

#### 航空機衝突

公聴会からの意見によると、計画された航空機衝突についての関心が高いことを示された。この課題については、原子力安全に関する特別なグループにより、設計基準事故と 9/11 以降の評価により既に課題が検討されている。この特別グループは事業者及び/または的確な権威による追加的フォローアップアクションを提案している。これらの追加的フォローアップアクションを実施するなら、ENSREG は権限の範囲において支援したい意向を持っているとのことである。ストレステストにおけるシビアアクシデントマネジメントや安全機能の喪失に関して行われる作業は、航空機衝突を含む起因事象にかかわらず、全ての大事故に関連することが認識されている。

#### 原子力安全に関する IAEA アクションプラン

この ENSREG のアクションプランは、以下の原子力安全における IAEA アクションプランの多数の項目に貢献するために用いられると考えられている。

- a. 福島第一原子力発電所の事故からの新たな教訓の検証
- b. 緊急時対応準備の基準とガイダンス
- c. IAEA 安全基準 (ENSREG/WENRA から)
- d. 情報の交換と伝達
- e. IAEA ピアレビュー過程構築と実施
- f. 研究開発

## (5) ストレストテストの最終報告

前述のとおり、ENSREG はアクションプランに基づき、現地調査の対象とならなかった施設を追加訪問し、ピアレビューを補完した。調査結果は9月末までにまとめられ、2012年10月4日にECがストレステスト最終報告書を発行した<sup>117)</sup>。欧州の原子力発電所は概して高い安全基準を有しているが、更なる改善も必要であることが指摘されている。以下に主要な改善勧告を述べる。

- 地震と洪水リスクに関して、145 原子炉のうち 54 基は地震リスク計算が不十分であり、62 基は洪水リスク計算が基準に照らして実施されていない。1 万年に 1 回に対応するものを用いて計算すべきであると勧告がなされている。
- 各発電所は地震を計測・警報するための計装系を設置すべきであり、122 基で設置あるいは改善が必要とされている。
- シビアアクシデントにおける格納容器を安全に守るため、格納容器にフィルター付きベント装置を設置すべきであり、32 基がまだ設置されていないと指摘している。
- シビアアクシデント時に対処するための装置を保管すべきである。それは事故時の荒廃状況でも防護できる場所に設置し、すぐに取り扱えるようにしておく必要がある。81 基が未実施であると指摘している。
- シビアアクシデントにより中央制御室に滞在できなくなった場合に備えて、予備の緊急用制御室を使用可能にすべきである。24 基がまだ使用できないと指摘している。

各国のアクションプランは 2012 年末に用意され、2013 年初頭にはピアレビューが行われる。EC は 2014 年 6 月にストレステストの勧告を報告するつもりである。また、2013 年初頭には、現在の原子力法制をレビューし、改訂の方向性を示す予定である。ストレステストはセキュリティに関しても必要であると強調している。

## 4. 安全設計クライテリアに関する検討

### 4.1. 策定の考え方

SDC 構築においては、第 1 章で SDC 策定方針と対象とする SFR システムを明記し、第 2 章で安全に関する基本的考え方の概要を記載することとした。第 2 章は、その後の第 3～6 章で記載されるクライテリアの設定根拠、背景となる考え方を説明することになる。また、個別クライテリアの記載方針は前年度に設定された方針をほぼ踏襲しており、さらに SDC 第 1 章で以下のように明示している。

#### ✓ 全般

GIF において一旦 SDC が構築されれば、それは将来の SFR の性能に関する方向性を示したコンセンサス、すなわち国際的な標準・判定指標となる。同時に、具体的にどのような構造物、系統及び機器設計とするかの選択は開発者と設計者のものであり、SDC がある特定の設計を規定・選定することを意図しない。

#### ✓ 記述

SFR 特有の安全設計として、各クライテリアの意味するところが、その理由と背景を含めて理解されることが重要である。また、SFR 特有の現象・状態・条件が、どの特定の構築物、系統及び機器と対応関係にあるかが、もれなく特定できることが必要である。従って、SFR 固有の現象・状態・条件は、対応する構築物・系統及び機器のクライテリアにおいて、明確に記述されていなければならない。

#### ✓ 定義、表現及び用語

IAEA SSR 2/1 は、各国原子力規制機関の参画する IAEA のもとで第 3 世代 LWR を念頭に策定されたものであり、第 4 世代原子力システムとしての SFR の SDC の構築においても、SSR 2/1 の安全に対する基本的な姿勢、包括的なアプローチ、用語・定義などについては、尊重すべきドキュメントである。よって SDC においては、SSR 2/1 のドキュメントとしての基本構成を維持することとする。また GIF-SFR の SDC としての要件を示すための変更を加える場合でも、SSR 2/1 の原文はできる限り活用することとする。用語については、IAEA Safety Glossary<sup>118)</sup> (2007)を基本的に用いることとし、SDC においては第 4 世代炉及び SFR に特有の用語を対象に定義を行う。

一方、GIF の安全目標・アプローチ及び SFR 特有のクライテリアに関しては注意喚起をはかることとなる。安全目標・アプローチに基づいて、性能の方向性を与えることとなるクライテリアに対しては、綿密で詳細な記述とする。安全上重要な考え方に関しては、プラント全般に対するクライテリアに加えて、それぞれの構築物、系統及び機器に関するクライテリアとしても記載する。基準間の関連性や組み合わせが容易に理解できることが重要であり、基準の羅列だけのような表現形式は避ける。

また、安全設計とセキュリティーとの関係、SDC のユーザーという観点について、SDC 策定上の立場を第 1 章で記載することとなった。

- SDC は原子力プラントの安全設計のためのものであることから、セキュリティーについては、安全とのインターフェースという観点のみの記載とする。
- GIF-SFR SDC の第 1 ユーザーとしては、GIF の SFR の開発者と設計者を想定する。さらに規制当局が近い将来 SFR の安全要件を定める際には、GIF で整備された SDC を基礎資料として参照する可能性に留意し、GIF 枠外の SFR の開発者や設計者、加えて現在/将来における SFR の開発者及び設計者も、SDC のユーザーとして想定される。

### 対象とする SFR 概念

SDC は SFR 全般を対象とする一方で、GIF の下でのクライテリアであることに鑑み、システムやシステムの概略構成については、GIF で選定された SFR 概念をその策定対象とする。前年度と比べ ESFR(大型プール炉)が SFR 概念に加わっているが、これは下記に示される、これまで策定対象としてきた概念に含まれているものである。

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 (代替概念 - 超臨界 CO <sub>2</sub> )
燃料	:	MOX、金属、その他



## 4.2. 安全設計クライテリアの内容検討に関する考え方

SDCの全体構成は、上述のとおり、第1章でSDC策定の目的と策定方針、対象とするSFRシステムを記載し、第2章で安全に関する基本的考え方の概要説明を行う。その後の第3～6章において、現行世代LWRを対象とした安全要求であるIAEA SSR2/1をベースに、第4世代炉の安全目標・安全アプローチに関わる事項、及びSFRシステムの特徴に関わる項目に関して変更を加えたクライテリアが列挙される。SDCの第2章「第4世代原子力システムとしてのSFRに対する安全アプローチ」は、第3～6章で記載されるクライテリアの設定根拠となるものであり、その内容を下記にて説明する。

### 4.2.1. GIFの安全目標の関係

GIFの開発ロードマップ[GRM: GIF Roadmap]では、第4世代炉に対する安全性・信頼性に関わる高位の目標が提案されている。GIFのリスク・安全ワーキンググループが設定した基本的安全アプローチ[BSA: Basis for Safety Approach]では、1) 主たる安全原則(深層防護: Defence-In-Depth [DiD])、リスク情報活用等)、2) 安全設計及び安全評価に対する基本的手法、3)安全評価の方法が示されている。その中で、GRMで提案された安全性・信頼性に関わる目標が詳細に説明されている。SDCの構築を行う視点からGRM及びBSA全体を見た場合、GIFの安全目標は下記のように説明される。

#### 安全性と信頼性-1)

第4世代原子力システムの運転は、安全性と信頼性に優れていること、と述べられている。すなわち、DiDレベル1-2(「運転状態」に相当)における安全性と信頼性に注目している。

#### 安全性と信頼性-2)

第4世代原子力システムの炉心損傷の可能性とその影響の程度は極めて低いものであること、と述べられている。起因事象の発生頻度の最小化、及び炉心損傷を引き起こすことがないように、幅広い事象を管理・緩和するよう言及している。これは、DiDレベル1-3及び4におけるシビアアクシデント防止に重点を置いたものであり、信頼性を有する安全設計に加えてアクシデント・マネジメント[AM]により安全性が強化されることを意味する。

#### 安全性と信頼性-3)

敷地外緊急時対応の必要性を排除することが述べられている。GRM及びBSAで定義されたこの表現は、敷地外緊急時対応が必要とされる状況下において、放射性物質が環境に放出されることを抑制する対策を講じることを意味している。ここで留意すべきは、この安全目標は、DiDレベル5としての敷地外緊急時対応自体を否定若しくは排除することを意図していないということである。放射性物質の環境への放出を事故状態でも許容値未満とするため、本目標は、厳しいプラント状態を管理し緩和するための安全の枠組みにつ

いて言及していることから、DiD レベル 4 でのシビアアクシデントの緩和に重点を置いたものとなっている。

第3世代炉と第4世代炉の安全レベルに関する基本的かつ大きな違いは、以下の点にある。

第3世代炉システムでは、IAEA SSR2/1 の安全要件 20：設計拡張状態(DEC)の中で、DEC の発生防止あるいは影響緩和の対策を *as low as reasonably practicable* で求めている。大規模な放射性物質の放出に対しては実質不要可能とする安全性を求めるが、例外条件が付与されている。「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、空間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。」

GIF では、「敷地外緊急時対応必要性排除」を達成するため、DEC の発生防止と影響緩和を明示し、それにより第4世代炉に求められるロバスト性を有すると判断する。確率的に低く、かつ、“what if”への備えがなされることで、*as low as reasonably practicable* から *practical elimination* へ格上げに足る安全性を有すると判断される。また大規模な放射性物質の放出に対しては、GIF の安全目標を達成するために、実質不要可能とする安全設計を例外条件を付帯することなく目指すこととなる。

#### 4.2.2. 安全に関連した論点との関係

##### DiD とプラント状態

SDC では DiD の概念に基づいてクライテリアを定める。SSR 2/1 では、INSAG-12<sup>119)</sup> の DiD 原則を参考にして DiD が定義されており、SDC でのプラント状態の定義は SSR2/1 に従うこととした。すなわち、運転状態は通常運転と運転時の異常な過渡変化 (AOO) を含み、事故の状態は設計基準事故 (DBA) と DEC を含む。DiD に基づいた安全設計により、通常運転、AOO、DBA 及び DEC それぞれのプラントの状態に対し、設計対策を講じなければならない。それぞれのプラント状態に対する設計対策は、DiD の各レベルと図 7 のように関係づけられる。運転状態及び DBA に対する設計は、設計条件や過渡現象の不確かさを十分考慮した保守的なものとする。一方、DEC に対する設計は、DBA を超えるプラント状態に対しても放射性物質の環境への著しい放出を防止する観点から、最も確からしいと評価される事象推移に対して効果が得られるものでなければならない、とされる。また、原子炉施設の安全性を確保する上では、核燃料物質を含めた放射性物質を内包する全ての設備からの放出を防止する必要があり、原子炉本体に加えて、燃料取扱い貯蔵設備、放射性廃棄物処理設備についても、適正な放射性物質の管理と異常時の対策が講じられなければならない、とされる。

SDC と各国安全規制との関係についても付記し、「通常運転、AOO 及び DBA は、IAEA 加盟国内における規制上定義された事象カテゴリーに対応する」、「プラント状態と発生頻度の関連性や安全規制上の制限値について、定義あるいは言及することは SDC 活動の範囲外」であることを記載する。

## プラント状態、確率論的手法及び決定論的手法の関係

第4世代原子炉システムは第3世代原子炉システムより高いレベルの安全性を達成するものであるが、それを実現するための基本的な考え方としては、事故発生確率の低い信頼性の高いシステムを実現した上で、シビアアクシデントに対する対策を強化して、DiD 全体を通じてバランスの取れた安全性向上が図られるものである、とする。

安全設計上考慮すべき事象としては、プラント構成機器の異常や人的過誤を起因とする内的事象及び、プラント外部の自然現象や人的活動を起因とする外的事象となる。内的事象については、AOO、DBA、DEC を定め、それぞれについて built-in の設計対策を講じる。外的事象については、サイト条件に応じて設計条件を定めるが、設計基準を超える状態も考慮して裕度を確保するとともに、必要に応じて安全設備を防護するための方策を built-in で講ずる。これを通常運転状態、AOO、DBA と DEC との対応で示すと次のようになる。

### ✓ 通常運転状態、AOO 及び DBA における安全性

「運転・事故経験」と「保守・補修経験」のフィードバックが重要となる。すなわち、第3世代炉までの既存経験/従来技術に基づき、それを改良/発展へフィードバックすることを通じて、より高い信頼性を獲得することにより、第4世代炉として求められる安全レベルを達成する。まず、トラブルが起きがたい信頼性の高いシステムの実現を目指す。これは、既存炉の運転経験を反映した改良・発展、新技術を導入した裕度の向上、トラブルを未然に防止する検査技術の向上によって達成される。AOO 及び DBA の防止と緩和についても、同様に高い信頼性を有したシステムは有効である。

### ✓ DEC における安全性

DEC における安全性としては、DBA を超えるプラント状態への具体的な備えが重要となる。すなわち、DBA を超える様々な状態に対し、それらの発生防止及び影響緩和の対策を、従来技術+新技術を用いて具体的に図ることを通じて、より高いレベルのロバスト性を獲得することにより、第4世代炉システムとして求められる安全レベルを達成する。DBA に対する安全機器との共通要因故障について十分に考慮した設計対応がなされるべきであり、DEC に対する設計方策としては SFR の特徴を踏まえた受動的機構の活用が求められる。一方で、事象の進展に時間的な余裕がある場合には、整備された手順に基づいた AM 方策も必要に応じて取り入れる。AM 方策が必要となる場合、その実行が可能となるように設計上準備しておく。

SDC においては、特定の事象が支配要因とならないように、DiD の各レベルの設計方策が有効に機能するように配慮しなければならない、とし、また DBA 及び DEC の選定と practical elimination[実質上は考慮する必要の無い事象]の特定については、以下を組み合わせで判断することとする。

- 原子炉システムの基本的特性に基づいた決定論的手法
- 運転経験及び外部事象経験
- 許認可における経験

ここで、DBA と DEC（実質上は考慮する必要のない事象を含む）における個別の事象選定は特定のプラント設計に依存するものの、原子炉システムが共通に有する基本的特性及びこれまでの運転・開発経験に基づき、既存の確率論的安全評価(PSA)の知見を参照して、代表的な事象タイプ（グループ）を同定すること、設計方策の有効性を判断する手法として、設計段階から PSA の知見を活用することを、SDC では求める。

### 受動的な安全特性の活用

DBA 及び DEC を含めた幅広い事象全体に対して安全性を高めるために、能動的な安全システムと受動的な安全システムを適切に組み合わせ、バランス良く設計対応することを、SDC では求める。その際、受動的システムの動作はその動力源に強く依存しないため、DEC での稼働が期待できる一方、きめ細かい制御には向かない点に留意する必要があることを付記する。

DBA に対しては、系統・機器の安全上の特徴(固有安全性を含む)を十分把握(well-characterized)し、従来から広く用いられ、実績がある安全システム（例：適切な冗長性と多様性を有した能動的な安全系など）を主体とした工学的安全系の信頼性をより高いレベルへと高めることが有用であること、一方で DEC に対しては、DBA で適用した方法をさらに多重化するよりも、作動原理等が異なった方法を用いて多様性を確保することが合理的で、受動安全性や固有安全性の活用に着目し、能動的な工学的安全系の失敗を想定しても事故の終息が図れる設計を追求することを、SDC では求める。

#### 4.2.3. 第 4 世代 SFR の安全アプローチとの関係

GIF の SFR に求められる安全アプローチとして、以下の 3 つの観点から、整理する。

##### DEC に対する SFR 特有のアプローチ

SFR を含めた高速炉は、炉心が最大反応度体系になく、DEC である炉心崩壊事故（CDA）に伴う冷却材沸騰、燃料被覆管の溶融・流出、燃料の溶融・集中化を仮定した場合、正の反応度が過大に投入される可能性がある。このような事象に対応するための防止及び緩和対策を安全設計として取り入れる。SDC では、DEC に対して、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）に分類し、これへの対策を備えることを求める。DEC は、設計基準を超えるプラント状態、例えば安全設備の多重故障を起因として生じるプラント状態など、であり、その類似性や包絡性を考慮して代表的な状態が設定される。これは SFR の一般的特徴を考慮して決定論的に行われるが、SFR の運転経験に加えて、状態の網羅性や発生可能性について PSA から得られ

る情報を参照するもの、とする。またナトリウムの化学反応（例えば、漏えいに伴う燃焼、蒸気発生器伝熱管損傷に伴うナトリウム-水反応）に関しては、炉心の安全に影響が及ぶことがないように、抑制対策に関連して DEC を考慮するよう求める。さらに DEC に対しても、格納容器の健全性が確保されることを必要とする。このため、想定する事象推移において生じる熱的・機械的負荷に対して格納容器が耐えられるようにすること、また格納容器の負荷や健全性に影響を与えうるナトリウム燃焼、ナトリウム-コンクリート反応、デブリ-コンクリート相互作用、水素の蓄積燃焼について、これらを防止あるいは緩和する対策を行うことを求める。

### SFR の基本特性に応じた安全アプローチ

SDC では、下記に示す SFR 固有の特性を考慮した上で、個別の系統・機器に対する要件を設定する。

#### ✓ 炉心・燃料特性

SFR の原子炉の炉心特性として、最大反応度体系になっていないこと、また特に原子炉炉心の中央部で正のボイド反応度になる可能性があることがあげられる。炉心設計ではこれらの特性を考慮しても、運転状態において固有の負の反応度フィードバック特性を持つ必要がある。また、CDA 時に著しい機械的エネルギーが放出されることを防止することが必要である。燃料要素と燃料集合体については、高速中性子を利用し、高出力密度・高燃焼度・高温ナトリウムの条件で使用されることを考慮する必要がある。

#### ✓ ナトリウム冷却材の物性及び化学的特性

ナトリウムは高い熱伝導性を持つ特性がある。沸騰温度は高く大気圧で 883°C であり、これは原子炉出口平均温度（典型的には 500-550°C）より十分高いことから、単相液体ナトリウムで温度差を大きくとれる特徴があり、自然循環により崩壊熱を除去することが可能である。崩壊熱除去設備の信頼性確保の観点から、自然循環による受動的な除熱機能の活用を求める。

ナトリウムは化学的に活性である。すなわち、ナトリウム漏えいが原子炉炉心の安全性に影響しないようナトリウム漏えい（火災及び水との反応）の対策を講じる必要がある。SFR では 2 次ナトリウム系を設けることが必須となる。2 次ナトリウム系は、事故状態（事故及び DEC）において、ナトリウム火災とナトリウム-水反応の影響が炉心に及ばないようにする必要がある。

さらにナトリウムは不透明であることから、視覚による液中での観察や検査が困難である。また室温では凝固する。これらのことから、検査・保守・補修を考慮した設計を行うとともに、それらを実施する際の環境条件にも十分留意する必要がある。破断前漏えい（LBB）の考え方をを用いることで、冷却材バウンダリの検査手法として連続漏えい監視が可能となる。また LBB を用いて、設計基準となる漏えい条件を定めることも可能となる。

#### ✓ 材料の使用環境

SFR は高温（例：冷却材の温度幅は 300~600°C 程度である）及び高照射状態で運転される。クリープ及び材料への照射の影響について十分に考慮することが必要である。

✓ 低圧力状態での運転

SFR は大気圧と同程度の低圧力状態で運転される。従って冷却材の漏えいが LWR における冷却材の減圧沸騰と冷却能力の喪失をもたらすような冷却材喪失事故を引き起こすことはない。よって、LWR で使用されるような、高圧/低圧力状態での冷却材注入のための緊急炉心冷却システムは、SFR システムには必要ない。一方、十分な除熱性能を有した上で、原子炉容器内でナトリウム冷却材の液位が原子炉炉心より常に上になるように保つことが、原子炉冷却のために不可欠となる。

### 東京電力福島第 1 原子力発電所事故からの教訓の反映

事故の経過分析と要因分析、それらから得られる教訓の分析については、現在進行中であるものの、現時点で得られている知見から SDC へ適用可能なものは反映を図ることとした。ポイントとなる教訓の参照元としては、日本国政府の報告書を用いている。ただし SDC 範疇外の項目（例：安全文化など）は含めない。

外部事象に関しては、原子力発電所のサイト条件に応じて、事象に対し十分な耐性を持つような対策がなされなければならない、この点に関して SDC に反映することとした。例えば、長期にわたる全交流電源喪失時における電源確保、などである。SDC とストレステストとの関係としては、「ストレステストは設計基準を超えた事象に対する安全の余裕の程度を示し、SDC ではシビアアクシデントの防止・緩和対策がどの程度広範な事故事象に対応し、DiD の観点から安全性を向上するものかを示す」という形でまとめられている。

### 4.3. 安全設計クライテリア第3次素案に対する意見及び回答

安全設計クライテリア第3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・修正案を示す。第3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3次素案のものであり、意見を反映した第4次素案は付録B及び付録Cに示している。また、用語集は付録Dとした。なお、各意見の委員名については本報告中では無記名とした。

#### 4.3.1. 第1章～第2章に対する意見及び回答

<b>Chapter 1. 1.3 Principles of the SDC formulation</b>
<p>There are three points to be followed while formulating the SDC as shown in Figure 2. The first is that the safety level as for the Generation-IV reactor should be stringent, the second is that specific technical features of SFR should be taken into account, and the third is that the up-to-date knowledge should be incorporated – namely, the R&amp;D results for innovative technologies and the lessons learned from the accident at the Tokyo Electric Power Company, Inc., Fukushima Daiichi Nuclear Power Station should be considered.</p> <p>In order to formulate the SDC, three establishment policies are decided as follows:</p>
<p>1) Overall policy</p> <p>The SDC, once developed under the GIF, will be a kind of consensus on performance directions for future SFR. Namely, it will be international standards/criteria. At the same time, the actual SSC design is of developers' choices, and it is not intended that one specific design defined (selected) by the SDC.</p>
<p>2) Policy on descriptions</p> <p>For the safety design specific to the SFR, it is necessary that the basis of each criterion including the reason and background should be understood. It is also necessary that the correspondence relations should be identified without omission; which phenomenon/state/condition specific to the SFR relates to which specific SSC. Thus, phenomena/states/conditions specific to the SFR must be clearly described in the corresponding criteria of the SSCs.</p>
<p>3) Definition, Expression and Terminology</p> <p>IAEA SSR 2/1 is the safety design requirement that was established for Generation-III LWR systems by the IAEA with participants of various countries' nuclear regulatory bodies, and therefore when establishing safety design criteria for SFR as Generation-IV reactor system, SSR 2/1 should be respected as a reference document on its basic approach towards safety, comprehensive formulation, and terms and definitions. The SDC intends to maintain the basic structures of texts in SSR 2/1. When making changes in order to clarify the criteria as GIF-SFR SDC, the original texts of SSR 2/1 will be referred to the extent possible. The safety-related terms for the SDC are basically the same as the ones defined in the IAEA Safety Glossary <sup>[6]</sup> (2007), and the additional definitions in the SDC will be made on specific terms for Generation-IV SFR system.</p> <p>Meanwhile, attentions will be included on the GIF safety goals/ approaches and the criteria specific to SFR. Based on safety goals/approaches, the criteria giving performance directions will be described in in-depth and in-detail manner. As for the approaches important to safety, the criteria on each SSC will be described as well as on the plant overall criteria. It is important that the links/combinations between criteria should be understood easily, and the style/format just listing criteria should be avoided.</p>
<b>第1章 1.3 SDC 策定方針</b>

<p>SDC 構築のポイントは図2に示されるように3つあり、それは、第4世代炉としての高い安全性の反映、SFRの技術的特徴の反映、そして最新の研究開発成果と東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓の反映である。SDC構築に際しては、以下の3つの策定方針を定めた。</p>	
<p>◇ 全体方針</p> <p>GIFにおいて一旦SDCが構築されれば、それは将来のSFRの性能に関する方向性を示したコンセンサス、すなわち国際的な標準・判定指標となる。同時に、具体的にどのようなSSC設計とするかの選択は開発者のものであり、SDCがある特定の設計を規定・選定することを意図しない。</p>	
<p>◇ 記述方針</p> <p>SFR特有の安全設計として、各クライテリアの意味するところが、その理由と背景を含めて理解されることが重要である。また、SFR特有の現象・状態・条件が、どの特定の構築物、系統及び機器との対応関係にあるかが、もれなく特定できることが必要である。従って、SFR固有の現象・状態・条件は、対応する構築物・系統及び機器のクライテリアにおいて、明確に記述されていなければならない。</p>	
<p>◇ 定義、表現及び用語</p> <p>IAEA SSR 2/1は、各国原子力規制機関の参画するIAEAのもとで第3世代軽水炉を念頭に策定されたものであり、第4世代原子力システムとしてのSFRの安全設計クライテリアの構築においても、SSR 2/1の安全に対する基本的な姿勢、包括的なアプローチ、用語・定義などについては、尊重すべき参照文献である。よってSDCにおいては、SSR 2/1の文章としての基本構成を維持することとする。またGIF-SFRのSDCとしての要件を示すための変更を加える場合でも、SSR 2/1の原文はできる限り活用することとする。用語については、IAEA Safety Glossary[6] (2007)を基本的に用いることとし、SDCにおいては第4世代炉及びSFRに特有の用語を対象に定義を行う。</p> <p>一方、GIFの安全目標・アプローチ及びSFR固有のクライテリアに関しては注意喚起をはかることとなる。安全目標・アプローチに基づいて、性能の方向性を与えることとなるクライテリアに対しては、綿密で詳細な記述とする。安全上重要な考え方に関しては、プラント全般に対するクライテリアに加えて、それぞれの構築物、系統及び機器に関するクライテリアとしても記載する。基準間の関連性や組み合わせが容易に理解できることが重要であり、基準の羅列だけのような表現形式は避ける。</p>	

◆ 委員意見	
1.3	1)Overall policy の最後の文章: one specific design defined ⇒one specific design <u>should be defined</u>

回答	<p>拝承。‘one specific design に選定されることを SDC では意図しない’ の意となるよう修正する。</p> <p><b><u>At the same time, it is recognized the actual SFR design is the choice of the developers, and it is not the intent of the SDC to define/select one specific design.</u></b></p>
----	---

◆ 委員意見	
1 章	福島原発事故を踏まえて SDC を作成するのは当然としても、「福島事故」を本文で言及するかどうかは、SDC が使用される時期等も考慮が必要。個人には、SDC 本文では言及しないほうが良いのでは。

回答	
----	--



	<p>福島第一原子力発電所事故への言及ですが、事故から得られる教訓を取り込んでゆくことは安全性を高めるための不断の努力の1つである、という姿勢を明記することに意味があると考え、本文にて記載することとする。</p>
--	--

## Chapter 2. 2.1 Safety Goals & Basic Safety Approach of the GIF

In the GRM, the high-level three goals for Generation-IV were proposed as the Safety & Reliability. The GRM also mentions in the essential role for nuclear energy that safety is an essential priority. In the BSA, it is described: 1) main safety principles [e.g. Defence-in-Depth (DiD), Risk-informed], 2) basic approaches for safety design and safety assessment, and 3) safety assessment methods and tools. The safety & reliability goals which were proposed in the GRM are explained in detail as well. The BSA also includes recognitions on technology gaps, by examining current plant technology and potential safety improvements.

As a whole, the safety goals are explained in the GRM and the BSA as below:

### ◇ Safety and Reliability-1)

Generation-IV nuclear energy system operations will excel in safety and reliability. Namely, it focuses on the safety and reliability in the DiD Level 1-2 [Operational states].

### ◇ Safety and Reliability-2)

Generation-IV nuclear energy systems will have a very low likelihood and degree of reactor core damage, by improved accident management and minimization of consequences. It mentions minimizing frequency of initiating events, and design features for controlling and mitigating any initiating events without causing core damage – it focuses on the safety design for severe accident prevention in the DiD Level 1-3 and 4.

### ◇ Safety and Reliability-3)

Generation-IV nuclear energy systems will eliminate the need for offsite emergency response. This expression which is defined in the GRM & BSA surely means to provide measures to inhibit radioactive materials release to the environment under conditions such that certain emergency response is required. And note that this does NOT deny/or/eliminate the necessity of off-site emergency response as the fifth level defence in depth. It mentions safety architecture to manage and mitigate severe plant conditions in order to ensure that any release of radioactive material to the environment is below acceptable limits in accident conditions – it focuses on the safety designs for severe accident mitigation in the DiD 4.

It can be summarized that, from the view point of the SDC establishment, the GRM presents safety goals as a Generation-IV reactor system and the BSA provides the explanation of GRM safety goals with clarifying correspondence of DiD levels, and also provides technology neutral and basic safety approach for achieving GRM main safety goals.

According to the requirement #20: Design Extension Conditions [DEC] in the IAEA SSR 2/1 for Generation-III reactor system, it is required to prevent occurrences and/or to mitigate consequences of the DEC ‘as low as reasonably practicable’. It also requires the practically elimination of the significant radioactive releases, whereas an exceptional condition is attached: ‘*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 protection of the public, and sufficient time shall be made available to implement these measures.*’ It is required to achieve ‘the elimination of the need of off-site emergency response’ as a GIF goal and thus, the robustness for the DEC as required for Generation-IV reactor is reasonably judged by clarifying prevention of its occurrences and the mitigation of its consequences. After making provision for ‘what if’ on low probability events, it can be judged that safety has enough sufficiency to be upgraded from ‘as far as reasonably practicable’ to ‘practically elimination’. As for the significant release of radioactive material, in order to achieve the GIF goal, safety design to enable the practically elimination will be required without adding any exception conditions.

## 第 2 章 2.1 GIF の安全目標と基本的安全アプローチ

GRM では、第 4 世代炉に対する安全性・信頼性に関わる高位の目標が提案されている。同時に、GRM では、「原子力エネルギーの重要な役割」として、安全が第一優先であることも述べられている。BSA は、1) 主たる安全原則（深層防護 DiD、リスク情報活用等）、2) 安全設計及び安全評価に対する基本的手法、3) 安全評価の方法を述べた文章である。その中で、GRM で提案された安全性・信頼性に関わる目標が詳細に説明されている。BSA には、第 4 世代システムの技術ギャップとして、現在のプラント技術と安全性の改良の可能性についての認識も述べられている。

<p>GRM 及び BSA 全体としては、下記のように安全目標が説明されている。</p> <p><u>安全性と信頼性-1)</u></p> <p>第4世代原子力システムの運転は、安全性と信頼性に優れていること、と述べられている。すなわち、DiD レベル 1-2 (運転状態) における安全性と信頼性に注目している。</p>	
<p><u>安全性と信頼性-2)</u></p> <p>第4世代原子力システムの炉心損傷の可能性とその影響の程度は、改良されたアクシデントマネジメントと影響の最小化策により、極めて低いものであること、と述べられている。起因事象の頻度の最小化、及び炉心損傷を引き起こすことがないように、幅広い事象を管理・緩和するよう言及している。これは、DiD レベル 1-3 及び 4 におけるシビアアクシデント防止に重点を置いたものである。</p>	
<p><u>安全性と信頼性-3)</u></p> <p>敷地外緊急時対応の必要性を除外することが述べられている。GRM 及び BSA で定義されたこの表現は、緊急時対応が必要とされる状況下において、放射性物質が環境に放出されることを抑制する対策を講じることを意味している。ここで留意すべきは、この安全目標は、深層防護第5レベルとしての敷地外緊急時対応自体を否定若しくは除外することを意図していないということである。放射性物質の環境への放出を事故状態でも許容値未満とするため、本目標は、厳しいプラント状態を管理し緩和するための安全の枠組みについて言及していることから、DiD Level 4 でのシビアアクシデントの緩和に重点を置いたものとなっている。</p>	
<p>SDC 構築の視点から要約すると次のようになる。GRM は第4世代原子炉システムとしての安全目標を提示しており、また BSA は GRM の安全目標に解説を加えるとともに、深層防護レベルとの対応を示し、また GRM 安全目標を達成するための技術的に中立な基本的な安全アプローチを提案している。</p> <p>第3世代炉システムでは、IAEA SSR2/1 の安全要件 20：設計拡張状態(DEC)の中で、DEC の発生防止あるいは影響緩和の対策を as low as reasonably practicable で求めている。大規模な放射性物質の放出に対しては実質除外可能とする安全性を求めるが、除外条件が付与される。「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。」GIF では「敷地外緊急時対応必要性の排除」を達成する目標のため、DEC の発生防止と影響緩和を明示することにより、第4世代炉に求められるロバスト性を有すると判断される。確率的に低く、かつ、“what if”への備えがなされていることで、as low as reasonably practicable から practically elimination へ格上げに足る安全性を有すると判断する。また大規模な放射性物質の放出に対しては、GIF の安全目標を達成するために、実質除外可能とする安全設計を、例外条件を付帯することなく目指す。</p>	

◆ 委員意見	
2章 2.1 安全性と 信頼性-2)	AM について言及するのは重要、しかし、この文章は、いきなり、「炉心損傷の可能性及びその程度が、改良された AM により (by improved accident management)、低くなる」としている。適切な設計により低くされ、さらに、AM により、安全性がより強化されるという意味にすべき。AM についての言及は、GRM か BSA に適当な文章があるならそれを参照すべき。
回答	
	原文は GRM における記載を参考としており、「安全性と信頼性-1」と併せて適切な安全設計を求められていることは読み取れると考える。 適切な設計に加え AM でさらに安全性が高まる、という点はそのとおりと考える。また、シビアアクシデント防止に加え、緩和についても強化されることから、以下のように修正する。

**it focuses on the safety design for severe accident prevention in the DiD Level 1-3 and 4, and the reliable safety designs with the accident management improve the safety of the nuclear energy system.**

これは、DiD レベル 1-3 及び 4 におけるシビアアクシデント防止に重点を置いたものであり、信頼性を有する安全設計に加えて AM により安全性が強化されることを意味する。

**Chapter 2 2.2.1 DiD and Plant States**

The SDC follows the defence in depth philosophy as the most basic safety approach. The definition of the DiD follows the definitions as in SSR 2/1 which consults INSAG-12<sup>[7]</sup> in the principle of DiD.

The plant states definition follows as in SSR2/1: i.e. operational states include normal operation and anticipated operational occurrences [AOO]; accident conditions includes design basis accidents [DBA] and design extension conditions [DEC]. The safety design based on DiD shall provide design measures for every each plant states, i.e. normal operation, AOO, DBA & DEC. Design measures for each plant state correspond to the each level of DiD as shown in Figure 3. The design for operational states and design basis accidents shall be conservative with due account of uncertainties of design conditions and transient phenomena. Meanwhile, the design for DEC shall be effective on manage/control the transient events based on the best estimate from the viewpoint of preventing radioactive material releases to the environment even in the plant state of DEC.

In order to ensure the safety of a nuclear power plant facility, the release of radioactive materials including nuclear fuel materials from every facility must be prevented, and thus the appropriate management of radioactive materials and measures against abnormal events must be provided for fuel handling and storage system and for radioactive waste management facility, as well as for the reactor system.

The position of plant states/probabilities and regulation framework is that the frequencies of each plant states are not defined in the SDC, as not described in the IAEA/INSAG-12. It is reasonably understood that normal operation, AOO and DBAs are supposed to be counterparts of regulatory defined event categories in the IAEA member countries. It is out of scope of the SDC to define/comment on the relation between plant states and frequencies or the authorized limits of the regulations.

**第 2 章 2.2.1 DiD とプラント状態**

SDC においては、DiD の概念に基づいてクライテリアを定める。SSR 2/1 では、INSAG-12<sup>[7]</sup> の DiD 原則を参考にして、DiD が定義されている。

プラント状態の定義は SSR2/1[2] に従う。すなわち運転状態は、通常運転と運転時の異常な過渡変化 (AOO) を含む。事故の状態は、設計基準事故 (DBA) と設計拡張状態 (DEC) を含む。深層防護に基づいた安全設計により、通常運転、AOO、DBA 及び DEC それぞれのプラントの状態に対し、設計対策を講じなければならない。それぞれのプラント状態に対する設計対策は、深層防護の各レベルと図 3 のように関係づけられる。運転状態及び設計基準事故に対する設計は、設計条件や過渡現象の不確かさを十分考慮した保守的なものとする。一方、DEC に対する設計は、DBA を超えるプラント状態に対しても放射性物質の環境への放出を防止する観点から、最も確からしいと評価される事象推移に対して効果が得られるものでなければならない。

原子炉施設の安全性を確保する上では、核燃料物質を含めた放射性物質を内包する全ての設備からの放出を防止する必要がある、原子炉本体に加えて、燃料取扱い貯蔵設備、放射性廃棄物処理設備についても、適正な放射性物質の管理と異常時の対策が講じられなければならない。

プラントの状態や発生頻度と規制枠組みに関する SDC の立場であるが、IAEA/INSAG-12 でそれに関する記述がないように、プラント状態に関する発生頻度については、SDC においては定義されない。ただし、通常運転、AOO 及び DBA は、IAEA 加盟国内における規制上定義された事象カテゴリーに対応するものであろう。プラント状態と発生頻度の関連性や安全規制上の制限値について、定義あるいは言及することは SDC 活動の範囲外である。

**◆ 委員意見**

第 2 パラ の最後	preventing radioactive material release⇒preventing <u>significant</u> radioactive material release
---------------	--

回答

	<p>拝承。</p> <p>放射性物質の環境への著しい放出を防止する  <b>preventing <u>significant</u> radioactive material release</b></p>
--	---

◆ 委員意見	
最後の パラ	The position of plant states/probabilities and ⇒ The position of <u>the SDC on plant states/probabilities and</u>
回答	<p>‘The position <u>on plant states/probabilities and...</u>’ですが、パラグラフ後半と意が重複することから、この文は削除する。</p> <p><del>The position of plant states/probabilities and regulation framework is that the frequencies of each plant states are not defined in the SDC, as not described in the IAEA/INSAG-12.</del></p> <p><del>プラントの状態や発生頻度と規制枠組みに関する SDC の立場であるが、IAEA/INSAG-12 でそれに関する記述がないように、プラント状態に関する発生頻度については、SDC においては定義されない。ただし、</del></p>

◆ 委員意見																																
2.2.1 図 3	<p>図 3 の DEC の箱の中点線の左側は prevention (若しくは categori1) で、右側は mitigation、それをかくべき。また、括弧がきで AM を含むぐらいの文言が必要。</p>																															
回答	<p>図 3 は IAEA の INSAG 及び SSR 2/1 を引用しており、国際的に標準的なものであることから、本図を用いたいと考える。ご指摘の点は重要であり、SDC 本文及び付属書の説明の中で言及する予定である。</p> <div style="text-align: center;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="5">DiD Levels</th> </tr> <tr> <th>Level 1</th> <th>Level 2</th> <th>Level 3</th> <th>Level 4</th> <th>Level 5</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;"><b>plant states (considered in design)</b></td> <td rowspan="5" style="text-align: center; vertical-align: middle;">Off-site emergency response (out of the design)</td> </tr> <tr> <td>Normal operation</td> <td>AOO</td> <td>DBA</td> <td>DEC</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">Operational states</td> <td colspan="2" style="text-align: center;">Accident conditions</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">Normal operation</td> <td style="text-align: center;">Anticipated operational occurrences</td> <td style="text-align: center;">Design basis accidents</td> <td style="text-align: center;">Design extension conditions</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td style="text-align: center;">(including Severe Accident conditions)</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p>図 3 深層防護の階層とプラント状態 (シビアアクシデントを含む)  IAEA INSAG-12 及び SSR-2/1 を元に作成</p>	DiD Levels					Level 1	Level 2	Level 3	Level 4	Level 5	<b>plant states (considered in design)</b>				Off-site emergency response (out of the design)	Normal operation	AOO	DBA	DEC	Operational states		Accident conditions		Normal operation	Anticipated operational occurrences	Design basis accidents	Design extension conditions				(including Severe Accident conditions)
DiD Levels																																
Level 1	Level 2	Level 3	Level 4	Level 5																												
<b>plant states (considered in design)</b>				Off-site emergency response (out of the design)																												
Normal operation	AOO	DBA	DEC																													
Operational states		Accident conditions																														
Normal operation	Anticipated operational occurrences	Design basis accidents	Design extension conditions																													
			(including Severe Accident conditions)																													

## Chapter 2. 2.2.2 Relation among plant states, probabilistic and deterministic approaches

Generation-IV reactor systems intend to achieve higher safety level than that of Generation-III systems. In order to realize this, the basic idea is to realize a highly reliable system with very low probability of accidents and to enhance countermeasures against severe accidents, and then to improve well-balanced safety throughout the whole DiD.

The events to be considered for the safety design are internal events resulting from failures of plant components and external events resulting from natural phenomena at exterior of the nuclear power plants and human activities. As for internal events, AOO, DBA and DEC will be defined and design measures for each of them must be built in. As for external events, design conditions will be decided in accordance with site conditions, and measures will be built in in order to protect safety facilities as necessary with additionally considering margin to the design conditions. The followings are the approaches of measures for normal operation, AOO, DBA and DEC:

### ◇ Safety on normal operation, AOO and DBA

Feedbacks on ‘operation/accident experiences’ and ‘maintenance/repair experiences’ are important. Namely, based on exiting experiences and existing technologies up to Generation-III reactors, modification and improvement of them will enable to gain higher reliability and enable to reach to the safety level required for Generation-IV reactors. First of all, the high reliability system with rare troubles will be aimed. This will be achieved by the improvement and development obtained by existing reactors’ operational experiences, by the enhancement of safety margins through the introduction of new technologies, and by the improvement of the inspection technology capable of preventing troubles. Then, the same will be applied for the prevention of the proceeding of abnormal transients and the termination of the accidents.

### ◇ Safety on DEC

Providing practical measures against beyond DBA conditions is important for the safety on DEC. Namely, practical measures against various conditions beyond DBA are provided in order to prevent their occurrences and mitigate their consequences by utilizing existing and new technologies. This will enable to gain the robustness of higher level and enable to reach to the safety level required for Generation-IV reactor systems. Passive design measures which are capable of terminating accidents, even in the case of malfunctions of countermeasures against DBA, will be required for DEC. On the other hand, when an event has sufficient time to proceed, accident management measures based on improved procedures will be adopted as necessary. When the accident management measures are needed, the design will prepare for the capability of their implementation.

Consideration will be needed in effective functioning of design measure for each DiD level, so that a specific event will not be a dominant factor. The selections of DBA & DEC and the identification of practical elimination will be based on the combinational usage of:

- ◇ “Deterministic approach based on fundamental characteristics of reactor system”,
- ◇ “Operation experience” & “External event experience”, and
- ◇ “Licensing experience”.

Representative event types (categorized groups) common to the reactor system are identified based on the fundamental characteristics of the reactor system and on the operating/developing experiences with supplementary referring the existing PSA results, although individual DBA and DEC selections depend on the specific plant design. The application of Probabilistic Safety Assessment [PSA] from the initial design phase will be needed in order to estimate the effectiveness of design measures <sup>[8]</sup>.

## 第 2 章 2.2.2 プラント状態、発生確率及び決定論的手法の関係

第 4 世代炉システムは第 3 世代炉システムより高いレベルの安全性を達成するものであるが、それを実現するための基本的な考え方としては、事故発生確率の低い信頼性の高いシステムを実現した上で、シビアアクシデントに対する対策を強化して、DiD

<p>全体を通じてバランスの取れた安全性向上を図る。</p> <p>安全設計上考慮すべき事象は、プラント構成機器の異常を起因とする内的事象及び、プラント外部の自然現象や人的活動を起因とする外的事象である。内的事象については、AOO、DBA、DEC を定め、それぞれについての設計対策が取り入れられる (Build-in)。外的事象については、サイト条件に応じて設計条件を定めるが、設計基準を超える状態も考慮して裕度を確保するとともに、必要に応じて安全設備を防護するための方策を取り入れられる (Build-in)。これを通常運転状態、AOO、DBA と DEC との対応で示すと次のようになる。</p>	
<p>◇ 通常運転状態、AOO 及び DBA における安全性</p> <p>「運転・事故経験」と「保守・補修経験」のフィードバックが重要となる。すなわち、第 3 世代炉までの既存経験/従来技術に基づき、それを改良/発展へフィードバックすることを通じて、より高い信頼性を獲得することにより、第 4 世代炉として求められる安全レベルに到達する。まず、トラブルが起きがたい信頼性の高いシステムの実現を目指す。これは、既存炉の運転経験を反映した改良・発展、新技術を導入した裕度の向上、トラブルを未然に防止する検査技術の向上によって達成される。異常な過渡の進展防止と事故の終息についても、同様に信頼性向上を達成する。</p>	
<p>◇ DEC における安全性</p> <p>DEC における安全性としては、DBA を超える状態への具体的な備えが重要となる。すなわち、DBA を超える様々な状態に対し、それらの発生防止及び影響緩和の対策を、従来技術+新技術を用いて具体的に図ることを通じて、より高いレベルのロバスト性を獲得することにより、第 4 世代炉システムとして求められる安全レベルに到達する。DEC に対する設計方策としては、DBA に対する方策が機能しない場合にも事故終息が可能となるような受動的なものが求められる。一方で、事象の進展に時間的な余裕がある場合には、整備された手順に基づいた事故管理方策も必要に応じて取り入れる。事故管理方策が必要となる場合、その実行が可能となるように設計上準備しておく。</p>	
<p>特定の事象が支配要因とならないように、DiD の各レベルの設計方策が有効に機能するように配慮しなければならない。DBA 及び DEC の選定とプラクティカル・エリミネーションの特定については、以下を組み合わせる判断する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◇ 原子炉システムの基本的特性に基づいた決定論的手法</li> <li>◇ 運転経験及び外部事象経験</li> <li>◇ 許認可における経験</li> </ul> <p>DBA と DEC における個別の事象選定は特定のプラント設計に依存するものの、原子炉システムが共通に有する基本的特性及びこれまでの運転・開発経験に基づき、既存の PSA の知見を参照して、代表的な事象タイプ (グループ) を同定する。設計方策の有効性を判断する手法として、設計段階から PSA 確率論的安全評価 (PSA) の知見を活用することが求められる<sup>[8]</sup>。</p>	

◆ 委員意見	
2.2.2 (日本語版)	タイトル: プラント状態、発生確率及び決定論的手法の関係⇒プラント状態、 <u>確率論的手法</u> 及び決定論的手法の関係

回答	
	<p>拝承</p> <p>第 2 章 2.2.2 プラント状態、<u>確率論的手法</u>及び決定論的手法の関係</p>

◆ 委員意見	
2.2.2 DEC にお	● 「DEC に対する設計方針としては、(中略) 受動的なものが求められる。」は、「受動的」が言い過ぎ。「DBA に対する安全機器との共通要因故障について、十分に



ける安全性	<p>考慮した設計対応がなされるべき」的な文言であるべき。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 「一方で、事象の進展に時間的な余裕がある場合は」あたりの書き方は、「深層防護の関連から実行可能な AM 策を整備することの重要性」をまず述べ、「時間的な余裕がない等の理由により有効な AM 策が整備できない場合には、発生の防止及び影響の緩和の双方について、十分な設計対応をすることの重要性」を強調すべき。</li> </ul>
-------	--

回答	
	<p>拝承。以下とする。</p> <p><b><u>Due consideration of the potential for common cause failures shall be taken on the safety design for the DBA, and due consideration for applying passive design measures by utilizing/enhancing favorable safety features specific to the SFR system will be required for DEC.</u></b></p> <p><b><u>DBA に対する安全機器との共通要因故障について、十分に考慮した設計対応がなされるべきであり、DEC に対する設計方策としては、SFR の特徴を踏まえた受動的機構の活用が求められる。</u></b></p> <p>AM 策に関しては、特別専門委員会で現在進行中の議論を反映してゆく。SDC の付属書において、考え方を整理・総括する予定である。</p>

**Chapter 2 2.2.3 Utilization of passive safety features**

Provisions of well-balanced design measures are necessary by utilizing appropriate combination of active safety systems and passive safety systems in order to enhance safety against the whole wide-ranging events including DBA and DEC.

For DBA, it is effective to well characterize the safety features of structures, systems and components (including inherent safety) and, to enhance the reliability of the engineering safety systems based on the proven technologies (e.g. active safety systems) that have been conventionally and widely used.

As for DEC, however, it is reasonable to ensure diversity with different operation principles, not by further multiplexing the measures already applied for DBA. To utilize passive safety and inherent safety will be the key; namely, the design shall pursue the capability of termination of accidents, even in the postulated failure of engineering safety systems.

**第 2 章 2.2.3 受動的な安全特性の活用**

DBA 及び DEC を含めた幅広い事象全体に対して安全性を高めるために、動的な安全システムと受動的な安全システムを適切に組み合わせ、バランス良く設計対応することが必要である。

DBA に対しては、系統・機器の安全上の特徴（固有安全性を含む）を十分把握(well-characterized)し、従来から広く用いられ、実績がある安全システム（例：動的安全系など）を主体とした工学的安全系の信頼性をより高いレベルへと高めることが有用である。

DEC に対しては、DBA で適用した方法をさらに多重化するよりも、作動原理等が異なった方法を用いて多様性を確保することが合理的である。そのため、受動安全性や固有安全性を活用することがポイントとなる。これによって、工学的安全系の失敗を想定しても、事故の終息が図れる設計を追求する。

<b>◆ 委員意見</b>	
第 2 章 2.2.3 受動的な安全特性の活用 3 段落目	DBA が発生した場合の緩和対策に失敗して、DEC へ進展していくシナリオが主要と考えられるので、共通的な要因によって DEC に対する対策も機能喪失しないようにするために、DBA での対策に対して多様性が必要であることを明確に要求すべき。
回答	
	DBA における多様性ですが、第 5 章において記載されている。

<b>◆ 委員意見</b>	
2.2.3 受動的な安全特性の活用	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 初めに、受動的システムと動的システムの特徴や定義等を言うのが良い。それにより、「バランス良く設計対応することが必要である」の意味が明確になる。（どこかで、受動的システムが定義されているなら不要だが。）</li> <li>● 例えば、受動的システムは、動作のために動力源に強く依存しないことから信頼性が高く、失敗確率等に関する不確かさを小さくすることが容易、一方、融通が利かないためこまかな制御に向かない等</li> </ul>
回答	
	<p>受動的システムなどの定義は、IAEA における用語集を準用することになる。</p> <p>受動的システムの特徴を記述すべき点について、ご意見を拝承し、下記のように修正する。</p>

**Provisions of well-balanced design measures are necessary by utilizing appropriate combination of active safety systems and passive safety systems in order to enhance safety against the whole wide-ranging events including DBA and DEC. Note that performance of passive safety system does not largely rely on its power source so that its capability is expected even under the DEC although fine control might be unsuited.**

DBA 及び DEC を含めた幅広い事象全体に対して安全性を高めるために、動的な安全システムと受動的な安全システムを適切に組み合わせ、バランス良く設計対応することが必要である。その際、受動的システムの動作はその動力源に強く依存しないため、DEC での稼働が期待できる一方、きめ細かい制御には向かない点に留意する必要がある。

## Chapter 2 2.3.1 Target SFR Systems

The target SFR systems for establishing the SDC are so-called sodium-cooled fast reactors --- sodium for reactor core cooling and fast spectrum. At the same time, the SDC is the activity under GIF so that the SFR systems under the GIF are recognized as general/standard SSCs. The SRP provides the configurations of the target SFR systems, and makes further explanations on safety and reliability goals which are developed from the GRM safety goals with qualitative/ quantitative design metrics.

The SFR systems under the GIF are as follows:

System structure	Loop-type, Pool-type, Small modular
Electric output	50 - 2,000MWe
Coolant system	Primary and secondary [intermediate] coolant system utilizing sodium coolant
BOP system	Water/Steam cycle (alternative concept: Supercritical CO <sub>2</sub> cycle)
Fuel	MOX, Metal, others

Technical solutions based on the recent and current R&Ds<sup>[9],[10]</sup> are utilized to enhance the reliability and robustness of the SFR, and to construct the reasonable safety design as well. That is to say, the continuous efforts to develop new safety-related technologies by including industrial partnership and owners/operators as users will surely lead to the improvement of the safety levels specified by the SDC. In adopting new technologies, it is necessary to prepare for the means to evaluate their effectiveness.

## 第2章 2.3.1 対象とする SFR システム

SDC を定める際に対象となる SFR システムは、ナトリウムによる炉心冷却と高速中性子スペクトルを利用した、いわゆるナトリウム冷却高速炉を対象とする。同時に、SDC は GIF のもとで行われることから、GIF における SFR システムを構築物・系統及び機器の一般的・標準的なものとして想定する。SDC 構築の観点からは、SRP は対象となる SFR システムを規定している。さらに SRP では、GRM の安全目標から導かれる安全性と信頼性に関する開発目標が、質的・量的な設計尺度でもって設定されている。

GIF において設定された SFR システムは以下のとおりである。

システム構造	ループ型、プール型、小型モジュラー
電気出力	50 - 2,000MWe
冷却システム	ナトリウム冷却材を使用する一次冷却材系及び二次[中間]冷却材系を有する
BOP システム	水・蒸気サイクル (代替案: 超臨界 CO <sub>2</sub> サイクル)
燃料	MOX, 金属, その他

昨今の R&D に基づいた技術的解決策<sup>[9],[10]</sup>が、SFR の信頼性とロバスト性を強化しつつ合理的な安全設計を構築するために活用される。すなわち、産業界やユーザー(所有者/運転者)を含めた枠組みによる安全関連新技術の継続的な開発努力が、SDC で規定する安全レベルに高めることに繋がっている。新技術の導入にあたっては、実機におけるその機能の有効性を検証する手段を用意することが必要である。

### ◆ 委員意見

第1パラ	At the same time, the SDC is the activity under GIF⇒At the same time, the development of SDC is the activity under GIF
------	--

回答（修正案の理由）	
	<p>拝承。</p> <p><b>At the same time, <u>the development of</u> the SDC is the activity under GIF</b> 同時に、SDC <u>構築</u>は GIF のもとで行われることから、</p>

## Chapter 2 2.3.2 Approach to the DEC specific to the SFR

Fast reactors including SFR have a characteristic that a core is not in the maximum reactivity system, and thus they have possibility to result in severe positive reactivity insertion due to sodium voiding and fuel concentration resulting from core disruptive accident (CDA) in the DEC. In order to manage the excessive reactivity insertion that may occur during CDA, the prevention and mitigation measures against CDA must be provided as built-in safety designs. For the DEC, it is required to be provided with core damage prevention (*Category 1*) and ensuring containment functions (*Category 2*). Plant conditions beyond the design basis by, for example multiple failures of safety equipments, are postulated as DEC, and some typical conditions will be defined as representatives, by considering similarities and comprehensiveness of the postulated plant conditions. Such definition will be done in a deterministic manner, and the information obtained by PSA will be referred to the envelop conditions and occurrence frequencies besides SFR operation experiences.

Typical DEC is possible to be considered based on the general and fundamental SFR characteristics. According to the PSA study for SFR, core damage accidents are generally categorized into two major event groups: 1) loss of reactor shutdown events and 2) loss of heat removal events. The former group is further categorized into three types: 1-1) loss of flow type, 1-2) overpower type and 1-3) loss of heat removal type, and the latter group is further categorized into two types: 2-1) loss-of-heat-removal type and 2-2) loss-of-coolant-level type. This event categorization can be applied to general SFR systems including SFR systems under GIF.

As for the loss of reactor shutdown events, category 1 includes passive reactor shutdown, category 2 includes reducing the energy during core damage and retaining/cooling of the damaged core. In addition to the essential difference as design measures, the time margin leading to core damage is relatively small, and thus both category 1 and category 2 must be provided. As for the loss of heat removal events, measures are to be provided to maintain sodium coolant level for core cooling and to ensure decay heat removal sources regardless of core damage. There is no essential differences of measures between category one and category two for this types. In addition, there is enough time to lead to core damage, then a variety of measures might be provided. This will be also true of the case of storing spent fuel in sodium outside of the reactor containment.

DEC shall be defined so that the sodium chemical reaction (combustion resulting from leakage, sodium-water reaction resulting from steam generator tube rupture) will not affect the core safety, in reference to their countermeasures.

The capability of ensuring containment integrity will be required for DEC. Therefore, containments will be required to be capable of enduring thermal and mechanical loads generated during postulated event transient. Sodium combustion, sodium concrete reaction, debris-concrete interaction, and combustion of accumulated hydrogen which have the potentials to load to the containment must be prevented or mitigated, and thus considering the countermeasure against them will be required as well.

## 第2章 2.3.2 DECに対するSFR特有のアプローチ

SFRを含めた高速炉は、炉心が最大反応度体系になく、DECである炉心崩壊事故（CDA）に伴って、冷却材の沸騰や燃料が集中化することにより、厳しい正反応度投入に至る可能性がある。CDAにおいて発生する可能性がある過度の反応度投入に対応するため、CDAの防止と緩和のための対策が、安全設計として取り入れなければならない。設計拡張状態に対して、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）を備えることを要件とする。設計拡張状態は、設計基準を超えるプラント状態、例えば安全設備の多重故障を考慮した場合など、であり、その類似性や包絡性を考慮していくつかの代表的な状態が設定される。これらの設定は決定論的に行われるが、SFRの運転経験に加えて、状態の網羅性や発生可能性についてPSAによって得られる情報を参照する。

設計拡張状態は、SFRの一般的特徴を考慮して想定すべき状態を抽出する。SFRを対象としたPSA研究の成果によれば、炉心損傷事故は炉停止失敗事象と除熱系喪失事象に大別される。前者は流量喪失型、過出力型、除熱喪失型に、後者は除熱喪失型と液位喪失型に細分される。この分類は、GIFにおけるSFRシステムを含むSFRシステム一般に対して適用可能である。設計拡張状態は、これらの事象タイプ毎に、それぞれの事象の特徴を考慮して設定する必要がある。

炉停止失敗事象については、カテゴリ1は受動的炉停止、カテゴリ2は炉心損傷時のエネルギー低減、損傷炉心の保持・冷却であり、設計対策として本質的な違いがあることに加えて、炉心損傷に至るまでの時間的余裕が小さいことから、カテゴリ1とカテゴリ2の両者を備える必要がある。これに対して、除熱系喪失事象では、炉心損傷の有無に関わらず、炉心を冷却するためのナトリウムの液位確保と除熱源の確保が要点であり、カテゴリ1とカテゴリ2で対策の本質的な違いはない。加えて、炉心損傷に至るまでに時間的余裕があることから、様々な対策を講じうる。このことは、原子炉容器外で使用済燃料をナトリウム中で貯蔵する設備を設ける場合にも同様である。

ナトリウムの化学反応（漏えいに伴う燃焼、蒸気発生器伝熱管破損に伴うナトリウム-水反応）が炉心の安全に影響が及ぶことがないように、その抑制対策に関連して設計拡張状態を設定することとする。

設計拡張状態に対して、格納容器の健全性が確保されることが必要である。このため、想定する事象推移において生じる熱的・機械的負荷に対して格納容器が耐えられるようにする必要がある。また、格納容器の負荷となりうるナトリウム燃焼、ナトリウム-コンクリート反応、デブリ-コンクリート相互作用、水素の蓄積燃焼について、これらを防止あるいは緩和する対策を合わせて検討する必要がある。

◆ 委員意見	
第3パラ 7行	decay heat removal sources 意味不明⇒ <u>heat sink for decay heat removal?</u>
回答（修正案の理由）	
	<p>拝承。文全体の表現を整理した。（第3パラグラフ、2行目）</p> <p>...because there is no difference in the principle of <u>measures (maintain sodium coolant level for core cooling and ensure decay heat removal even under the conditions with or without core damage) and...</u></p> <p><del>measures are to be provided to maintain sodium coolant level for core cooling and to ensure decay heat removal sources.</del></p> <p>...炉心損傷の有無に関わらず、<u>炉心冷却維持のためのナトリウム液位確保と崩壊熱除去の確保が要点であり、</u></p>

◆ 委員意見	
2.3.2 DEC に対する SFR 特有のアプローチ 設計拡張状態に対して、炉心損傷防止（カテゴリ1）と格納機能確保（カテゴリ2）を備えることを要件とする	DEC の状態を二つに分けて対策することは、2.2.1 での深層防護の考え方と関連付けて説明すべき。（2.2.1 で記載すべき）現状の WENRA の深層防護の考え方（レベル 3b と 4 の区分）に近いと考える。
除熱系喪失事象では、炉心損傷の有無に関わらず、炉心を冷却するためのナトリウムの液位確	もし、深層防護上、カテゴリ1と2を設けるとすると、カテゴリ1と2の層の間では、おのおのの層の対策間で多様性或いは独立性のある対策が求められると考えられるため、この記載は違和感がある。

<p>保と除熱源の確保が要点であり、カテゴリ 1 とカテゴリ 2 で対策の本質的な違いはない。</p> <p>ナトリウムの化学反応（漏えいに伴う燃焼、蒸気発生器伝熱管破損に伴うナトリウム-水反応）が炉心の安全に影響が及ぶことがないように、その抑制対策に関連して設計拡張状態を設定することとする。</p>	<p>この記載は、少々唐突感がある。また、この次の段落の「格納容器の負荷となりうるナトリウム燃焼、ナトリウム-コンクリート反応」と重複しているようにも見える。</p>
<p>回答</p>	
	<p>「DEC の状態を二つに分けて対策すること」ですが、本文では概要を述べ、別資料「設計拡張状態の考え方について」において設計事例を提示しながら補足説明を行う予定である。同資料については、当委員会での議論を経て、SDC の付属書とすることを考えている。</p> <p>また、ご指摘のように、カテゴリ 1 とカテゴリ 2 は深層防護の観点から異なる位置づけであって、対策間の多様性と独立性が重要と考えている。ここでは、除熱系喪失事象では、炉心損傷防止においても炉心損傷時の影響緩和においてもナトリウムを確保してそれを循環させて除熱する点において対策が共通であることを述べたものである。この点については、引き続き検討を行う予定である。</p> <p>ナトリウムの化学反応性が、炉心安全に影響を及ぼさないことと、格納容器への負荷の観点と、両者は別であり、両方について言及する必要があると考える。</p>



## Chapter2 2.3.2 Approach to the DEC specific to the SFR

Fast reactors including SFR have a characteristic that a core is not in the maximum reactivity system, and thus they have possibility to result in severe positive reactivity insertion due to sodium voiding and fuel concentration resulting from core disruptive accident (CDA) in the DEC. In order to manage the excessive reactivity insertion that may occur during CDA, the prevention and mitigation measures against CDA must be provided as built-in safety designs. For the DEC, it is required to be provided with core damage prevention (*Category 1*) and ensuring containment functions (*Category 2*). Plant conditions beyond the design basis by, for example multiple failures of safety equipments, are postulated as DEC, and some typical conditions will be defined as representatives, by considering similarities and comprehensiveness of the postulated plant conditions. Such definition will be done in a deterministic manner, and the information obtained by PSA will be referred to the envelop conditions and occurrence frequencies besides SFR operation experiences.

Typical DEC is possible to be considered based on the general and fundamental SFR characteristics. According to the PSA study for SFR, core damage accidents are generally categorized into two major event groups: 1) loss of reactor shutdown events and 2) loss of heat removal events. The former group is further categorized into three types: 1-1) loss of flow type, 1-2) overpower type and 1-3) loss of heat removal type, and the latter group is further categorized into two types: 2-1) loss-of-heat-removal type and 2-2) loss-of-coolant-level type. This event categorization can be applied to general SFR systems including SFR systems under GIF.

As for the loss of reactor shutdown events, category 1 includes passive reactor shutdown, category 2 includes reducing the energy during core damage and retaining/cooling of the damaged core. In addition to the essential difference as design measures, the time margin leading to core damage is relatively small, and thus both category 1 and category 2 must be provided. As for the loss of heat removal events, measures are to be provided to maintain sodium coolant level for core cooling and to ensure decay heat removal sources regardless of core damage. There is no essential differences of measures between category one and category two for this types. In addition, there is enough time to lead to core damage, then a variety of measures might be provided. This will be also true of the case of storing spent fuel in sodium outside of the reactor containment.

DEC shall be defined so that the sodium chemical reaction (combustion resulting from leakage, sodium-water reaction resulting from steam generator tube rupture) will not affect the core safety, in reference to their countermeasures.

The capability of ensuring containment integrity will be required for DEC. Therefore, containments will be required to be capable of enduring thermal and mechanical loads generated during postulated event transient. Sodium combustion, sodium concrete reaction, debris-concrete interaction, and combustion of accumulated hydrogen which have the potentials to load to the containment must be prevented or mitigated, and thus considering the countermeasure against them will be required as well.

## 第2章 2.3.2 DECに対するSFR特有のアプローチ

SFRを含めた高速炉は、炉心が最大反応度体系になく、DECである炉心崩壊事故（CDA）に伴って、冷却材の沸騰や燃料が集中化することにより、厳しい正反応度投入に至る可能性がある。CDAにおいて発生する可能性がある過度の反応度投入に対応するため、CDAの防止と緩和のための対策が、安全設計として取り入れなければならない。設計拡張状態に対して、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）を備えることを要件とする。設計拡張状態は、設計基準を超えるプラント状態、例えば安全設備の多重故障を考慮した場合など、であり、その類似性や包絡性を考慮していくつかの代表的な状態が設定される。これらの設定は決定論的に行われるが、SFRの運転経験に加えて、状態の網羅性や発生可能性についてPSAによって得られる情報を参照する。

設計拡張状態は、SFRの一般的特徴を考慮して想定すべき状態を抽出する。SFRを対象としたPSA研究の成果によれば、炉心損傷事故は炉停止失敗事象と除熱系喪失事象に大別される。前者は流量喪失型、過出力型、除熱喪失型に、後者は除熱喪失型と液位喪失型に細分される。この分類は、GIFにおけるSFRシステムを含むSFRシステム一般に対して適用可能である。設計拡張状態は、これらの事象タイプ毎に、それぞれの事象の特徴を考慮して設定する必要がある。

炉停止失敗事象については、カテゴリ1は受動的炉停止、カテゴリ2は炉心損傷時のエネルギー低減、損傷炉心の保持・冷却であり、設計対策として本質的な違いがあることに加えて、炉心損傷に至るまでの時間的余裕が小さいことから、カテゴリ1とカテゴリ2の両者を備える必要がある。これに対して、除熱系喪失事象では、炉心損傷の有無に関わらず、炉心を冷却するためのナトリウムの液位確保と除熱源の確保が要点であり、カテゴリ1とカテゴリ2で対策の本質的な違いはない。加えて、炉心損傷に至るまでに時間的余裕があることから、様々な対策を講じうる。このことは、原子炉容器外で使用済燃料をナトリウム中で貯蔵する設備を設ける場合にも同様である。

ナトリウムの化学反応（漏えいに伴う燃焼、蒸気発生器伝熱管破損に伴うナトリウム-水反応）が炉心の安全に影響が及ぶことがないように、その抑制対策に関連して設計拡張状態を設定することとする。

設計拡張状態に対して、格納容器の健全性が確保されることが必要である。このため、想定する事象推移において生じる熱的・機械的負荷に対して格納容器が耐えられるようにする必要がある。また、格納容器の負荷となりうるナトリウム燃焼、ナトリウム-コンクリート反応、デブリ-コンクリート相互作用、水素の蓄積燃焼について、これらを防止あるいは緩和する対策を合わせて検討する必要がある。

◆ 委員意見

2.3.2 除熱機能喪失事象	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 「カテゴリ1とカテゴリ2で対策の本質的な違いはない」。「本質的」の意味が不明。例えば、IVRか、炉外コアキャッチャーの上での溶融デブリ冷却とは、随分様相がことなる。</li> <li>● この趣旨は、後段にAM策が準備できるかどうかのポイントのように見える。よって、2.2.2に対する上述のコメントと同様で、それをSRFについて具体的に書けば良い。</li> </ul>
----------------	--

回答（修正案の理由）

	<p>拝承。「本質的」の部分を削除し、以下のように修正した。またAMに関しては、特別専門委員会で行われる議論を踏まえて、SDC 付属書にて考え方をまとめる予定である。</p> <p>（第3パラグラフ、2行目）</p> <p><b>There is no essential differences in the principle of ...</b>  <b>カテゴリ1とカテゴリ2での対策として<u>基本原理上</u>の本質的な違いはない。</b></p>
--	--

## Chapter 2 2.3.3 Approach based on basic characteristics of the SFR

### ◇ Core and Fuel Characteristics

The core characteristics of SFR are that a core is not included in the maximum reactivity system and it has possibility to become positive void reactivity at the center area of a reactor core especially. Considering these characteristics, the core design is required to have an inherent reactivity feedback characteristic. The release of significant mechanical energy must be also prevented during CDA.

As for fuel elements and fuel assemblies, utilization of fast neutron under the conditions of high power density, high burn up, and high temperature sodium must be considered.

### ◇ Physical and Chemical Properties Sodium Coolant

Sodium has a characteristic that it is high thermal conductivity; the boiling temperature is high around 880 degree C at the atmospheric pressure. Hence, decay heat removal is capable by natural circulation. From the viewpoint of ensuring the reliability of decay heat removal system, the design shall be required to be capable of passive heat removal function by natural circulation.

Sodium is chemically active; it necessitates preparing measures to sodium leak (fire & reaction with water) so that the sodium leak does not effect on the safety of the reactor core. The secondary coolant system is indispensable for the SFR system to control/manage the consequences of sodium fire and sodium-water reaction not to affect the reactor core integrity in accident conditions. Sodium is opaque, so that submerged visual monitoring and inspection are demanding. It also freezes under room temperature. Hence, due accounts are necessary on the capabilities of inspection, maintenance and repairing in the SSCs' designs with considering the operating conditions for them. Application of Leak Before Break (LBB) concept would enable continuous leakage-monitoring as an inspection method for the coolant boundary.

### ◇ Material usage environment

The SFR is operated under high temperature (e.g. the coolant temperature range is around 400-600 degree C) and high fluence conditions. Due consideration of creep and radiation effect on materials is necessary.

### ◇ Operation under low pressure condition

The SFR is operated under low pressure conditions nearly atmospheric pressure. Hence, the coolant leakage does not lead the loss of coolant accident such as in the LWR; depressurization, coolant boiling and loss of cooling capability. Hence, the emergency core coolant systems for coolant injection under high/low pressurized conditions as used in the LWR do not necessary for the SFR system. Instead, maintaining sodium coolant level above the reactor core in the reactor vessel is indispensable for reactor core cooling.

The SDC are deduced from the basic characteristics, operation and accident experiments, and the safety approach specific to the SFR systems. The criteria for several structures, systems and components specific to the SFR as below are to be included in the SDC.

#### ◇ Reactor Core

- Fuel element and assemblies
- Reactor core structure and characteristics
- Reactor shutdown

#### ◇ Reactor Coolant System

- Secondary coolant system
- Decay heat removal system

#### ◇ Containment System

#### ◇ Supporting and Auxiliary Systems, Fuel Handling & Storage

- Sodium heating systems

- Sodium purification system
- Cover gas system
- Fuel Storage in sodium pool tank

## 第 2 章 2.3.3 SFR の基本特性に応じた安全アプローチ

### ◇ 炉心・燃料特性

SFR の原子炉の炉心特性として、最大反応度体系になっていないこと、また特に原子炉炉心の中央部で正のボイド反応度になる可能性があることがあげられる。これらの特性を考慮しても、炉心が固有の反応度フィードバック特性を持つように設計を行う必要がある。また、CDA 時に顕著な機械的エネルギーが放出されることを防止することが必要である。

燃料要素と燃料集合体については、高速中性子を利用し、高出力密度・高燃焼度・高温ナトリウムの条件で使用されることを考慮する必要がある。

### ◇ ナトリウム冷却材の物性及び化学的特性

ナトリウムは高い熱伝導性を持つという特性があり、沸騰温度は高く大気圧で約 880℃である。従って崩壊熱は自然循環により除去することが可能である。崩壊熱除去設備の信頼性確保の観点から、自然循環による受動的な除熱機能を有する設計とする必要がある。

ナトリウムは化学的に活性である。すなわち、ナトリウム漏えいが原子炉炉心の安全性に影響しないよう、ナトリウム漏えい（火災及び水との反応）の対策を講じる必要がある。SFR では 2 次ナトリウム系を設けることが必須となる。具体的には、2 次ナトリウム系は事故状態（事故及び設計拡張状態）において、ナトリウム火災とナトリウム-水反応の影響が炉心に及ばないようにする必要がある。

ナトリウムは不透明であることから、視覚による液中での観察や検査が困難である。また室温では凝固する。これらのことから、検査・保守・補修を考慮した設計を行うとともに、それらを実施する際の環境条件にも十分留意する必要がある。破断前漏えい（LBB）の考え方をを用いることで、冷却材パウンダリの検査手法として連続漏えい監視が可能となる。

### ◇ 材料の使用環境

SFR は高温及び高照射状態で運転される（例：冷却材の温度幅は 400～600℃程度である）。クリープ及び材料への放射能の影響について十分に考慮することが必要である。

### ◇ 低圧力状態での運転

SFR は大気圧と同程度の低圧力状態で運転される。従って冷却材の漏えいが LWR における冷却材の減圧沸騰と冷却能力の喪失のような冷却材喪失事故を引き起こすことはない。従って、LWR で使用されるような高/低圧力状態での冷却材注入のための緊急炉心冷却システムは、SFR システムには必要ではない。その代わりに、炉心除熱可能なよう、原子炉容器内でナトリウム冷却材の液位が原子炉炉心より常に上になるように保つことが原子炉冷却のために不可欠となる。

SDC は、SFR の基本的な特徴、運転・事故経験、及び SFR システムに固有な安全アプローチから導かれたものとなる。下記に示す SFR 固有の構造・系統・機器に対する SDC が設けられなければならない。

- ◇ 炉心
  - 燃料要素及び燃料集合体
  - 原子炉炉心の構造と特性
  - 原子炉停止
- ◇ 冷却材系
  - 2 次冷却系
  - 崩壊熱除去系
- ◇ 格納系
- ◇ 補助系・補機系、燃料取扱・貯蔵系

<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Na 予熱系</li> <li>➤ Na 純化系</li> <li>➤ カバーガス系</li> <li>➤ Na プールタンクによる燃料貯蔵系</li> </ul>
---

◆ 委員意見	
2 章 p.12 114	☆ <u>Material usage environment</u> e.g. the coolant temperature range is around 400-600 degree C 金属燃料の場合通常、1 次系は 350℃～、2 次系も考慮すると 300℃～となるので、300-600 としたほうがよい。
回答	
	拝承。  <b>(e.g. the coolant temperature range is around <del>400</del>300-600 degree C)</b> <b>(例：冷却材の温度幅は <del>400</del>300～600℃程度である)</b>

◆ 委員意見	
2 章 p.12 123	☆ <u>Operation under low pressure condition</u> Maintaining sodium coolant level above the reactor core は炉心除熱可能なレベル（循環可能なレベル）としたほうがよいのではないかと。
◆ 委員意見	
2.3.3	（こまかい話ですが）四つ目の星印、「その代わりに、（中略）液位が原子炉炉心より常に上になるように保つ」は、SFR 特有の要求のような書きぶりになっている。特有なのは、冷却材注入のための緊急炉心冷却システムが不要ということ。「その代わりに」はおかしい。
回答	
	拝承。「炉心除熱可能なレベル（循環可能なレベル）」の意が入るようにする。また「その代り」は削除した。  <b><u>Instead, The only requirement is maintaining sodium coolant level above the reactor core in the reactor vessel, which is indispensable for reactor core cooling, as long as there is sufficient heat removal capability.</u></b> その代わりに、一方で、原子炉容器内でナトリウム冷却材の液位が原子炉炉心より常に上になるように保つことが、十分な除熱性能を有した上で、原子炉冷却のために不可欠となる。

◆ 委員意見	
2 章 p.12 127	DEC に対してはカテゴリ 1 と 2 に分けて対策するという固有のアプローチがあるが、2.3.3 は SFR 固有の設計に対するもので、固有の安全アプローチではないと思う。approach は削除すべきではないかと。
回答	

	SFR 特有の系統・機器への安全設計の考え方の意、 <b>approach</b> で良いと考える。
--	--

◆ 委員意見	
2 章 p.12 130	Primary coolant system がない。
◆ 委員意見	
2.3.3	SSC の列挙の前の文章。「下記に示す SFR 固有の構造・系統・機器に対して SDC が設けられなければならない」。これらは、SFR 固有ではない。「下記に示す SSC について、SFR 固有の特性を考慮した SDC が設けられなければならない。」が適切。

回答	
	<p>拝承。以下のように修正いたします。</p> <p>The criteria for several structures, systems and components <del>specific to the SFR as listed</del> below are <del>reflected to be included</del> in the SDC <u>with accounting the specific features of the SFR.</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● Reactor Core <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ Fuel element and assemblies</li> <li>➢ Reactor core structure and characteristics</li> <li>➢ Reactor shutdown</li> </ul> </li> <li>● Reactor Coolant Systems <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ <u>Reactor Coolant System (Primary Coolant System)</u></li> <li>➢ Secondary coolant system</li> <li>➢ Decay heat removal system</li> </ul> </li> </ul> <p>下記に示す <b>SSC</b> について、SFR 固有の<u>特性を考慮した構造・系統・機器</u>に対する SDC が設けられなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 炉心 <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 燃料要素及び燃料集合体</li> <li>➢ 原子炉炉心の構造と特性</li> <li>➢ 原子炉停止</li> </ul> </li> <li>● <u>炉心冷却材系</u> <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ <u>1 次冷却系</u></li> <li>➢ 2 次冷却系（中間冷却系）</li> <li>➢ 崩壊熱除去系</li> </ul> </li> </ul>

◆ 委員意見	
2.3.3	（こまかい話ですが）二つ目の星印、「880℃である。従って崩壊熱は自然循環により除去することが可能である」。軽水炉の例を見ても、もっと温度が低くても熱除去は可能なので、「従って」はおかしい。「自然対流伝熱による効率的な熱除去が可能」的な文言が良い。
回答	
	「崩壊熱の自然循環による除去」について、SFR の場合、単相で温度差が大きくと

れることが特長であることから、下記のように見直す。

~~Sodium has a characteristic that it is high thermal conductivity. ; The boiling temperature is high around 883 0degree C at the atmospheric pressure, significantly higher than the typical average core outlet temperature for an SFR of 500 – 550C. Hence, decay heat removal is possible using by natural circulation due to the favorable coolant characteristics that single-phase liquid sodium can change its temperature largely.~~

ナトリウムは高い熱伝導性を持つという特性がある。また、沸騰温度は高く大気圧で約883℃であり、これは原子炉出口平均温度（典型的な値として500-550℃）より十分高いことから、従って単相液体ナトリウムで温度差が大きくとれる特徴があり、自然循環により崩壊熱を除去することが可能である。

## Chapter2 2.3.4 Lessons Learned from Fukushima Dai-ichi NPPs Accidents

Fukushima Dai-ichi nuclear power plant accidents, caused by the Great East Japan Earthquake of March 11, 2011, gave universal recognition of the need of enhancing measures against severe accident and external events of nuclear system.

Sequence analysis, factorial analysis, and the study of lessons learned from them are being conducted right now, and the SDC has reflected the lessons learned up to the present which are capable of applying to Generation-IV SFR system.

Key points on the lessons learned listed in below are based on the Japanese Government Report. Although the items which are out of the scope of the SDC are not included: e.g. safety culture. There are three categories identified at this moment as the lessons for the safety of the GIF SFR system.

- ◇ As for the strengthen preventive measure against a severe accident due to extreme external hazards, the key points are:
  - Power supplies, and
  - Robust cooling functions (core, CV & spent fuel pools).
- ◇ As for the enhancement of response measures against severe accidents, the key points are:
  - Measures to prevent hydrogen explosions, and
  - Instrumentation to identify status of reactor core and CV.
- ◇ As for the reinforcement of safety infrastructure, the key point is:
  - Ensuring independency and diversity of safety systems.

Provisions on the design basis for external events will be upgraded – it is for all the NPPs including SFR. For example, long term power loss may become an initiator of SA and it should be assumed as DEC, therefore the design must consider ensuring power supply during long term loss of all AC power. Enhancing passive functions will reduce the dependency on power supply and it is also effective as a countermeasure against power loss. External events such as earthquakes, tsunami and flood may become initiators of SA and they should be assumed as DEC, therefore required protection measures should be provided as well as ensuring margin.

SDC clearly and concretely requires prevention/mitigation of wide spectrum of severe accidents as for preparations to the ‘what if’ conditions. The stress tests show the safety margins of the NPPs above the design basis – it can be said that the stress test is a kind of approach to evaluate the preparation/provision to the ‘what-if’ conditions of the nuclear power plants. In that sense, the stress tests can show how large the safety margins are to the design basis, and the SDC can deal with how broad/further the prevention and mitigation are against severe accidents.

The efforts to update the SDC by including new lesson learned from the Fukushima NPPs accidents will be continued under/after the GIF SDC establishment work.

## 第2章 2.3.4 福島第1原子力発電所事故からの教訓の反映

2011年3月11日に発生した東日本大震災後の東京電力福島第1原子力発電所事故は、原子力システムにおけるシビアアクシデント対策と外的事象への対策をより一層強化する必要性について、世界共通の認識を与えた。

事故の経過分析と要因分析、それらから得られる教訓については、現在進行中であるが、現時点で得られている教訓で第4世代SFRシステムに対して適用可能なものは、SDCにおいて反映した。

下記に挙げる重要な教訓は、日本国政府の報告書に基づいている。なお、SDCの範疇外となるいくつかの項目については含んでいない（例：安全文化など）。GIF SFRシステムの安全性として、現時点で特定された教訓は3つある。

- ◇ 非常に大規模な外的ハザードによるシビアアクシデントへの防止対策の強化に関する要点は以下のとおり：
  - 電源
  - (炉心、格納容器及び使用済み燃料プールに関する)頑強な冷却機能
- ◇ シビアアクシデント対応策の強化に関する要点は以下のとおり：
  - 水素爆発防止対策



<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 原子炉炉心及び格納容器の状態監視のための計装</li> <li>◇ 安全設備の強化に関する要点は以下のとおり： <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 安全系の独立性及び多様性を確保すること</li> </ul> </li> </ul> <p>SFR を含むすべての原子力発電所を対象とした、外部事象に対する設計基準は改良されてゆくであろう。例えば、長時間の電源喪失は SA の起因(initiator)となる可能性があることから、これを DEC として想定し、長期にわたる全交流電源喪失時における電源確保に配慮した設計としなければならない。受動的機能の強化は電源への依存度を低減し、電源喪失への対策としても有効である。外的事象、例えば地震、津波、洪水等は、SA の起因となる可能性があることから、これらについては DEC として想定し、裕度を確保するとともに、必要な防護対策を備えなければならない。</p> <p>SDC では、設計想定を超える 'what if' への備えとして、幅広いスペクトラムのシビアアクシデントに対して、その防止と緩和を明示的・具体的に求めている。原子力発電所のストレステストでは、設計基準を超えた安全の余裕の度合いが示される。ストレステストは、'what if' への備えを考慮する方法の一つであるととらえることができる。その意味で、ストレステストは設計基準を超えた安全の余裕の程度を示し、SDC はシビアアクシデントの防止・緩和がどの程度広く・深いものかを示すものと言うことができる。</p> <p>SDC をよりよいものとするため、福島第1原子力発電所事故で得られる新しい教訓を取り込んでゆくことは、GIF SDC 構築作業において今後も継続されるであろう。</p>
--

◆ 委員意見	
2.3.4	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 「現時点で特定された教訓は3つある」とあるが、これらが設計に対する主要な教訓の全てと言えるかどうか。外部ハザードに対する直接的な対応として、地震・津波への対策の強化（最新知見の活用、不確かさの考慮、多重防護の徹底）、燃料プールの安全確保、等々が、報告書には記載されており、限定するとその理由を問われるので、可能な限り拾い出しておくことが重要</li> <li>● 外部ハザードは一般に、知見が不十分で不確かさが大きいことや、よって、一つの層で安全確保を図ることは十分でなく、AM も含めて深層防護を徹底すべき的なところは、特だして、強調すべき。</li> </ul>

回答	
	<p>特別専門委員会での議論を踏まえ、現時点で抽出されている教訓を記載しているが、「3つ」という言葉で対象を限定することは意図していないため、「安全性に関連する教訓を以下に示す」と修正する。また外部ハザードに関連した AM 策などについては、今後の特別専門委員会での議論を参考に、SDC の付録にてその整理・解説を行う予定である。</p> <p><b><u>The items listed below</u> There are three categories identified at this moment as the lessons potentially related to for the safety of the GIF SFR system.</b></p> <p><b>GIF SFR システムの安全性に関連する可能性のあるものとして、現時点で特定された教訓は3つあるを以下に示す。</b></p>

#### 4.3.2. 第3章～第6章に対する意見及び回答

<b>Criterion 7: Application of defence in depth</b>
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.
The design of Generation IV nuclear systems shall be such that the level 4 of the Defence in Depth and the associated safety design for prevention and mitigation of severe core degradation and of serious fuel failures during fuel handling and storage shall be incorporated, in order to eliminate the need for offsite emergency response.
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 the protection of people and the environment and for the mitigation of consequences in the event that prevention fails.
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.
4.11. The design:
(a) Shall provide for multiple physical barriers to the release of radioactive material to the environment;
(b) Shall be conservative, and the construction shall be of high quality, so as 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
(c) 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;
(d) 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;
(e) Shall provide for systems, structures and components and procedures to control the course of and as far as practicable, to limit the consequences of failures and deviations from normal operation that exceed the capability of safety systems;
(f) 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.
(g) shall be such that, for the Generation IV nuclear systems, the appropriate combination of active and passive safety features for shutdown and cooling shall be incorporated to ensure the highest safety and reliability.
4.12. To ensure that the concept of defence in depth is maintained, the design shall prevent as far as is practicable:
(a) Challenges to the integrity of physical barriers;
(b) Failure of one or more barriers;
(c) Failure of a barrier as a consequence of the failure of another barrier;
(d) The possibility of harmful consequences of errors in operation and maintenance
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.
<b>要件7：多重防護の適用</b>
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いなければならない

ない。
第4世代原子力システムにおいては、サイト外緊急時対応の必要性を排除するため、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れなければならない。
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。
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. 設計：
(a) 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。
(b) 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。
(c) 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。
(d) 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、並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。
(e) 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並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。
(f) 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。
(g) 第4世代原子力システムにおいては、安全性と信頼性を最高水準とするため、原子炉停止や冷却に関して、動的及び受動的な安全機能が相補的に組み込まれなければならない。
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。
(a) 物理的障壁の健全性に影響を及ぼす危険
(b) 1つまたはそれ以上の障壁の故障
(c) 1つの障壁が故障した結果生じる別の障壁の故障
(d) 運転中や保守中の過誤による有害な結果の可能性
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

◆ 委員意見	
クワイア 7 他	いくつかの箇所に core degradation とあるが、core damage とすべき。

回答	
	SSR-2/1 において、”significant degradation of the reactor core”等としている箇所が4か所、”significant damage to the reactor core”としている箇所が1か所ある。

	「炉心損傷」の表現としては、SSR-2/1 の用例に準じ、core degradation とする。(修正なし)
--	--

◆ 委員意見	
No.7 4.11 (f)	ある段階で最高水準 (the highest) であっても、継続的なものではない。 実現段階では最高水準を求め、その後の知見を反映して設備改造 (ハード面) と性能評価の精度向上 (ハードの改造は基本的に行わない) 継続的に実施するものとの理解でよいか。

◆ 委員意見	
クライテリア 7 4-11 (g)	「安全性と信頼性を最高水準とするため」は削除 (理由) 「最高水準」の定義があいまいであり、レトリックな不要な規定

回答	
No.7 4.11 (f) (g)	<p>‘highest’ という記述について、実質的な意味としては、その時代の最高水準を常に目指す、ということである。SDC 自体は恒久的なものではなく、時代とともに必要に応じて、より高い安全性を実現するために改訂されるもの、と捉えられる。そのような姿勢が重要ではありますが、この項目に限った話ではなく、クライテリアとしても実効的ではないので削除することとし、以下のように修正する。</p> <p>(g) 第4世代原子力システムにおいては、安全性と信頼性を確保最高水準とするため、原子炉停止や冷却に関して、動的及び受動的な安全機能が相補的に組み込まれなければならない。</p> <p>(g) shall be such that, for the Generation IV nuclear systems, the appropriate combination of active and passive safety features for shutdown and cooling shall be incorporated to ensure <del>the highest</del> safety and reliability.</p>

<b>Criterion 17: Internal and external hazards</b>
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 determination of the postulated initiating events and generated loadings for use in the design of relevant items important to safety for the plant.
<p><b>Internal hazards</b></p> <p>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, sodium chemical reaction with working fluid. Appropriate features for prevention and mitigation shall be provided to ensure that safety is not compromised.</p>
<p><b>External hazards</b></p> <p>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.</p> <p>The design shall include due consideration of long-term loss of all AC power supplies following the extreme external hazards.</p> <p>5.18. Items important to safety shall be designed and located to minimize, consistent with other safety requirements, the likelihood of external events and their possible harmful consequences.</p> <p>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 the design.</p> <p>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.</p> <p>5.21. The design of the plant shall provide for a sufficient safety margin to protect against seismic event and its consequences to avoid cliff edge effects (see footnote 5).</p> <p>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.</p>
<b>要件 17：内部及び外部危険事象</b>
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。
<p><b>内部ハザード</b></p> <p>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、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、ナトリウムと作動流体との化学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。</p>
<p><b>外部ハザード</b></p> <p>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、</p>

<p>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。</p> <p>外部事象を起因として生じうる、長期間にわた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。</p>
<p>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、外部事象の発生確率とその生じうる有害な影響を最小にするために設計した配置しなければならない。</p>
<p>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。</p>
<p>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う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。</p>
<p>5.21. プラントの耐震設計には、地震事象とそれに付随する影響からの保護と、クリフエッジ(脚注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。</p>
<p>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。</p>

◆ 委員意見	
<p>5章/17/ 5.17</p>	<p>... The design shall include due consideration of long-term loss of all AC power supplies following the extreme external hazards.</p> <p>上記の追記分は関連する要件 No. 68へ移動するほうが適切と思われる。 理由:5.17 は設計で考慮すべき外部事象の摘出（前半）とその時間的考慮（後半）を一般的な視点で述べている。追記分は後半の一例に過ぎない</p>

回答	
	<p>外部危険事象に付随して発生する可能性のある長時間の外電源喪失に加えて非常用電源の喪失を重ね合わせて想定すべきとすることは、プラント設計全般に影響する大きなクライテリアとなるので、ここで明示する必要があるため、5-20-2として残す。</p> <p>米国 NRC の要求では、外部電源の構成に依存するが典型的には4~8時間程度で、より長時間とすることが検討されている。我が国では現状は短時間のみ考慮すればよいこととされているが、電源系の強化が指針に盛り込まれる方向となっている。</p> <p>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。</p> <p>外部事象を起因として生じうる、長期間にわた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。</p>

5.20-2. 外部事象を起因として生じうる、長期間にわた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。

**5.17. 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.**

~~The design shall include due consideration of long-term loss of all AC power supplies following the extreme external hazards.~~

**5.20bis. The design shall include due consideration of long-term loss of all AC power supplies following the extreme external hazards.**

## Criterion 20: Design extension conditions

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 of such accidents or mitigation of their consequences if they do occur.

In order to eliminate the need for the emergency evacuations, severe core degradation shall be prevented/mitigated to ensure the containment function. Also, accidents such as the one resulting in significant radioactive material release during fuel handling and storage shall be prevented, and a function to mitigate its consequences shall be provided as well.

Since a fast reactor core is not in the most reactive configuration, the built-in design features for prevention and mitigation of severe accidents shall be included in the design as additional measures against failure of active reactor shutdown systems for consideration of design extension conditions.

The mitigation provision to avoid large mechanical energy release during the course of the postulated DEC including core disruptive accidents shall be incorporated in the safety design for maintaining the functions of reactor coolant boundary and containment.

Means for decay heat removal after reactor shutdown shall be alternatively provided in design extension conditions.

5.27. An analysis of design extension conditions for the plant shall be performed. The main technical objective of considering the design extension conditions to be postulated is to provide assurance that the design of the plant is such as to prevent accident conditions not considered in design basis accident conditions, or to mitigate their consequences. This can require additional safety features for design extension conditions, or extension of the capability of safety systems to maintain the containment function. These additional safety features for design extension conditions, 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 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 analysed on the basis of 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.

5.29 The analysis undertaken shall include identification of the features that are designed for use in, or that are capable of preventing or mitigating, events considered in the design extension conditions. These features:

(a) Shall be independent, to the extent practicable, of those used in more frequent accidents;

(b) Shall be capable of performing in the environmental conditions pertaining to these design extension conditions, including design extension conditions in severe accidents, where appropriate;

(c) Shall have a reliability commensurate with the function that they are required to fulfil.

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 judgement and input from probabilistic safety assessments.

5.31. The design shall be such that design extension conditions that could lead to significant radioactive releases are practically eliminated by means of measures for prevention and mitigation of severe core degradation and serious fuel failures during fuel



handling and storage.
Combinations of events and failures
5.32. Where the results of engineering judgement, 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.
要件 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若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、及び発生した際はそのような事故の防止若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。
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の発生防止/影響緩和を行い、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大規模な放出を生じるよう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、シビアアクシデントの防止及び緩和のための方策が取り入れられなければならない。
炉心損傷事象を含む想定される DEC での事象進展において生じうる大規模な機械的エネルギー放出に関し、これを回避するための緩和対策が、原子炉冷却材バウンダリ及び格納機能の維持のための安全設計において取り入れられなければならない。
原子炉停止後の崩壊熱除去のため、設計拡張状態における方策が代換として備え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。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防止、または合理的に実施可能な限り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とする必要とする可能性がある。このような拡張設計状態に対する補足的な安全機能若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、若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、若しくは設計拡張状態において考慮される事象を防止、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
(a) 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。
(b) 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。
(c) 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、特に炉心溶解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 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、重大な炉心損傷や燃料取扱・貯蔵時の深刻な燃料破損に対する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。

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

5 章/20/  
5.31 例え放射性物質の放出に至る過酷事故が実質上無くなる様な設計であっても、技術に絶対安全は無く、更に事故時の人的因子等も考慮すれば、削除された SSR2/1 の部分は SDC に於いても、例えば以下のように少し修正を施して、維持すべきではないか。  
提案文：... If not, for severe accident conditions the protective measures that are of limited scope in terms of area and time shall be necessary for protection of the people, and sufficient time shall be made available to implement these measures.

回答

5.31 SSR-2/1 では、「if not～」は「実質上なくなるなら」という意味であり、実質上なくなるような設計であれば現行軽水炉でも「if not～」は適用される必要はない。従って、実質上なくなるように積極的に設計を行う第 4 世代炉においては、「if not～」は不要である。ただし、ご指摘のとおり技術的に絶対安全はなく、シビアアクシデントに対する備えは必要であることから、委員会での今後の議論を踏まえ、SDC 付属書等にて考え方を整理する。

◆ 委員意見

要件 20 : reactor coolant boundary and containment は、DEC においても両方の安全機能を確保する  
4 段落目 方針ならこのままでよいが両方満たす必要がないならば or にすべきではないか？  
要件 20 : 2 章の設計拡張状態で記述しているナトリウム化学反応及び格納容器健全性についての記載がない。整合性の観点から記載を追加すべきではないか？

回答

4 段落目 ここで想定される DEC とは炉停止失敗による CDA であり、再臨界による発生エネルギーを収納するとともに、長期の崩壊熱除去を行うため、原子炉冷却材バウンダリの維持が要求される。CDA 時に放出される気体状放射性物質は格納容器に放出されるため、格納機能もまた要求される。従って、or ではなく and となる。

格納容器に関する要件として、パラグラフ 5.31-2 に記載した。

5.31-2. 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、想定される設計拡張状態としてのシビアアクシデントに関し、その防止及び緩和のために次の対策が安全設計において取り入れられなければならない。  
(d) 熱的及び機械的負荷に耐えられる格納容器

	またナトリウム化学反応についてはクライテリア 47 に記載している。
--	------------------------------------

◆ 委員意見	
No.20	炉停止失敗事象の英文は、「failure of active reactor shutdown」となっているので、「動的」を追加する。

回答	
3 段落目	和文にて「能動的」を追加する。なお本件は、クライテリア本文から、パラグラフ 5.31-2 として、他の要件とともに記述の整理を行っている。  5. 31-2. 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、想定される設計拡張状態としてのシビアアクシデントに関し、その防止及び緩和のために次の対策が安全設計において取り入れられなければならない。 <u>(a) 能動的炉停止失敗事象に対応するための原子炉停止機構の追加</u>

◆ 委員意見	
クライテリア 20	「代換」を「別の手段・方法で」と代える (理由)通常の日本語の表現とする <b>打換</b> は道路用語。 破損した舗装の一部又は全部を取り去り、新しく舗装を設ける事をいう

回答	
5 段落目	クライテリア 20 は一般的な要件であるため、本件については「損傷した炉心からの崩壊熱除去」と一般的な記述とし、またパラグラフ 5.31-2 として他の要件とともに整理を行っている。  5. 31-2. 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、想定される設計拡張状態としてのシビアアクシデントに関し、その防止及び緩和のために次の対策が安全設計において取り入れられなければならない。 <u>(c) 損傷した炉心から崩壊熱を除去する方策</u>

<b>Criterion 31: Ageing management</b>	
The design life of items important to safety at a nuclear power plant shall be determined. Appropriate margins shall be provided in the design to take due account of relevant mechanisms of ageing, especially related to high temperature, sodium coolant, neutron irradiation 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.	
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 during a postulated initiating event and plant states following a postulated initiating event.	
5.52. Provision shall be made for monitoring, testing, sampling and inspection to assess ageing mechanisms predicted at the design stage and to help identify unanticipated behaviour of the plant or degradation that might occur in service.	
<b>要件 31：高経年化管理</b>	
原子力発電所の安全上重要な設備の設計寿命は、決定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、関連する高経年化、特に高温、ナトリウム冷却材、中性子照射脆化及び劣化、また経年劣化の可能性を十分に考慮し、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ける、高経年化や経年劣化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、サンプリング及び検査の手段がなければならない。	

<b>◆ 委員意見</b>	
No.31	英文は単に「aging」とあるので、「高経年化」の『高』は不要と考える。 また、このクライテリアで、高速炉の冷却材をナトリウムに限定してよいのか。そうでなければ、「liquid metal coolant」の方がよいと思われる。

<b>回答</b>	
No.31 要件 31 5.51	<p>拝承。「高経年化管理」を「経年化管理」とする。</p> <p>SDC ではナトリウム冷却高速炉を GIF の対象炉型としていることから、「ナトリウム」のままでよいと考える。</p> <p>修正案は以下のとおり。</p> <p><b>要件 31：高経年化管理</b></p> <p>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全ての運転状態における、高経年化や経年劣化の影響を十分に考慮しなければならない。</p>

<b>Criterion 42bis: Plant system performance as a fast reactor utilizing sodium as coolant</b>
The overall plant system shall be designed considering the characteristics of a sodium-cooled fast reactor as shown below.
(a) 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.
(b) High boiling temperature of sodium enables the reactor cooling system at low pressure with a sufficient sub-cool temperature margin,
(c) High thermal conductivity of sodium and large temperature rise with high outlet temperature of the coolant in the reactor core enables decay heat removal by natural circulation of the coolant,
(d) Sodium is chemically active and opaque, and it freezes at atmospheric temperature.
<b>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</b>
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。
(a) 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。
(b) 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。
(c) 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崩壊熱除去が可能なこと。
(d) 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。

◆ 委員意見	
Criterion 42bis (a)	英語の”so that may”の使い方に違和感がある。

回答	
Criterion 42bis (a)	<p>拝承。文が冗長であるため、2つの文に分けて以下のとおり表現を変える。</p> <p>(a) 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うる。えることから、それゆえ、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>(a) <b>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; as a consequence, positive reactivity may be inserted and the reactor core power and temperature increase due to an unfavorable change in reactor core geometry—configuration deformation, sodium boiling, and gas entrainment.</b></p>

◆ 委員意見	
42-2	<p>①「ナトリウムが放射化する。」の追加</p> <p>②(d)項の「室温において凝固すること。」に対応して、内容から推定可能かもしれませんが「ナトリウム蒸気に起因し機器等に蒸着する。」を補足する（こちらが本来設計上で考慮すべき内容と考えます）。</p>

	あるいは、6.14or15に「ナトリウム蒸気に起因する機械的な影響に対する考慮が必要であること。」を追加する。
--	---

回答	
42-2	<p>①Criterion 81 放射線防護の設計 6.69に「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源を全て、包括的に明確にし、・・・」との記載があり、重複するためこのままとする。</p> <p>②拝承。42bis(e)に以下を追加する。</p> <p><u>(e)ナトリウムのみスト及び蒸気が機器に蒸着すること。</u></p> <p><u>(e)The mist and vapor of sodium are deposited on the components.</u></p>

<b>Criterion 44: Structural capability of the reactor core</b>	
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.	
For the design extension conditions, provisions for early discharge of molten fuel to avoid large mechanical energy release in the course of the core disruptive accident shall be included in the designs of reactor core and associated structures.	
6.3bis. The supporting structures shall be designed with taking due account of the creep properties and the material compatibility with sodium.	
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.	
<b>要件 44：原子炉炉心の構造性能</b>	
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。	
設計拡張状態に関して、著しい炉心損傷時において生ずる可能性のある大規模な機械的エネルギー放出を防止するよう、熔融燃料の早期排出を促す対策が炉心及び関連する構造物の設計においてな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設計されなければならない。	

<b>◆ 委員意見</b>	
6 章/44/	追記文は重大な燃料溶融事故時における緩和策の一つであり、炉心の一般的な性能要求 44 に入れるのは収まりが悪く、また、本緩和策のみを要求することで緩和策に対する設計思想の自由度を奪う様にも思える。 新たに「過酷事故対策」等の要件を起こして、その中に一例として含めてはどうか。

<b>回答</b>	
	<p>溶融した状態に対する「緩和策」は、原理的には、吸収材の投入、若しくは、核分裂性物質の排出となる。そのための方法としては多様なものが考えられ（制御棒案内管、インターラッパー、FAIDUS など）、本クライテリアは自由度を持つものとなっている。記述としては、緩和策の原理が読み取ればよいことから、以下のようにする。</p> <p>設計拡張状態に関して、著しい炉心損傷時において生ずる可能性のある大規模な機械的エネルギー放出を防止するよう、熔融燃料の早期排出されるよう、十分な考慮がを促す対策が炉心及び関連する構造物の設計においてなされなければならない。</p> <p><b>For the design extension conditions, provisions for early discharge of disrupted molten fuel to avoid large mechanical energy release in the course of the core disruptive accident</b></p>

	<b>shall be considered included in the designs of reactor core and associated structures.</b>
--	---

◆ 委員意見	
要件 44 :	前回の記述のほうがよい。想定される全ての高速炉に対して、機械的エネルギーの放出を防止するための対策が溶融燃料の早期放出以外なければこの記載でもよいが、そうではないと思う。

回答	
	溶融した状態に対する「緩和策」は原理的には、吸収材の投入か核分裂性物質排出となる。本クライテリアは炉心構造に対するものであることから、核分裂性物質の排出について一般的な記述を行う。

◆ 委員意見	
No.44	排出先 (out of core region か?) を明記した方が良いと考える。 また、排出されるべきものは固化・微粒化した燃料も含まれるため、「molten」と限定しない方が良いのではないか。
No.44 6.3-2	高速中性子線量が大きいことも追記してはどうか。

回答	
	「排出先」の記載であるが、排出されることを記載することが要点であり、排出先については色々な方策・可能性があると認識している。 molten fuel について御意見を拝承し、 <u>disrupted fuel</u> とする。 「高速中性子線量が大きいこと」については第 2 章にて記載されている。



<b>Criterion 45: Control of the reactor core</b>	
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 within specified design limits in all operational states shall be minimized.	
In order to avoid significant mechanical energy release in the core disruptive accident for the design extension conditions, the reactor core shall be designed to have favorable thermal and neutronics characteristics considering all reactivity feedbacks including the sodium void worth.	
6.4. Adequate means of detecting the neutron flux level of the reactor core and its change shall be provided for the purpose of ensuring that there are no regions of the core in which the design limits could be exceeded.	
6.5. In the design of reactivity control devices, due account shall be taken of wear-out and of the effects of irradiation, such as burnup, changes in physical properties and production of gas.	
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 <del>pressure</del> boundary of the reactor coolant systems, to maintain the capability for cooling and to prevent any significant damage to the reactor core.	
<b>要件 45：原子炉炉心の制御</b>	
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、並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。	
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、著しい炉心損傷時において、大規模な機械的エネルギー放出を防止するものとなるよう設計されなければならない。	
6.4. 炉心の中性子束レベル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バウンダリも損傷が回避され、冷却が維持され、並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。	

<b>◆ 委員意見</b>	
No.45 6.4	<p>中性子束レベルの「レベル」という語に違和感がある。</p> <p>(原文)</p> <p>Adequate means of detecting the neutron flux level of the reactor core and its 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.</p> <p>(修文例)</p> <p>Adequate means of detecting the neutron flux <u>to observe the reactor core power and its changes</u> shall be provided for the purpose of ensuring that there are no regions of the core in which the design limits could be exceeded.</p>
No.45	細かいことですが、「原子炉冷却系のどのバウンダリ」には、非安全系の間熱輸送系

6.6	<p>(2次冷却系)のバウンダリも含まれるのか。ここで損傷を回避すべきなのは、1次系(1次冷却材バウンダリ+カバーガスバウンダリ)と、設計に依存するが中間熱輸送系の安全系の範囲と考える。そのため、どこかで、本項で対象とするバウンダリの定義が必要と考える。</p>
-----	---

回答	
	<p>中性子束レベルにつきまして、ご意見を拝承し、以下のとおりとする。</p> <p><b>Adequate means of detecting the neutron flux level of the reactor core and its change</b>  炉心の中性子束レベルとその変化を検出する適切な手段を設け、</p> <p>「バウンダリの定義」について、ご意見を拝承し、Criterion47での回答と合わせて、Glossaryにて定義することとする。</p>

<b>Criterion 46: Reactor shutdown</b>	
Appropriate combination of active and passive 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.	
For design extension conditions, reactor shutdown capability by passive mechanisms shall be incorporated, in order to prevent severe core degradation.	
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.	
6.8. 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.	
6.9. The means for shutting down the reactor shall consist of at least two diverse and independent systems.	
6.10. At least one of the two different shutdown systems shall be capable, on its own, of maintaining the reactor subcritical by an adequate margin and with high reliability, even for the most reactive conditions of the reactor core.	
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.	
6.12. 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.	
<b>要件 46：原子炉の停止</b>	
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、動的機構と受動的機構を適切に用いて備えられなければならない。	
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、受動的機構が原子炉停止能力において適切に組み込まれていなければならない	
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、少なくとも2つの多様なかつ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若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	
No.46	確認：（報告書作成時には削除をお願いします。） 「in accident condition」の「accident」は、DBA（Design Basis Accident）の範囲であり、

	炉心損傷を含む一般的な accident ではないと理解している。
--	-----------------------------------

回答	
	最初の段落では、従前と同じ一般的な原子炉停止機能を要求する。また、いかなる状態においても本要求は達成が望まれるものであり、DBA/DEC を区別する必要はない。

◆ 委員意見	
要件 46 ; 原子炉の 停止	第 4 世代ナトリウム炉の SDC は、炉停止系に対して受動安全性の系統が追加で要求されていると思う。炉停止系に対する独立 2 系統の要求は従来からあるため、2 系統にさらに受動安全性の系統を追加することを明記したほうがわかりやすい。この基準では 2 系統のうち 1 系統が受動安全性であればよいとも読める

回答	
	<p>2 段落目「さらに、設計拡張状態に対して～」では、第 4 世代ナトリウム炉の SDC として、DEC 時のための受動的な炉停止機能を付加することを要求する。本要求は、共通要因故障を避けるための多様性として、受動的な炉停止機能を求めるものであり、系統数はここでは言及しない。</p> <p>クライテリア 46 の下位要求 (6.9) では「少なくとも 2 つの多様なかつ独立した系統」を要求しているため、系統数は 2 系統以上となることが要求となる。従って、能動 2 系統+受動 1 系統、能動 1 系統+受動 1 系統、能動 1 系統+ (能動+受動) 1 系統のような組み合わせが考えられる。例えば JSFR は能動 1 系統+ (能動+受動) 1 系統に該当する。また、本クライテリアにおいて受動的な安全を求めた目的は、原子炉停止系において能動 2 系統を超える信頼性を実現することであり、この目的に能動 1 系統+受動 1 系統はそぐわない (将来的に受動的な系統の信頼性が向上する、又は十分な信頼性が確認されれば、採用できる可能性がある)。</p>

◆ 委員意見	
要件 46	前段のプラントの運転状態及び事故状態 (設計拡張状態を含む) では動的装置及び受動的装置の組み合わせを要求し、後段では設計拡張状態のために受動的装置を要求している。後段で要求している受動的装置は前段のものと異なるものを用意せよとのことか否か明確にすべき。

回答	
	<p>拝承。要件 46 及び 6.9 を以下のように修正する。</p> <p><b>要件 46</b> 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</p>

とができることを確保するための手段が、動的機構と受動的機構を適切に用いて備えられなければならない。

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、の受動的あるいは固有安全特性による機構が原子炉停止能力において適切に組み込まれていなければならない。

要件 46 ~~Appropriate combination of active and passive~~ 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.

For design extension conditions, passive or inherent reactor shutdown capability ~~by passive mechanisms shall be incorporated provided, in order to prevent severe core degradation.~~

6.9 原子炉を停止するための手段は、動的機構と受動的機構を適切に用いて、少なくとも2つの多様なかつ独立した系統で構成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 with appropriate combination of active and passive mechanisms.

<b>Criterion 47: Design of reactor coolant systems</b>
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.
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.
6.13. Pipework connected to the <del>pressure</del> 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.
6.14. The design of the reactor coolant <del>pressure</del> boundary shall be such that flaws are very unlikely to be initiated, and any flaws that are initiated and propagate result in leak long before the flaws would grow to unstable size, thereby permitting the timely detection of coolant leakage.
6.14bis. 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.
6.14ter. Provisions shall be made to detect sodium leaks and to mitigate the consequence of sodium chemical reaction in case of postulated sodium leaks from the reactor coolant systems. The fundamental safety functions shall be maintained under severe sodium leak events considered in the design extension conditions.
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 <del>pressure</del> boundary could exhibit embrittlement are avoided.
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.
6.15ter. Flow and thermal disturbances, such as flow induced vibrations, shall be minimized to maintain the structural integrity of the reactor coolant system components.
6.16. The design of the components contained inside the reactor coolant <del>pressure</del> 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.
6.16bis. Sodium chemical reaction with working fluid such as water/steam shall be considered for the design of the secondary coolant system. Provisions to prevent/mitigate them shall be incorporated in the design:
(a) Provisions shall be made to detect the leak of the working fluid, to control the leak propagation, and to mitigate the leak accident when heat exchange system between sodium and working fluid is used.
(b) The fundamental safety functions shall be maintained under the postulated design extension conditions with severe chemical reaction between sodium and working fluid.
<b>要件 47：原子炉冷却材系の設計</b>
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、不適切な検査能力若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。
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。
6.13. 原子力発電所の原子炉冷却材系バウンダリ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され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。

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、また発生し伝播した欠陥はすべて、不安定なサイズになる十分前の冷却材漏えいに対し、それをタイムリーに検出できるように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。
6.14-3.	原子炉冷却材系からの想定されるナトリウム漏えいに対し、漏えい検出と化学反応の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。
6.15.	原子炉冷却材系の設計は、原子炉冷却材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.	原子炉冷却材系の構成要素は、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。
6.15-3.	原子炉冷却材系は、原子炉冷却材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。
6.16.	ポンプの羽根車と弁の部品のような、原子炉冷却材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.	ナトリウムと水/蒸気などの作動流体との化学反応への対応のため、2次冷却材系は、下記の防止・緩和対策に留意して設計されなければならない。
(a)	ナトリウム-作動流体間の熱交換システムが使用される場合は、作動流体の漏えいを検知し、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。
(b)	設計拡張状態として想定されるナトリウムと作動流体の激しい化学反応を伴う状態においても、原子炉の基本的な安全機能が維持されなければならない。

◆ 委員意見	
6.14-2	<p>「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くてはならない。」の表現は、各々が閉じた構造のように読める。</p> <p>誤解がないように下記等に訂正する。</p> <p>「原子炉冷却材バウンダリは原子炉カバーガスバウンダリと合わせて閉じた系を形成し、放射性物質の放出に対して障壁となる構造に設計されなくてはならない。」</p> <p>「カバーガスバウンダリ」は、「原子炉カバーガスバウンダリ」に統一。</p> <p>(「もんじゅ」設置許可申請書では。「原子炉カバーガス等のバウンダリ」)</p>

回答	
6.14-2	<p>拝承。6.14-2 を以下のように修正する。</p> <p><b>6.14-2.</b>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</p>

	<p>子炉冷却材バウンダリは原子炉とカバーガスバウンダリと合わせて閉じた系を形成しは、放射性物質の放出に対して障壁となるして閉じた構造に設計されなければならない。</p> <p><b>6.14-2. 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 designed to be leak tight-configuration. The reactor coolant boundary and the cover gas boundary shall be designed to be closed with the reactor cover gas boundary, and as a barrier against radioactive materials release.</b></p>
--	--

◆ 委員意見	
6章/47/6.16bis(a)	作動流体の漏えい検出と管理とあるが、ナトリウムの漏えい検出・管理も必要ではないか。
6章/47/6.16bis(b)	「基本的な安全機能の維持」とあるが具体的に書いたほうがよいのではないか

回答	
6章/47/6.16bis(a)	ここではナトリウム-作動流体間のバウンダリ破損について記載している。蒸気発生器のように、一般にはナトリウムに比べて作動流体側の圧力が高く、作動流体の方が漏えいすると考えられるためこのままとしたい。
6章/47/6.16bis(b)	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。

◆ 委員意見	
No.47	冷却材バウンダリについて、No.45と同じ。
No.47 6.14	欠陥に関して、設計だけではなく「製造」を加えるべきなのではないか。 (設計に含まれているのであればその限りではない)
No.47 6.15-3	流れに起因する「erosion」も加えるべきではないか。

回答	
No.47	No.45の回答と同様、「バウンダリの定義」はご意見を拝承し、Glossaryにて定義を明確にする。
No.47 6.14	「Criterion11 建設のための備え」に、「~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。」とあり、その中で読めるものと判断している。
No.47 6.15-3	6.15-3の“Flow and thermal disturbances,”及び「Criterion31 経年化管理」5.51「機器が保障されるべきすべての運転状態における、経年化や経年劣化の影響を十分に考慮しな



	ければならない」の中で読めるものと判断している。
--	--------------------------

<b>Criterion 49: Level of reactor coolant</b>	
Provision shall be made for controlling the level of the reactor coolant to ensure that specified design limits are not exceeded in operational states and that the cooling of fuel is maintained in accident conditions, with taking due account of volumetric changes for ensuring heat removal by coolant circulation.	
Guard vessels and guard pipes shall be equipped to maintain the sodium surface level of the primary coolant system necessary for decay 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 system piping.	
クライテリア 49：原子炉冷却材の液位	
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、運転状態において定められた設計限界を超えないこと、及び事故状態において燃料の冷却が維持される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次冷却材系ナトリウムの漏えい時において、崩壊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えい量を軽減化しなければならない。	

◆ 委員意見	
クライテリア 49	SFR において「ガードベッセル」の使用は不可避と思われるが、「外管」は一つの設計案と思われる。SDC に、明記するのは避けた方が良いと考える（例：「ガードベッセル等」）。

回答	
クライテリア 49	GIF におけるナトリウム冷却炉の対象にはループ型とプール型があり、両者を含める必要から、「配管」の記述は削除することとした。  この目的のため、 <u>1次冷却系配管の幾何学的配置により、1次冷却系バウンダリ配管損傷の際のナトリウム漏えい量を軽減化しなければならない。</u>

<b>Criterion 51: Decay heat removal system</b>
Means shall be provided for the removal of decay heat from the reactor core to an ultimate heat sink after in the reactor shutdown of the nuclear power plant in the operational states and accident conditions
For decay heat removal, means with diversity to the extent practicable shall be alternatively provided in design extension conditions.
6.18. The decay heat removal systems for cooling of the reactor core shall be such as to ensure that
(a) The design limits for fuel, the reactor coolant boundary and structures important to safety are not exceeded in the shutdown state of the nuclear power plant,
(b) The cooling of the fuel is restored and maintained under accident conditions at the nuclear power plant even if the integrity of the reactor coolant boundary is not maintained, and
(c) The function to transfer decay heat from items important to safety at the nuclear power plant to an ultimate heat sink shall be carried out with very high levels of reliability for all plant states.
6.19. The decay heat removal system shall be designed as follows:
(a) To provide diversity to the extent practicable and redundancy for suppressing common cause failure including external events.
(b) To prevent sodium freezing to avoid blockage of coolant circulation, and
(c) To provide detection and mitigation measures against postulated sodium leak events.
6.19bis. For design extension conditions, at least two means for decay heat transfer shall be provided with the conditions listed below. The means are provided for ensuring the prevention, and alternatively for the mitigation of core degradation.
(a) The cooling of the reactor core is capable even under long-term loss of all AC power supply condition,
(b) Passive mechanism is utilized to the extent practicable, and
(c) Ultimate heat sink for decay heat removal has diversity to the extent practicable.
<b>要件 51 : 崩壊熱除去系</b>
原子力発電所の停止状態の炉心から崩壊熱を取り除き最終除熱源へ導く手段を、運転状態及び事故状態に対して設置しなければならない。
崩壊熱除去のため、できる限りの多様性を伴った手段を、設計拡張状態での代換として備えなければならない。
6. 18. 炉心を冷却するための崩壊熱除去系手段は、次の事項を確保するようなものでなければならない。
(a) プラント停止状態において、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しなければならない。
(b) 原子炉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しなければならない。
(c) 崩壊熱を原子力発電所の安全上重要な機器から最終除熱源へ輸送する機能は、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。
6. 19 崩壊熱除去系は、以下のように設計されなければならない。
(a) 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、
(b) 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、
(c) 想定されるナトリウム漏えい事象に対して、適切な検知手段と緩和対策が提供されること。
6. 19-2. 設計拡張状態への対応のため、少なくとも 2 つの崩壊熱の輸送のための手段が、以下の条件にそって設けられなければならない。その手段として、防止を図るための手段と、著しい炉心崩壊に対しそれを緩和する手段が代換として用いられる。
(a) 長期の全交流電源喪失状態でも炉心冷却が可能なこと。
(b) 受動的熱除去能力が実用上可能な限り活用されていること。
(c) 崩壊熱除去のための最終的除熱源に関し、実用上可能な限り多様性を有すること。

◆ 委員意見	
6.19 bis. (a)	The cooling of the reactor core is capable⇒The cooling of the reactor core is <u>ensured</u>

回答	
	<p>拝承。以下のとおりとする。</p> <p><b>(a) The cooling of the reactor core is <u>ensured</u> capable even under long-term loss of all AC power supply condition,</b></p> <p><b>(a) 長期の全交流電源喪失状態でも炉心冷却が可能なこと。</b></p>

◆ 委員意見	
6.18(2 項)	「原子炉冷却材系のバウンダリ」⇒「原子炉冷却材バウンダリ」に訂正

回答	
	拝承。

◆ 委員意見	
No.51	diversity と alternatively に重複感がある。alternatively は不要ではないか。
No.51 6.19-2(c)	<p>最終ヒートシンクに多様性を持たせることの意味は、例えば、(1)大気、(2)その他、という意味であり、大気を使うことは同じだが、使い方（熱輸送の方法）が異なることは排除するものなのか。つまり、機械設計や方式は異なるが、最終ヒートシンクは共通して大気を利用する崩壊熱除去系の組み合わせは不十分なのか。</p>

回答	
	<p>拝承。該当箇所を削除する。</p> <p><del>崩壊熱除去のため、できる限りの多様性を伴った手段を、設計拡張状態での代換として備えなければならない。</del></p> <p><del><b>For decay heat removal, means with diversity to the extent practicable shall be alternatively provided in design extension conditions.</b></del></p> <p>その上で、6.19-2 を以下のように修正する。</p> <p><b>6.19-2. 設計拡張状態への対応のため、少なくとも 2 つの崩壊熱の輸送のための手段が、以下の条件にそって設けられなければならない。それらのうち少なくとも 1 つは、炉心損傷を伴うプラント状態において炉心冷却できること。その手段とし</b></p>

	<p>て、防止を図るための手段と、著しい炉心崩壊に対しそれを緩和する手段が代換として用いられる。</p> <p><b>6.19bis. For design extension conditions, at least two means for decay heat transfer shall be provided with the conditions listed below. <u>At least one of the means shall be capable of core cooling under plant conditions with core degradation.</u> <del>The means are provided for ensuring the prevention, and alternatively for the mitigation of core degradation.</del></b></p>
	<p>ここでは、最終ヒートシンク自体に多様性を確保することを要求している。例えば最終ヒートシンクがすべて「海水」である場合、津波による共通要因故障によって全機能喪失する恐れがあるため、「大気」系のヒートシンクを備えておくことが有効である。なお、海水や河川の水は失われる可能性があるのに対して、大気が失われることはないため、共通要因故障対策に十分配慮して、最終ヒートシンクを大気のみとする設計を否定するものではない。</p>

◆ 委員意見	
<p>クライテリア 51</p>	<p>「できる限りの多様性」「実用上可能な限り多様性」を「実用可能な範囲において」に代える。</p> <p>あるいは単に「多様性」とする(to the extent practicable を削除) (理由)適切な日本語に代える。現状表現であれば実用上可能な範囲でできるだけ多くの種類の多様性を備えるべきと解釈され、実用的でない。</p>

回答	
	<p>拝承。日本語訳を「実用可能な範囲において」に修正する。物理的に不可能な場合を除外するため「to the extent practicable」は残すこととする。</p>

Criterion 56: Isolation of the containment	
Each line that penetrates the containment at a nuclear power plant as part of the reactor coolant <del>pressure</del> 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 leaktightness of the containment is essential to preventing radioactive releases to the environment that exceed acceptable limits.	
6.22. Lines that penetrate the containment connected directly to the containment atmosphere shall be fitted with at least two adequate containment isolation valves or check valves arranged in series <sup>11</sup> , 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. <sup>24</sup> Each line that penetrates the containment and is neither part of the reactor coolant <del>pressure</del> 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. <sup>23</sup> Exceptions to the requirements for containment isolation stated 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.	
要件 56：格納容器の隔離	
格納容器の気密性が、許容値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に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、格納容器を貫通し格納容器の雰囲気に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. 格納容器を貫通するが、原子炉冷却材バウンダリの一部でもなく、格納容器雰囲気に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, 6. 23 で述べられた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、若しくは 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により、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。	

◆ 委員意見	
6.23	「原子炉冷却材バウンダリの一部でもなく」⇒「原子炉冷却材バウンダリあるいは原子炉カバーガスバウンダリの一部に接続されていない配管の内」

回答	
	コメントの主旨を拝承。以下のように修正する。  <b>6.23.格納容器を貫通するが、原子炉冷却材圧力バウンダリあるいは原子炉カバーガスバウンダリ</b> の一部でもなく、格納容器雰囲気に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。

	<p><b>6.23. Each line that penetrates the containment and is neither part of the reactor coolant <del>pressure</del> boundary nor <u>the reactor cover gas boundary</u> and is <u>not</u> connected directly to the containment atmosphere shall have at least one adequate containment isolation valve.</b></p> <p>また、要件 56 の本文も以下のように修正する。</p> <p>格納容器の気密性が、許容値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や原子炉カバーガス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。</p> <p><b>Each line that penetrates the containment at a nuclear power plant as part of the reactor <del>pressure</del> coolant boundary <u>and the reactor cover gas boundary</u> or that is connected directly to the containment atmosphere shall be automatically and reliably sealable in the event of an accident in which the leaktightness of the containment is essential to preventing radioactive releases to the environment that exceed acceptable limits.</b></p>
--	--

◆ 委員意見	
クライテリア 56 6.22	「格納容器バイパス」を「漏えい」とする (理由)適切な日本語に代える

回答	
	ここでは、格納容器を貫通する配管をリークパスとして放出される放射性物質を対象としており、格納容器の壁面等をリークパスとする放射性物質の「漏えい」と区別するため、現状の表現のままをしたい。なお、「格納容器バイパス」という用語は原子力学会標準等で一般に使用されている。

<b>Criterion 58: Control of containment conditions</b>	
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.	
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.	
6.28. 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. 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.	
6.29. Design features to control fission products, sodium and other substances that might be released into the containment shall be provided as necessary:	
(a) To reduce the amounts of fission products that could be released to the environment in accident conditions;	
(b) to prevent or mitigate sodium combustion and sodium-concrete reaction in the containment atmosphere in accident conditions so as to prevent thermal, deflagration or detonation loads that could challenge the integrity of the containment.	
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.	
<b>要件 58：格納容器の状態の管理</b>	
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、液体若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、耐圧構造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、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。格納容器からの熱除去機能を遂行するシステムは、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、ナトリウム水素、酸素及び他の化学種を制御する設計方策が、必要に応じて提供されなければならない。	
(a) 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。	
(b) 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熱やデフラグレーションまたはデトネーションによる負荷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ためのものである。	
6. 30. 格納容器系内の機器と構造物の覆い、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。	
<b>◆ 委員意見</b>	
6.29	「水素、酸素」の削除



回答	
	<p>拝承。Na-コンクリート反応で発生し得る水素は残し、酸素は削除する</p> <p><b>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、<u>水素</u>–<u>酸素</u>及び他の化学種を制御する設計方策が、必要に応じて提供されなければならない。</b></p> <p><b>6.29. Design features to control fission products, sodium, <u>hydrogen</u> and other substances that might be released into the containment shall be provided as necessary: (英文は削除済み)</b></p>

◆ 委員意見	
No.58 6.29	この設計方策について、動的／静的や多重性／多様性（冗長性）の要求は不要なのか。

回答	
	<p>これらの設計方策に対する動的/静的の選択は、設計依存と考えられるため、陽には要求していない。また、クライテリア 23～25 において、安全上重要な設備に多重性や多様性を求めており、格納容器の状態を管理する設計方策は安全上重要な設備に該当することから、上位（クライテリア 23～25）の要求で読めるという認識である。なお、最終ヒートシンクや崩壊熱除去系については、福島第一原子力発電所事故を背景に、多重性や多様性を持たせることが特に重要であるという観点から、陽に要求を記載した。</p>

<b>Criterion 59: Provision of instrumentation</b>	
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.	
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.	
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.	
<b>要件 59 : 計装設備</b>	
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。	
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それに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。	

<b>◆ 委員意見</b>	
クライテ リア 59 :	SDC では、深層防護レベル 4 の強化が特徴であるためシビアアクシデント用（特に格納容器内事象まで進展してしまったシビアな状況を考慮して）計測については可搬式を含めた追加設備（ロボットなど）の準備も考慮した方が良いと思う。

<b>回答</b>	
	クライテリア 59 では、「事故時」においてプラント状態を監視することを要求しており、これにはシビアアクシデント状態も含まれている。可搬式計装の導入は要求を満たすための具体的な方策として位置付けられるため、SDC の要件とはしない方針である。

<b>Criterion 68: Emergency power supply</b>	
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.	
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.	
6.44. The means to provide emergency power shall have diversity to the extent practicable and redundancy for suppressing 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.	
6.45. The design basis for any diesel engine or other prime mover <sup>12</sup> that provides an emergency power supply to items important to safety shall include:	
(a) the capability of the associated fuel oil storage and supply systems to satisfy the demand within the specified time period;	
(b) the capability of the prime mover to start and to function successfully under all specified conditions and at the required time;	
(c) auxiliary systems of the prime mover such as coolant systems.	
<b>要件 68：非常用電源供給系</b>	
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、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。	
(a) 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	
(b) 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	
(c) 冷却系などの主駆動源の補機系	

<b>◆ 委員意見</b>	
No.68 6.44	非常用電源（交流、直流を問わず）の発電機を駆動する動力としての、水、蒸気、ガスタービン、ディーゼル、バッテリーが全て or で結ばれているのか（どれか一つ備えていればよいのか）が不明な文章である。

<b>回答</b>	
	非常用電源に冗長性及び実用上可能な限り多様性を持つことを明確に要求しており、どれか一つ備えていれば良いということは意図していない。電源の例として、ガスタービンやディーゼルエンジン等を挙げている。英語表現は IAEA SSR 2/1 を基にしている。

◆ 委員意見	
クriteria 68 6.44	「できる限りの多様性」「実用上可能な限り多様性」を「実用可能な範囲において」に代える。 あるいは単に「多様性」とする(to the extent practicable を削除) (理由)適切な日本語に代える。現状表現であれば実用上可能な範囲でできるだけ多くの種類の多様性を備えるべきと解釈され、実用的でない。

回答	
	拝承。日本語訳を「実用可能な範囲において」に統一する。要件の趣旨は「現実的に可能な範囲で、実効性のある対策を設けること」であると考えている。なお、物理的に不可能な場合を除外するため「to the extent practicable」は残すこととする。

<b>Criterion 74: Fire protection systems</b>	
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.	
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.	
6.51. 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.	
6.52. Fire detection systems shall be designed to provide operating personnel promptly with information on the location and spread of any fires that start.	
6.53. 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.	
6.54. 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.	
<b>要件 74 : 消火系</b>	
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、特に格納容器内や制御室内では、可能な限り不燃性または難燃性の材料と耐熱性の材料を使わなければならない	

<b>◆ 委員意見</b>	
クライテ リア 74	通常火災消火とナトリウム燃焼消火を分けた記載にすべきと考えます。また、ナトリウムエアロゾルには NaOH など人体に影響があるものもあるため、その対策も別途記載がひつようではないでしょうか。

<b>◆ 委員意見</b>	
6 章/74/	ナトリウム漏えいによる火災について、通常の火災と区別して注意喚起しては如何か。理由:ナトリウム火災は 6.50 の“fire events of the various types that are postulated”から読み取ることができるが、本要件及追隨する項目は火災防護の一般要件として書かれているためにナトリウム火災の認識は強くない。例えば、“fire events of the various types, including sodium fires, that are postulated”とすることで、火災防護系の設計時の注意喚起となるのではないか。

◆ 委員意見	
消火系	<ul style="list-style-type: none"> <li>● ナトリウム火災に関する要求が、数か所に分かれて、新たに記載されている（プラントシステム設計、崩壊熱除去系、格納容器、圧力バウンダリ、冷却系等）。これはこれで良いが、消火系に関する要求が軽水炉のものと同じになっている。</li> <li>● SFR の基本特性に応じた安全アプローチは、明記するという方針なので、何か書くべきはないか。特に、火災消火の実地可能性の観点から、DEC 対策として格納容器内であってもナトリウムを大量放出させる設計（例えば、炉外コアキャッチャー等）を避けるの等についての文言。（場所は消火系でなくても良いが）</li> </ul>

回答	
	<p>拝承。6.50 を以下のように修正する。</p> <p><b>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（ナトリウム火災を含む）に安全に対処できるものでなければならない。</b></p> <p><b>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, <u>including sodium fires</u>, that are postulated.</b></p> <p>また、6.54-2 として以下を追記する。</p> <p><b>6.54-2.ナトリウム火災により発生するナトリウム化合物から、人体を保護する対策を備えなければならない。</b></p> <p><b>6.54bis. <u>Adequate means of protecting the human body from sodium compounds generated by sodium fires shall be provided.</u></b></p> <p>なお、格納容器内へのナトリウム大量放出を許容するか否かは、設計依存と考える。クライテリア 58（格納容器の状態の管理）にて、ナトリウム放出の防止又は緩和は要求しているため、このままの表現としたい。</p>

<b>Criterion 80: Fuel handling and storage systems</b>
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 in operational states and accident conditions.
6.64. The design of the plant shall incorporate appropriate features to facilitate the lifting, movement and handling of fresh fuel and spent fuel.
6.65. 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.
6.66. The fuel handling and storage systems for irradiated and non-irradiated fuel shall be designed:
(a) 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;
(b) To permit inspection of the fuel;
(c) To permit maintenance, periodic inspection and testing of components important to safety;
(d) To prevent damage to the fuel;
(e) To prevent the dropping of fuel in transit;
(f) To provide for the identification of individual fuel assemblies;
(g) To provide proper means for meeting the relevant requirements for radiation protection;
(h) 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.
6.67. In addition, the fuel handling and storage systems for irradiated fuel shall be designed:
(a) To permit adequate removal of heat from the fuel and monitoring its status in operational states and in accident conditions including the long-term loss of all AC power supplies;
(b) To prevent the dropping of spent fuel in transit;
(c) To prevent causing unacceptable handling stresses on fuel elements or fuel assemblies;
(d) To prevent the potentially damaging dropping on the fuel of heavy objects such as spent fuel casks, cranes or other objects on the fuel;
(e) To permit safe keeping of suspect or damaged fuel elements or fuel assemblies;
(f) To control levels of soluble absorber if this is used for criticality safety;
(g) To facilitate maintenance and future decommissioning of fuel handling and storage facilities;
(h) To facilitate decontamination of fuel handling and storage areas and equipment when necessary;
(i) 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;
(j) To facilitate the removal of fuel from storage and its preparation for off-site transport.
6.68. For reactors using a water pool system for fuel storage, the design of the plant shall include the following:
(a) Means for controlling the temperature, water chemistry and activity of any water in which irradiated fuel is handled or stored;
(b) Means for monitoring and controlling the water level in the fuel storage pool and means for detecting leakage;
(c) Means for preventing the uncovering of fuel assemblies in the pool in the event of a pipe break (i.e. anti-siphon measures).
(d) 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.
(e) means to provide adequate heat removal from the fuel and monitoring its status in operational states and in accident conditions including the long-term loss of all AC power supplies.

6.68bis. For reactors using a sodium tank system for fuel storage, the design shall include the following:
(a) means for controlling the temperature, chemistry and activity of any sodium in which irradiated fuel is handled or stored;
(b) means for monitoring and controlling the sodium level in the fuel storage tank and for detecting leakage;
(c) means to prevent the uncovering of fuel assemblies in the tank in the event of a leakage.
(d) means to provide adequate heat removal from the fuel and monitoring its status in operational states and in accident conditions including the long-term loss of all AC power supplies.
<b>要件 80：燃料取扱及び貯蔵系</b>
原子力発電所の燃料の取扱及び貯蔵系は、運転状態及び事故状態において、燃料の取扱と保管において燃料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. プラントの設計は、新燃料、使用済燃料及び放射性廃棄物の吊上げ、移動及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. プラントの設計は、燃料若しくはキャスクの輸送中、または燃料若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. 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。
(a) 最適減速条件下にあっても、物理的な方法若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と望ましいが、所定の裕度をもって臨界を防止する。
(b) 燃料を検査することができる。
(c) 安全上重要な機器の保守、定期検査及び試験を行うことができる。
(d) 燃料の損傷を防止する。
(e) 移動中の燃料の落下を防止する。
(f) 個々の燃料集合体を識別する方法を備える。
(g) 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。
(h) 核燃料の損失、若しくは核燃料の管理を妨げることを防止するために、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 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
(a) 運転状態及び長期間にわたる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。
(b) 移動中の使用済燃料の落下を防止する。
(c) 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。
(d) 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の上に落下して起こる可能性のある損傷を防止する。
(e) 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。
(f) 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。
(g) 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。
(h) 必要に応じて、燃料取扱及び貯蔵の区域や設備の除染を容易にする、
(i) 原子炉から取り出した全ての燃料は、計画した炉心管理の方法及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。
(j) 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. 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。
(a) 照射済み燃料をその中で取扱いた貯蔵する水の温度、水化学、及び放射能を管理する手段
(b) 燃料貯蔵プールの水位を監視した管理する手段、及び漏えいを検知する手段
(c) 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）



(d) 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
(e) 運転状態及び長期間にわたる全交流電源喪失を含む事故において、燃料の熱の適切な除去とモニタリングの方法。
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。
(a) 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。
(b) 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の方法
(c) 漏えい事象時にタンク内の燃料集合体露出を防ぐ方法。
(d) 運転状態及び長期間にわたる全交流電源喪失を含む事故において、燃料の熱の適切な除去とモニタリングの方法。

◆ 委員意見	
6.67(a)	「冷却材循環機能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。」を追加する。

回答	
	<p>拝承。6.68-2 に以下を追記する。</p> <p><b><u>6.68-2.(e) 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方法。</u></b></p> <p><b><u>6.68bis.(e) means to prevent sodium freezing to avoid blockage of coolant circulation.</u></b></p>

### 4.3.3. 自由記述意見及び回答

#### 1) 1章及び2章について

◆ 委員意見
・ 1章及び2章は、3章以降に比べて英文が読みにくいので、もう少し練った方が良い。

回答
拝承。第1章、第2章の英文についてのご意見を踏まえ修正した。

◆ 委員意見
全般
・ SDC 第3次素案が逐一 IAEA 安全設計要件 SSR2/1 と対比して提示されたことで、比較検討がより容易になった。事務局のご苦勞に感謝する。
・ 安全設計のための要件は、安全上重要な機器設備等の所謂安全性能を規定するものであって、具体的な設計方法を示すものではないと思われる。SDC のために SSR2/1 から変更・追記された要件の中にはこの観点に抵触するものが見受けられ、今後の検討を期待する。

回答
拝承。「全般」に対するご意見を踏まえ、今後検討する。

◆ 委員意見
2章
・ 第4世代の原子炉がより安全であるための設計の基本原則は理解するが、それに伴う具体的な設計要求が未だに明確に見えない。
・ 2章で書かれていることは既に SSR2/1 にもあり、新たな要件はナトリウム冷却炉としての特徴に起因する考慮のみに見える。ナトリウム冷却炉として特筆すべき安全要件は、それらの実現によって当該炉が軽水炉の安全性を上回ると保証するものではない。
・ SSR2/1 より安全であるための具体的要件を明確に示し、それで十分であることを示して欲しい。

回答
「2章」に対するご意見として、具体的な設計要求については、第6章の個別系統への要求及び付録で DEC に対する考え方の追加説明を行う予定である。
SSR2/1 に対して新たに強化される部分は、特に深層防護の第4層に対し、その防止と緩和対策を系統・機器へのクライテリアの中で具体的に記載することで明示的に求める点にある。

## 2) 要件 20 及び DEC の考え方について

◆ 委員意見
・ 資料 5-7 設計拡張状態の考え方について 3. SFR で考慮すべき設計拡張状態事象シーケンスの類型化により ATWS,LORL,PLOHS とする説明としたらどうか。

回答
PSA を参考として、事象シーケンスを類型化して設計拡張状態を設定することを追記する。

◆ 委員意見
・ 資料 5-7 「設計拡張状態の考え方について」(参考) P2 下 3 行 「検証された解析コードの計算結果」の表現は、現在解析関係では ASME をはじめ盛んに V&V (Verification and Validation) が議論されている。表現としては、「検証及び確認された解析コードの計算結果」を提案する(「確認」は、「妥当性確認」の表現が適切かもしれないが、少し長くなってしまう)。

回答(修正案)
「検証・妥当性確認された解析コードの計算結果」とする。

◆ 委員意見
・ 要件 20 はプラントの設計拡張状態を設定し、それらの防止及びそれらが発生した場合の緩和対策のための設計に使用すべきと言う、一般プラント設計の要件である。しかしながら、本要件に追記された一連の項目は、どれも固有のシステム(格納、炉停止及び熱除去)の性能要求であり、収まりが悪い。 ・ 書くのであれば、それぞれ関連するシステムの項に事故時の性能要求として追記してはいかか。

回答
重要な点については必要に応じて繰り返し記述する、という記載方針に基づき、要件 20 にも記載している。個別分散的に記載した場合に主旨が理解しづらくなる面もあると考える。  要件 20 における SFR に対する DEC 要件は、クライテリア本文から、パラグラフ 5.31-2 として、他の要件とともに記述の整理を行っている。 <b>In order to eliminate the need for the emergency evacuations, severe core degradation shall be prevented/mitigated to ensure the containment function. Also, accidents such as the one resulting in significant radioactive material release during fuel handling and storage shall be prevented, and a function to mitigate its consequences shall be provided as well.</b> <del>Since a fast reactor core is not in the most reactive configuration, the built-in design features for prevention and mitigation of severe accidents shall be included in the design as additional measures against failure of active reactor shutdown systems for consideration of design extension conditions.</del> <del>The mitigation provision to avoid large mechanical energy release during the course of the postulated DEC including core disruptive accidents shall be incorporated in the safety design for maintaining the</del>

**functions of reactor coolant boundary and containment.**

**~~Means for decay heat removal after reactor shutdown shall be alternatively provided in design extension conditions.~~**

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の発生防止/影響緩和を行い、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大規模な放出を生じるよう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、シビアアクシデントの防止及び緩和のための方策が取り入れられなければならない。~~

~~炉心損傷事象を含む想定される DEC での事象進展において生じうる大規模な機械的エネルギー放出に関し、これを回避するための緩和対策が、原子炉冷却材バウンダリ及び格納機能の維持のための安全設計において取り入れられなければならない。~~

~~原子炉停止後の崩壊熱除去のため、設計拡張状態における方策が代換として備えられなければならない。~~

5.31bis. Since a fast reactor core is not in the most reactive configuration, the following built-in design features for prevention and mitigation of severe accidents in the postulated design extension conditions shall be incorporated:

(a) Additional reactor shutdown measures against failure of active reactor shutdown systems,

(b) Mitigation provision to avoid large mechanical energy release during the course of the core degradation progression,

(c) Means for decay heat removal of the degraded core, and

(d) Containment capability of enduring thermal and mechanical loads involved with severe accidents.

5.31-2. 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、想定される設計拡張状態としてのシビアアクシデントに関し、その防止及び緩和のために次の対策が安全設計において取り入れられなければならない。

(a) 能動的炉停止失敗事象に対応するための原子炉停止機構の追加

(b) 炉心損傷事象進展において生じうる大規模な機械的エネルギー放出に関し、これを回避するための緩和対策

(c) 損傷した炉心から崩壊熱を除去する方策

(d) 熱的及び機械的負荷に耐えられる格納容器

◆ 委員意見

・ 前回会合（4月）での地震に関する DEC についての検討は、非常に重要。軽水炉の例で示されるように、個々の SSC の耐震性能は、一般に格納容器や原子炉本体のような構造物は非常に高くすることが容易である一方、動的機器や電源設備等では、それが難しい。よって、ある震度以上では何も対策を考えられないという考え方ではなく、耐震性能が極めて高い機器（主に、構造物等の受動的な機器）と AM を中心とした対策を考えるべき。特に、軽水炉の場合、耐圧構造の面から、あまり意図せずに大きな耐震余裕が生じている面があるので、耐圧構造の要求のない SFR の場合は、地震に対する DEC の検討から、意図的に、各 SSC の耐震性能を要

求する必要がある。

- ・ つまり、現在の日本の耐震重要度分類を、設計レベルでは、より細かくするような考え方が重要。
- ・ 一般に外部ハザードの不確かさは極めて大きいことから、AMも考慮して、合理的に頑強な安全設計・対策を行うことが重要。これも福島事故の教訓の一つ（例えば、津波に対する防波堤高さ）。
- ・ これらを SDC にいかに反映させるかについては、今後、具体的な検討をいくつか行っているうちに、明確になることを期待。

#### 回答

建屋免震を採用しているプラント概念では、免震装置の裕度がシステム全体の信頼性に対して支配的となる面があるが、免震装置の裕度内において、設備によって耐震裕度に違いが出てくるため、上記を考慮して検討を進める。

ご指摘のとおり、プラントシステムの特徴を踏まえて合理的に頑強な安全設計を行うとともに、AM も検討していく。

#### 4.4. 福島第一原子力発電所の事故の教訓と SDC への反映事項

第3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。その中で、日本国政府の報告書<sup>43),44)</sup>、米国 NRC の NTFF による勧告<sup>83),84)</sup>については、その分析と SDC 素案への反映事項の摘出は、既に昨年度の報告書<sup>26)</sup>にて実施しており、その成果は既に現時点の SDC 素案に反映されている。

そこで、本年度は、原子力安全委員会における安全審査指針類の改訂 並びに 原子力安全・保安院が取りまとめた福島第一原子力発電所事故の技術的知見 及び シビアアクシデント対策規制の基本的考え方について、現時点での SDC 素案との対応を調べることにする。

##### 4.4.1. 安全審査指針類の改訂

第3.2.1.2 節で述べたように、原子力安全委員会は、「安全確保の基本原則」及び「想定を超える津波に対する安全確保」について外部有識者との意見交換を踏まえて検討するとともに、原子力安全・基準指針部会から設計指針、耐震指針等の見直しに係る検討報告を受けた。

2011 年 10 月 20 日に原子力安全委員会決定とされた「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策について」<sup>50)</sup>には、主に安全確保の基本的考え方が記載されており、具体的な技術的要件は書かれていない。SDC よりも、むしろその 1 段階上のレベルの安全原則（例えば、IAEA 基本安全原則 SF-1<sup>16)</sup>）に相当する。なお、同決定文で強調されている、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」に対しても安全確保策を強化することは、SDC 素案と一致した理念である。2012 年 8 月 20 日現在、まだ原子力安全委員会にて報告はなされていない「深層防護」についても、SDC より 1 段階上のレベルの安全原則に相当するが、SDC 素案と矛盾はない。

2012 年 3 月 12 日に原子力安全委員会が取りまとめた「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について(想定を超える津波に対する原子炉施設の安全確保の基本的考え方)」<sup>54)</sup>については、設計基準を超える事象に対する対応の基本概念は SDC 素案と同一であるが、同文書に記載されている具体的な対応策は SDC より下位のガイドのレベルに相当する。また、2012 年 3 月 22 日に原子力安全委員会に対し報告された耐震指針等の改訂案<sup>60)</sup>についても、やはり SDC より下位のガイドのレベルに相当する。

2012 年 3 月 22 日に原子力安全委員会に対し報告された安全設計審査指針の改訂案<sup>60)</sup>においては、第3.2.1.2 節で述べたように、全交流電源喪失対策として以下の3つの基本的考え方

- (iv) 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。
- (v) 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。
- (vi) 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。

が挙げられ、具体的な改定案として以下の要求が追加されている。

- (i)に対する具体策
  - 指針 48「電気系統」にて、外部電源・非常用所内電源設備からの受電の信頼性向上と非常用所内電源設備の共用禁止を要求。
- (ii)に対する具体策
  - 指針 27「電源喪失に対する設計上の考慮」にて、非常用電源とは独立した代替電源の設置を要求。
- (iii)に対する具体策
  - アクシデントマネジメント策(AM 策)として考慮するため、指針には記載せず。

指針 48「電気系統」の新規要求に対応するものとして、既に SDC 素案では、「68：非常用電源供給系」にて、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要求し、「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」にて、安全系に対し、安全の強化に寄与しない限り、複数のユニット間で共用の禁止を要求している。なお、指針 48 に含まれる「外部電源からの受電の信頼性向上」については、主に敷地外の設備に対する要求であることから、サイト内の開閉所設備の対策を除き SDC の対象範囲外と考えられる。

指針 27「電源喪失に対する設計上の考慮」に対応するものとしては、まず、「17：内的危険事象及び外的危険事象」にて長期間にわたる全交流電源喪失に対する設計上の考慮を要求し、かつ、「68：非常用電源供給系」にて、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要求している。その上で、「51：崩壊熱除去系」及び「80：燃料取扱・貯蔵系」にて長期の全交流電源喪失下での炉心冷却及び EVST・燃料プール冷却を要求し、「59：計装設備」及び「80：燃料取扱・貯蔵系」にて、事故状態においても計装設備が機能維持されることを要求している。なお、具体的対処策である「代替電源」については、SDC よりも下位レベルのガイドにて規定すべきと考える。

LUHS 対策については、2012 年 3 月 22 日に原子力安全委員会に対し報告された安全設計審査指針の改訂案<sup>60)</sup>では指針の改定案までは提示されていないが、その基本的考え方(第 3.2.1.2 節参照)は、現行の SDC 素案で対応されていると考えられる。

具体的には、「24：共通要因故障」にて共通要因故障の考慮を要求した上で、「20. 設計拡張状態」にて設計基準を超える事象に対し原子炉停止後の崩壊熱除去のための代替方策を要求し、「51：崩壊熱除去系」にて、崩壊熱除去系に対し、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、できる限りの多様性を伴った代替手段を要求している。また、「51：崩壊熱除去系」では、以下の条件を満たす崩壊熱輸送手段を少なくとも2つ要求している。

- ・ 長期の全交流電源喪失下での炉心冷却
- ・ 受動的な熱除去能力
- ・ 最終ヒートシンクの実用上可能な限りの多様性

また、EVST・燃料プールに対しても、「80：燃料取扱・貯蔵系」にて、運転状態及び長期間にわたる全交流電源喪失を含む事故において、燃料の熱の適切な除去とモニタリングの手段を要求している。

#### 4.4.2. 福島第一原子力発電所事故の技術的知見

第 3.2.1.3 節で述べたように、原子力安全・保安院は、福島第一原子力発電所事故から得られる教訓を今後の原子力安全に役立てる観点から、2012年3月28日に「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」（以下、「技術的知見について」）を取りまとめた<sup>69)</sup>。

「技術的知見について」では、2012年3月時点までに判明している事実関係及び経緯を基に、事故の発生及び事象進展についてシーケンスに沿って技術的課題が分析され、それを踏まえ、今後の規制に反映すべき事項として、5項目の対応目標、18項目の技術的要件、30項目の技術的対策が取りまとめられている。要求のレベルでいうとSDCの安全要件に相当するものは「技術的要件」であり、「技術的対策」は、SDCよりも下位のガイドのレベルに相当する。

「技術的知見について」に記載されている図「対応の方向性（ポイント）」にならって、SDC素案の安全要件を事象進展に応じて整理したものが図8である。このように、SDC素案では、事故シーケンスに応じて適切な安全要件が要求されていることが確認された。

「技術的知見について」の「技術的要件」に対して、SDC素案への反映事項を抽出したものが表12である。SDCの対象外と考えられるもの以外、必要となる事項は既にSDC素案の安全要件にて対処されていることが確認された。

以下、その要点を述べる。

##### **【目標1】地震等による長時間の外部電源喪失の防止**

##### **【要件1】原子力発電所の外部電源の信頼性向上**

「技術的知見」では、東北地方太平洋沖地震に際し、交流電源確保の成否による原子力発電所の安全確保に大きな差異があったことから、シビアアクシデントのリスク低減及び事故後の復旧作業容易化に向けた外部電源の信頼性向上を要求し、求められる技術的対策として、「外部電源



システムの信頼性向上」と「変電所設備の耐震性向上」を挙げている。

しかしながら、これらは敷地外の設備に対する要求であることから、SDC の対象範囲外と考えられる。

### 【要件 2】原子力発電所の開閉所設備の耐震性向上

「技術的知見」では、開閉所の遮断器及び断路器の地震による損傷が外部電源喪失の一因であったことから、原子力発電所の開閉所設備の耐震性向上を要求している。

SDC 素案では、「17: 内的危険事象及び外的危険事象」において、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している。開閉所設備等に対する具体的な対処策については、SDC よりも下位のガイドのレベルに相当するので、SDC 素案には記載しないこととする。

### 【要件 3】外部電源の復旧の迅速化

「技術的知見」では、東海第二原子力発電所では外部からの送電再開まで数日以上要したことから、地震等により損傷した外部電源設備の復旧を迅速化するように要求し、事故対応マニュアル等の整備を対策として挙げている。

これは、安全設計というよりも AM 策であるので、SDC の対象外と考えられる。

## 【目標 2】共通要因による所内電源の機能喪失防止／非常用電源の強化

### 【要件 4】所内電気設備の共通要因故障による機能喪失の防止

「技術的知見」では、低層階のほとんどの電気設備が被水等により機能喪失したこと、同一建屋の同一階の機器が津波による被水・水没で同時に機能停止したこと、さらに、津波による共通要因故障で、1～4 号機間を通じて電気設備が機能喪失したことを踏まえ、非常用電気設備の十分な多様性・独立性を確保すること 及び 電気系統のどの階層(M/C、P/C、MCC 等)においても同様の故障で電気系統全体が機能喪失することを防止することを要求している。

SDC 素案では、まず、「17: 内的危険事象及び外的危険事象」にて、プラント設計にお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の回避を要求し、かつ、外部事象を起因として生じる長期間にわたる全交流電源喪失に対する設計上の考慮を要求している。その上で、「24. 共通要因故障」にて共通要因故障への考慮を要求し、「68：非常用電源供給系」にて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要求している。

### 【要件 5】非常用交流電源の強化

「技術的知見」では、非常用ディーゼル発電機が津波により機能喪失したこと等を踏まえ、非常用交流電源について更なる多重性と多様性の強化を要求している。

SDC 素案では、「68：非常用電源供給系」にて、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要求している。電源車を配備したり、空冷の非常用発電機を配備したりする等の具体策については、SDC よりも下位のガイドのレベルに相当するので、SDC 素案には記載しないこととする。

### 【要件 6】非常用直流電源の強化

「技術的知見」では、直流電源喪失によりプラント状態を把握する計器類が機能停止したこと等を踏まえ、蓄電池の大容量化を含めた抜本的な非常用直流電源の強化を要求している。

SDC 素案では、まず、「68：非常用電源供給系」にて、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要求し、その上で、「59：計装設備」にて炉心、冷却材系及び格納容器系について、「80：燃料取扱・貯蔵系」にて EVST・燃料プールについて計装設備の機能維持を要求している。

なお、「技術的知見」では、非常用直流電源の機能維持の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 SSR2/1 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。

### 【要件 7】事故時・事故後の対応・復旧の迅速化

「技術的知見」では、P/C や電源車等から仮設の配電盤やケーブル等の敷設に長時間を要したことを踏まえ、マニュアル整備や復旧作業用の必要資機材の備蓄等を要求している。

これは、安全設計というよりも AM 策であるので、SDC の対象外と考えられる。

### 【目標 3】冷却注水機能喪失の防止

#### 【要件 8】初期対応における的確な判断

「技術的知見」では、1号機にて炉心状態の把握の遅れが操作の遅れに直結したこと等を踏まえ、全電源喪失時など対応時間に余裕のない状態(特に崩壊熱の大きい初期など)において、的確

な判断を行えるハードとソフトを用意するよう要求している。

SDC 素案では、ハード対策として、「17: 内的危険事象及び外的危険事象」にて、外部事象を起因として生じうる、長期間にわたる全交流電源喪失に対する設計上の考慮を要求している。ソフト対策は AM 策に含まれるので、SDC の対象外と考えられる。

#### 【要件 9】 冷却設備の共通要因故障による機能喪失の防止

「技術的知見」では、津波により電源や補機冷却系の海水ポンプが機能喪失し、原子炉冷却系の多くが機能喪失したことを踏まえ、水源、補機、残留熱除去系、最終ヒートシンク等の関連機器を含めた冷却設備全体の多様性及び独立性の確保を要求している。

SDC 素案では、「24: 共通要因故障」にて共通要因故障の考慮を要求した上で、「20. 設計拡張状態」にて設計基準を超える事象に対し原子炉停止後の崩壊熱除去のための代替方策を要求し、「51: 崩壊熱除去系」にて、崩壊熱除去系に対し、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、できる限りの多様性を伴った代替手段を要求している。また、「51: 崩壊熱除去系」では、以下の条件を満たす崩壊熱輸送手段を少なくとも 2 つ要求している。

- ・ 長期の全交流電源喪失下での炉心冷却
- ・ 受動的な熱除去能力
- ・ 最終ヒートシンクの実用上可能な限りの多様性

#### 【要件 10】 注水機能の強化

「技術的知見」では、シビアアクシデント時に迅速に注水できるよう、隔離弁・主蒸気逃がし安全弁の動作確実性の向上と代替注水機能の強化を要求している。

ナトリウム冷却高速炉では、水冷却炉と異なり、原子炉への注水は実施せず、崩壊熱除去系の信頼性確保により対応することになるため、本要件は【要件 9】に含まれることになる。

#### 【要件 11】 使用済燃料貯蔵における異常時の除熱性能の確保

「技術的知見」では、冷却浄化系配管の損傷により使用済燃料プールの冷却・水補給機能喪失したこと、津波による海水系の機能喪失で水冷冷却機能復旧に長時間を要したことを踏まえ、使用済燃料プールの冷却・給水機能の信頼性向上を要求している。

SDC 素案では、「80: 燃料取扱・貯蔵系」において、EVST・燃料プールに対し、運転状態及び長期間にわたる全交流電源喪失を含む事故において、燃料の熱の適切な除去とモニタリングの手段を要求している。

## **【目標 4】格納容器の早期破損／放射性物質の非管理放出の防止**

### **【要件 12】格納容器の過圧・過温破損防止**

「技術的知見」では、1～3号機において格納容器ベント操作を行う前に高温下での過圧が原因で格納容器から漏えいしたことを踏まえ、格納容器の過圧と過温の防止を要求している。

SDC 素案では、「58：格納容器の状態の管理」にて、格納容器内の圧力と温度の管理対策を要求し、かつ、格納容器熱除去系に対して適切な信頼性と多重性を要求している。

### **【要件 13】着実なベント操作の実施による低圧注水への移行**

「技術的知見」では、悪化した環境でのベント弁操作をせざるを得なかったこと、3号機では主蒸気逃がし安全弁開操作が動作しなかったことを踏まえ、ベントの実施及び代替低圧注水への移行をできるだけ早期かつ確実な実施することと適切なシビアアクシデント対策実施の観点から、ベントの実施時期とラプチャーディスクを含めたベントシステムの考え方の見直しを要求している。

SDC 素案では、「58：格納容器の状態の管理」にて、格納容器内の圧力と温度の管理対策を要求し、かつ、格納容器熱除去系に対して適切な信頼性と多重性を要求している。また、「55：格納容器からの放射性物質放出の管理」において、事故時における放射性物質の環境放出が許容値未満であることを要求している。

### **【要件 14】ベントによる建屋への水素の逆流防止**

「技術的知見」では、3号機で発生した水素が4号機の非常用ガス処理系・建屋換気系に流入し、水素爆発につながったことを踏まえ、ベント実施時の建屋への水素逆流防止を要求している。

SDC 素案では、「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」にて、安全系に対し、安全の強化に寄与しない限り、複数のユニット間で共用の禁止を要求している。

### **【要件 15】水素爆発の防止**

「技術的知見」では、主に BWR のみに適用することを想定して、最上階に放出口及び1階に開口部を設ける等により水素爆発の防止を要求している。

SDC 素案は、BWR を対象としたものではないが、冷却材にナトリウムを使用することに鑑み、「58：格納容器の状態の管理」にて、事故状態下での格納容器雰囲気での爆発に至る水素の発生を抑制するための、ナトリウム燃焼やナトリウム-コンクリート反応の防止又は緩和策を要求し

ている。

## **【目標 5】 状態把握・プラント管理機能の抜本的強化**

### **【要件 16】 指揮・通信設備の信頼性向上**

「技術的知見」では、通信設備のほとんどが電源喪失で使用不可となり、中央制御室と現場との連絡に大きな支障が生じたことを踏まえ、自然災害及び事故等の非常時においても通信機能が確保されることを要求している。また、中央操作室等への放射性物質の流入があったことを踏まえ、中央操作室や事故時の指揮所が十分に機能を発揮できるような環境整備を要求している。

SDC 素案では、「37. プラントでの通信連絡設備」にて、事故状態でも利用可能な通信連絡設備を要求し、かつ、多様性のある連絡手段を備えることを要求している。また、「67：緊急時制御センター」にて、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している。

さらに、「73：換気空調系」にて、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した上で、「65：制御室」、「66：補助制御室」にて、制御室と補助制御室に対し、放射線、放射性物質等に対する防護策を要求し、特に制御室に対しては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している。

### **【要件 17】 計装設備の信頼性向上について**

「技術的知見」では、津波による電源喪失でプラント状態を把握する計器が使用不可となり、監視機能が限定されたこと、電源喪失により中央制御室でのモニタリングポストの監視ができなくなったこと等を踏まえ、全交流電源喪失などにおいてもモニタリング機能が喪失することのない措置を要求している。

SDC 素案では、「59：計装設備」にて炉心、冷却材系、格納容器系の計装設備について、「80：燃料取扱・貯蔵系」にて EVST・燃料プールの計装設備について、事故状態においても機能維持されることを要求している。また、「82：放射線モニタリングの方法」にて事故状態でも適切な放射線監視を確実にを行うことを要求している。

### **【要件 18】 非常事態への対応整備**

「技術的知見」では、シビアアクシデントへの対応も含めてあらゆる状況を想定し、事前に必要なマニュアルや情報を整備すること、人員配置等の体制を構築すること、設備系統に熟知し適切な運転操作等を担保する訓練の実施等を要求している。

これは、安全設計ではなく AM 策に含まれるので、SDC の対象外と考えられる。

#### 4.4.3. シビアアクシデント対策規制の基本的考え方

原子力安全・保安院は、「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規制の基本的考え方について（現時点での検討状況）」<sup>70</sup>（以下、「SA 対策規制の基本的考え方」）を取りまとめ、2012年8月27日に原子力安全委員会に報告した。同報告書の要点のうち、SDC に関する安全要求に係るものは以下のとおりである。

- ・ WENRA 的な深層防護区分を採用し、第3層を2つ（③-1、③-2）に分割。また、第4層も2つに分割し、④-2層にて格納容器破損時における放射性物質の放散抑制を要求。③-2層以上が新たな規制要求。
  - ◇ ①：異常・故障の発生防止（保守的設計、フェイルセーフ・インターロック等）
  - ◇ ②：異常・故障の事故への拡大防止（異常検知・停止装置等）
  - ◇ ③-1：設計基準事故が発生したとしても、安全機能が維持（単一故障を仮定）され、著しい炉心損傷の発生防止（ECCS 等）
  - ◇ ③-2：多重故障又は共通要因故障によって設計基準に基づく設備の安全機能が喪失した場合でも著しい炉心損傷の発生を防止（SBO 時の代替電源等）
  - ◇ ④-1：著しい炉心損傷が発生した場合でも、格納容器の損傷及び大規模な放射性物質の放出を防止（代替的(交流電源以外)格納容器スプレイ、フィルタ付ベント等）
  - ◇ ④-2：大規模な安全機能の喪失により大規模な放射性物質の放出が発生した場合でも、放射性物質の放出抑制・拡散緩和（格納容器から原子炉建屋へ放射性物質が放出されている場合、スプリンクラーや放水により、環境への放射性物質の拡散を緩和）
  - ◇ ⑤ 放射性物質の大規模な拡散に対する防災対策（原子力災害対応）
- 第4層において第3層の設備の一部を使用せざるを得ない場合には、可能な限り、配管や逆止弁といった静的な機器に限定。
- ・ 確率論的安全評価により、既存安全機能の喪失及び炉心・格納容器損傷に至る事故シーケンスを類型化及び特定し、ハード・ソフトの対策を実施。
- ・ 考慮すべき外的事象の対象としては、自然現象のみならず、外部人為事象についても意図的航空機衝突やテロまで広く含める。
  - 「特定安全施設」や可搬型設備による代替手段を要求

「特定安全施設」：設計基準における想定を超える自然現象と外部人為事象の双

## 方の起因事象に対して高い頑健性のある施設

SDC 素案の深層防護の定義は、IAEA 安全要件「原子力発電所の安全：設計(SSR2/1)」<sup>17)</sup>に従い、INSAG-12<sup>119)</sup>を参照している。一方、「SA 対策規制の基本的考え方」では WENRA 的な深層防護区分を用いており、また、IAEA の区分でも WENRA の区分でも存在しない④-2層として、格納容器破損時における放射性物質の放散抑制を要求している。

現時点では、従来の安全審査指針・技術基準に相当する「原子力規制委員会規則」が「SA 対策規制の基本的考え方」の深層防護区分を継承するとは断言できないが、今後、注意すべき点である。なお、「SA 対策規制の基本的考え方」では、「規制当局において検討・実施すべき事項」として、「今後のシビアアクシデント規制の整備にあたっては、国際社会への説明性も考慮して、IAEA の安全基準等との関係を整理しておく必要がある。」が挙げられている。今後の規制当局の動向を注視する必要がある。

「SA 対策規制の基本的考え方」で要求している事故シーケンスを類型化及び特定時の確率論的安全評価の利用については、SDC 素案では「42：発電所の設計における安全解析」にて要求している。

「SA 対策規制の基本的考え方」で対象としている外的事象については、SDC 素案では「17：内的危険事象及び外的危険事象」の「外部ハザード」にて人為事象への対応が要求されている。なお、非常用電源や崩壊熱除去系（格納容器の冷却、制御盤などのサポート系の冷却を含む）の多様化を図るための「特定安全施設」や可搬型設備の具体的手段については、SDC よりも下位のレベルのガイドにて規定すべきものと考えられる。

#### 4.5. GIFにおける主要なコメント

GIFにおけるSDC検討の場であるSDCタスクフォース(SDC-TF)では、SDC素案に対する各国からの対案・コメントについて比較・検討を行い、素案の改訂を図ってきた。例えば、SDC第3次素案に対する各国の対案・コメントの件数としては、英文・誤記などEditorialなものを除いて、以下のように分類できた。

##### A) SDCの主たる論点に関わるもの

- 第1～2章に対するもの — 20件
- 第3～6章に対するもの — 44件

##### B) 策定方針・定義・SSR2/1自体へのコメントなど

- 第1～2章に対するもの — 42件
- 第3～6章に対するもの — 152件

##### C) 主に表現や構成に関するもの

- 第1～6章に対するもの — 計150件程度

これらの内、「A) SDCでの主たる論点に関わるもの」としては、以下の観点からのものが主体であった。

#### ◆ 安全に関する基本的考え方・全体アプローチ

- 受動安全の活用
  - ✓ 第2章, クライテリア7, 51に対応
  - ✓ 例: DECにおける受動安全活用の必然性
- 設計 (Built-in) とアクシデント・マネジメント (AM) の関係
  - ✓ クライテリア7, 20に対応
  - ✓ 例; AMは運転員レベルに依存する (信頼性は必ずしも高くない)
- 安全評価の考え方
  - ✓ クライテリア19に対応
  - ✓ DBA評価では「Best Estimate」+「適切な不確定性考慮」も許容される。
- GIFの安全目標・安全アプローチの再確認
  - ✓ 第2章, クライテリア7, 20に対応

#### ◆ クライテリアの一般性や詳細化



- DEC への対応方針・方策
  - ✓ 第 2 章, クライテリア 44-47, 51 に対応
  - ✓ 例: SA 対応方策の明示など
- 個別系統・機器に関する要件
  - ✓ クライテリア 42-2,47,55,56,58,80 に対応
  - ✓ 例: CV 要件、CV 貫通配管、カバーガス系、炉心支持構造等の明確化
- ◆ 福島第一原子力発電所事故の経験反映
  - ✓ 第 2 章, クライテリア 17, 80 に対応
  - ✓ 例: SBO 関連記述の要否など
- ◆ 定義
  - ✓ 原子炉冷却材バウンダリ、原子炉冷却系、built-in など
- ◆ 表現
  - ✓ 例: ‘Practical elimination of off-site emergency response’ の記載など

素案に対して出された各国対案・コメントにおける主要な観点は、本特別専門委員会における議論を通じて抽出されたのものと、その多くが共通していた。例えば、共通していた部分としては、第 2 章での安全アプローチに関する記述である「深層防護全体でバランスを取った安全性向上を目指すこと」「多様性確保のために受動安全を活用し、特にシビアアクシデント対策では SFR の特長（自然循環能力）を活用すること」などが挙げられる。また第 6 章のプラント個別系統への要求では、燃料健全性確保のために考慮すべき事項（クリープなど）、炉停止系（独立 2 系統を DBA 対応とし、DEC 対応のため受動的機構を活用すること）、冷却材系（液位確保を冷却維持の原則としガードベッセルを設置すること、など）、燃料プール（Na プールから水プールへの使用済み燃料移動時の洗浄要求、SBO への配慮、など）が挙げられる。一方、本専門委員会を通じて挙げられた事項であるが SDC 本文としては使用されなかったものとして、「CDA 対策として燃料排出を要求すること」が挙げられる。また他国からの提案されたものであるが、本専門委員会からの提案にはなかったものとしては、「水/蒸気系以外の出力変換系を用いた場合についても要求に含めること」「ナトリウム化合物の化学的毒性への配慮を明示的に記載すること」などが挙げられる。全体としてみると、「安全に対する主要な考え方」や「個別系統への具体的な要求」の多くの部分で本専門委員会案が SDC として採用されており、一方、「設計上のオプションと捉えられるもの」などの一部点で本専門委員会案とは異なるものとなった。

これは SDC に関する国内的・国際的な議論について、全体としてみれば、次世代 SFR の安全性

に関する主論点はほぼ同じであることを意味しており、本委員会活動における技術的議論を経て構築された SDC が、国際的に共通して適用される内容を持っていることを示している。

#### 4.6. 主要なクライテリアと各国設計の対応関係

2.3 節でまとめた各国の設計情報を踏まえ、主要なクライテリアと各国設計の対応関係を概略評価する。また、より詳細な設計検討を行う際に、明確化が必要となる事項についてまとめた。

検討項目は、主要系統の安全設計に関わる下記の 9 項目とした。

- (1) 炉心・燃料設計
- (2) 原子炉停止系
- (3) 原子炉構造（炉心損傷対策）
- (4) 原子炉冷却材の液位確保対策
- (5) ナトリウム-水反応対策
- (6) 2次系ナトリウム漏えい対策
- (7) 崩壊熱除去系
- (8) 原子炉格納施設
- (9) 燃料取扱及び貯蔵施設

上記 9 項目に対する検討結果を **表 13** ～ **表 21** に示す。これらの表では、着目する主なクライテリアと、関連する各国の設計検討状況（日本、仏国、米国、韓国、ロシア、インド、中国）について、現在までに得た情報を整理した上で、クライテリアとの対応関係を概略評価するとともに、より詳細な設計検討上必要となる事項を整理するという構成でまとめた。

これらの主要系統の安全設計に関するクライテリアは、各国が開発している設計概念において着目すべき要件を概ね取り入れたものとなっている。

この項目の抽出には、ここで検討したボトムアップ的な方法に加えて、SDC の階層構造に基づくトップダウン的な方法を組み合わせることが必要と考えられる。

## 4.7. 主要な論点についての考え方

SDC 第3次案の検討過程において議論された以下の主要な論点についての考え方を案として整理した。第4世代炉に対する安全性・信頼性に関する高位の目標では「敷地外緊急時対応の必要性の排除」を設定している点が大きな特徴である。これは、深層防護の第5レベルとしての敷地外緊急時対応自体を排除することを意図したのではなく、第4レベルの設計拡張状態に対する発生防止と影響緩和の強化を意図している。この主旨に沿った設計拡張状態の考え方と、それをSFRへ適用した場合の主要安全設備への設計要求が論点となった。この議論に関連して、設計基準から設計拡張状態までの幅広いプラント状態をカバーするために求められる安全設備への要件として、受動系の活用の考え方及び冗長性と多様性の要件について議論が行われ、さらに深層防護の第5レベルを含めた事故管理方策の考え方についても議論がなされた。また、従来の設計基準を超える厳しい外部起因事象に対する設計対策についても考え方の議論がなされた。

- 設計拡張状態の考え方とSFRへの適用（設計拡張状態と深層防護の関係、選定の考え方、設計方策が満足すべき要件、SFRへ適用した場合の個別系統設備への設計要求）
- 厳しい外部起因事象に対する設計対策の考え方
- 事故管理方策の考え方（built-inの設計と事故管理方策活用の関係、事故管理方策で想定するプラント状態の考え方）
- 能動系と受動系の活用の考え方（設計基準と設計拡張状態に対応するための受動系導入の必要性）
- 冗長性と多様性の要件（「多重性または多様性及び独立性」の解釈）

なお、本委員会では、設計拡張状態を中心とした安全設計方針に関する事項が主な検討対象となったが、安全設計の妥当性を確認するための安全評価についてもSDCに含まれており、今後第4世代SFRの安全設計評価を具体的に進めていくためには、設計拡張状態やPSAを含めた安全評価の考え方について検討を深めていく必要がある。

### 4.7.1. 設計拡張状態の考え方

#### (1) 基本的考え方

第4世代炉の要件として、サイト外緊急時対応の必要性を排除する観点から、設計拡張状態への対応は、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なくなるように(Practically eliminated)対処する必要があると考える。

IAEA SSR-2/1によれば、実質上なくなると判断する考え方は以下のとおり。

ある状態が発現する可能性は、次の場合、実質上なくなると考えられる。

- ・ 物理的に発現が不可能
- ・ 高い信頼水準(high level of confidence)をもって極めて発現しがたいと判断される場合

設計拡張状態(DEC)は、設計基準を超える規模の破損や安全設備の多重故障を考慮した場合に想定されるプラント状態であって、その類似性や包絡性を考慮していくつかの代表的な状態として設定される。

DEC の区分として、炉心損傷防止（カテゴリ 1）と格納機能確保（カテゴリ 2）を設定する。

「重大な放射性物質の放出が実質上なくなるように」の要件は、想定される事象に対して、設計基準事象に対する炉心損傷防止、設計拡張状態に対する炉心損傷防止（カテゴリ 1）と格納機能確保（カテゴリ 2）の有効な対策を、想定する事象の特徴に応じて用意することとする。（図 8 参照）

## (2) クリフェッジ効果の顕在化防止と障壁確保

クリフェッジ効果とは、外力等のプラントパラメータがある閾値を超えることによってプラントの状態が急峻に変化し、厳しい異常な状態に進展すること、あるいはそのようなプラントの特性をいう。<sup>53)</sup>

放射性物質の大量放出を防止するため、燃料被覆管、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリのうち、最低ひとつの障壁の健全性を維持する必要がある。あるいは、損傷炉心の保持は原子炉容器内、ガス状及び揮発性 FP の保持は格納容器として相補的に格納障壁を形成することでも良いが（後述のように SFR ではこうすることが合理的と考えられる）、いずれにしても格納機能の確保が必要である。多重障壁が一度に機能喪失し大規模放出に至る事態はクリフェッジ効果の顕在化に該当し、このような事態に至らないように設計しなければならない。

## (3) 実質的排除の考え方

深層防護に基づく設計によって、炉心損傷を防止するとともに格納機能を確保できるように設計対策を施すが、これらの設計対策では炉心損傷を防止できず格納機能を確保しえない厳しい事象については、個別の設計対策によって、その発生を実質的に排除する。「実質的排除すべき事象」に対しては、物理的にその発現が不可能となるように設計するか、高い信頼水準をもって極めて発生しがたいとできるようにする必要がある。このため、検討対象とする SFR の設計の特徴を考慮して実質的排除すべき事象群及び、対応する設計対策が満たすべき要件を設定する。その設計対策は、深層防護のレベル 4 に限定されることはなく、発生しがたいことを示すために複数のレベルの対策を含むこともありうる。

## (4) 設計方策の考え方と満たすべき要件

### (a) 深層防護の観点

安全設計は、深層防護の考え方に立って、壊れないように設計しているものが壊れた時に対処する設備を多重に設けるようになされている。この考えを推し進めれば、いくら対策をならべてもきりがないということになるが、軽水炉を中心としたこれまでの運転経験や事故の教訓の蓄積によっ

て、深層防護の第3レベルまでに相当する設計基準事象に基づく安全設計に加えて、第4レベルに相当するシビアアクシデント対策導入の必要性が認識されるようになった。設計拡張状態を設定し深層防護の第4レベルまでを設計上考慮する枠組みを導入するのはこのような背景からである。

なお、設計概念検討においては、原則としてプラント状態と深層防護の対応に留意すべきであるが、特に事故管理方策を活用する事故状態への対応を考える上では、柔軟性を考慮すべきである。同じ設備であっても、想定するプラント状態によっては異なる深層防護レベルとなることもありうる。

## (b) カテゴリ1とカテゴリ2の考え方

設計拡張状態は、SFRの特徴を考慮して想定される事象毎に設定し、それに対して設計対策を施し、その妥当性を決定論的に評価する。カテゴリ1については、炉心損傷防止のために設計基準事象に対応する安全設備の機能拡張あるいは代替設備の設置を求める。カテゴリ2については格納機能喪失要因抑制の観点からの機能追加あるいは代替手段確保及び格納系の機能拡張を求める。事象毎の設計対策の十分性は、個別の設計対策が「(c) 設計方策が満たすべき一般的要件」を満足することで確保する。

カテゴリ1では、DBAからの事象推移とMS（異常影響緩和系）の機能喪失の可能性を分析して炉心損傷しないように設計対策を行う。この分析ではPSA手法も活用して、MSの機能喪失要因を分析し、その要因が取り除かれるように対策を取り入れていく。あるいは、DBAを超える規模の破損等を想定してもMSの機能が有効となるように必要に応じてその機能強化を図る。この結果として、炉心損傷発生頻度の評価値は極めて小さなものとなる。ところが、発生頻度が小さくなればなるほど、これまで考慮していなかった要素が支配的となる可能性が高くなる。

カテゴリ2では、カテゴリ1では考慮されていなかったかもしれない要素によって炉心損傷に至りうるプラント状態（必然的に炉心損傷に至るプラント状態あるいは炉心損傷に至る可能性のあるプラント状態の両者を含む）となった場合の対策を提供する。「考慮されていなかったかもしれない要素」を同定することは困難なので、その意味では、カテゴリ2はシナリオレスであって、あるプラント状態を想定して、その影響を緩和する対策をとることが求められる。シナリオレスということは、レベル1PSAで評価するような安全設備の成功や失敗の組み合わせによって発生する無数のシーケンスを個別に追跡することはしないという意味であって、（しばしば、炉心損傷の事象推移についてもシナリオという言葉が用いられるが、）初期状態を与えれば物理現象として必然的に進行する炉心損傷の過程を考慮しないということではない。つまり、カテゴリ2は、ある厳しいプラント状態を初期条件として物理法則に従って進展する事象推移に対して格納機能を確保するための対策を設定し、その妥当性を評価することを目的とする。（EFRのリスク最小化の考え方を参照（図9参照））<sup>120)</sup>

カテゴリ2は、「格納機能確保」としているが、カテゴリ2では、DBAの対策設備とカテゴリ1の対策設備の両者の機能喪失を想定した時に発現しうる、炉心損傷に至りうるプラント状態を想定すればよく、無条件に炉心損傷状態から出発するものではない。そのプラント状態を想定する上で重要な因子は炉心損傷に至るまでの時間余裕である。炉停止失敗事象では、カテゴリ1の対策が失

敗した場合、短時間で炉心損傷に至りうるため、運転員がプラント状態を把握して対策を講じることが困難であり炉心損傷の緩和対策が必要となるが、除熱喪失事象では時間余裕が大きいいため、炉心損傷に至らないうちに様々な対策を講じうる。事故管理方策を含めた複数の対策を準備・実行するためには、運転員判断を含めた時間余裕が確保できる必要があるが、そのための時間を考慮しても炉心損傷に至らないのであれば、結果的に炉心損傷は考慮不要、すなわち実質的に排除できると考える。(図 10 参照)

### (c) プラント状態の選定

軽水炉においては、その基本設計は決定論的なアプローチに基づいているが、シビアアクシデント対策は PSA によって得られる知見を参照して検討されている。このため、確率論的な評価の結果や考え方を参考にしうえで決定論的に設計要件を定める。

設計の方法論としては PSA のものを活かすべきで、体系的かつ機構論的に選定を行うとともに事象推移を評価して対策を行うことが妥当である。

設計基準事象の選定は、軽水炉や先行 FBR においても決定論的に行われており、それらを参考として決定論的に行う。なお、「異常な過渡」と「事故」を想定する決定論においても、頻度の比較的高い異常の影響は軽微に抑えるべきであり、逆に稀なものは基準を緩和する(影響が大きい事象の頻度は抑える)という考え方は入っている。配管の破損は想定するが容器の破損は想定しないというのもある種の確率論的な感覚が入っているものと考えられる。

設計拡張状態については、設計基準を超える規模の破損や安全設備の多重故障を考慮して決定論的にプラント状態を選定し、評価する。この際、確率論的な評価の結果や考え方を参考とするが、安全設計上の弱点を補強する観点から、物理的に発生しうる要因があることを前提として、設計上の特徴から影響が大きい破損や安全系の機能喪失を決定論的に想定することとする。ただし、PSA においては、評価結果として得られる炉心損傷確率等の値に対して、寄与度合いが無視し得る(打ち切り頻度未満の)低頻度事象は、考慮しないのが通例であり、事象選定においては、発生頻度や影響の点での不確かさの大きさも勘案のうえ、このような確率論的な要素が判断材料として考慮される。

### (d) 設計拡張状態に対する設計方策が満たすべき一般的要件

設計拡張状態に対する設計方策が満たすべき一般的要件は、想定するプラント状態(「実質的に排除すべき事象」を含む)において、その機能が発揮できることであり、具体的には以下となる。これらを満たす設計方策とすることで十分性を確保する。

- ・ その機能が期待されているプラント状態の条件(「想定するプラント状態」)が明確にされていること。
- ・ 設計対策が満たすべき判断基準が明確にされていること。
- ・ 想定するプラント状態において健全性が確保でき、起動信号、動力供給、制御系統等のサポート設備が必要な場合それらを含めて動作すること。静的構造物の場合、健全性が損なわれず機能維持できること。(受動的に機能することが望ましい。) 想定するプラント状態

においてこれらの機能が作用する結果、判断基準が満足され、許容できない放射性物質の放出が防止できること。

- ・ 必要に応じ、異常時の診断と起動・運転操作に関する手順を定めること。
- ・ 「想定するプラント状態」は、物理的考察に基づいて、着目する現象の影響が厳しくなりうるプラント状態として決定論的に選定し評価すること。
- ・ 以上が、検証された解析コードの計算結果や試験結果等に基づいて論理的に説明できること。

設計拡張状態に対応するための設計方策は、設計基準に対する安全設備に加えて取り入れるものであり、想定状態での動作と適格な機能達成（qualification）は求められるものの、信頼性確保に関わる冗長性や多様性を備えること等に関しては要件とはしない。（設計基準に対応する安全設備に対する冗長性や多様性が要求される）

設計方策の信頼性を評価する尺度として、確率論的評価に基づく非信頼度を用いることが考えられる。（例えば、個別の設計方策について 1/10 以下とする）

供用期間中の機能確認要求とその方法については今後検討するが、バルブやモーターといった動的機器については、定期的な単体動作試験が考えられるが、基本的にはシビアアクシデント時のパフォーマンスについては、解析評価で確認することとし、供用期間中は、設備が設計条件を満足する状態に維持されていることを確認することが考えられる。

このようにして設定した設計方策の妥当性をチェックするために、設計段階で PSA を実施して、想定した事故シーケンスに見落としがないか、取り揃えた設計方策に見落としがないか検討することとする。

## (5) SFR で考慮すべき設計拡張状態

### (a) 炉心の安全性に関わる事象

SFR を対象とした PSA 研究の成果によれば<sup>121),122)</sup>、炉心損傷事故は炉停止失敗型事象（ATWS）と除熱喪失型事象（LOHRS）に大別され、さらに前者は、流量減少型（ULOF）、過出力型（UTOP）、除熱喪失型（ULOHS）、後者は、除熱源喪失型（PLOHS）と液位喪失型（LORL）に細分される。

図 11、図 12、図 13、図 14 に SFR のシビアアクシデントの事象進展を示す。この分類は、一般的に適用可能であり、GIF で対象としているいずれの設計に対しても当てはまる。

上記のそれぞれの事象毎に設計拡張状態を設定する。

### (b) 炉停止失敗型事象の特徴

高速炉の炉心は、減速を必要としない高速中性子を主体とした臨界体系であることから、冷却材や炉心を構成する構造材料であるスチールが炉心からなくなったり、燃料のみが集中したりすると正の反応度が投入される性質を有している。このことを、炉心が最大反応度体系にないと呼んでいる。冷却材については、喪失することで中性子が減速されにくくなる効果と中性子が炉心から外部に漏れいする効果があるため、小型の炉心では負の反応度効果となるが、大型化すると正となる。



設計に多少依存するが、数十万 kWe 以上のクラスでは炉心周辺部を除いて冷却材ボイド反応度は正である。この炉心の特性故、高速炉の開発当初から、仮想的な炉心崩壊事故(Hypothetical Core Disruptive Accident)として、安全評価の中心的課題として取り扱われてきている。これは、ポテンシャル評価としてあえて厳しい即発臨界が生じるような燃料のみが集中した状態を仮定して機械的エネルギーを評価して、その格納性を確保するというアプローチであった。その後の研究の進展によって炉心損傷に至る事象推移を解析結果に基づいて機構論的に分析できるようになってきている。

炉停止失敗型事象の特徴を、その代表として流量喪失型を例に説明する。1次系のポンプが停止したにも関わらず制御棒が挿入されずに炉停止失敗することを想定すると、事象発生後数十秒から数分のうちに冷却材沸騰に至り、正の冷却材沸騰に駆動されて全炉心が損傷する。この時、炉心中心部は溶融して高圧化するため、溶融した燃料は軸方向上下に分散して負の反応度が挿入されて出力低下するが、正反応度が過大となる場合、厳しい即発臨界となる可能性がある。その後の数十秒間で炉心の溶融は進展するが、溶融した燃料が炉心内にとどまる場合、溶融してプール状になった燃料が炉心内で大規模な揺動運動(スロッシング)を引き起こして厳しい再臨界を引き起こされる可能性がある。厳しい即発臨界や再臨界が発生した場合、燃料が蒸気化・膨張して機械的エネルギーを放出するため、原子炉容器破損の脅威となるとともに、噴出したナトリウムの急激な燃焼によって格納容器の脅威となる。一方、損傷して加熱された燃料の冷却も必要であり、原子炉容器の健全性を維持して、原子炉容器内で保持・冷却するための方策が検討されてきている。

### (c) 除熱喪失型事象の特徴

PLOHS では、原子炉停止後の除熱が喪失することを想定する。原子炉停止後も炉心は崩壊熱を発生し続けるため冷却を継続する必要があるが、崩壊熱は定格出力の 10%未満で時間とともに減衰するため、事象の進展は炉停止失敗型事象に比べて遥かに緩慢である。ナトリウムは高沸点の液体金属であり、伝熱性に優れることから、軽水炉のように冷却材が蒸発して喪失し炉心が空焚き状態になることはなく、系統全体が昇温していく。このため、原子炉容器が健全であるうちは、炉心は液体ナトリウムで満たされ冷却されており、炉心溶融が急激に進行することはない。ナトリウム沸点や燃料融点に比べて、原子炉容器等の構造材スチールが高温となって強度を失う温度のほうが低いことから、ループ側のバウンダリ機能が喪失して、やがて、原子炉容器とガードベッセルが破損して液位喪失するか、ナトリウムが蒸発して炉心溶融に至る。原子炉容器破損までの時間は、設計に依存するが、少なくとも数時間は要する。炉心溶融後は原子炉容器内での保持・冷却はできず、原子炉容器下部を溶融貫通して溶融燃料が格納容器内に落下する。この溶融移行過程においては、再臨界の可能性がある。格納容器の床がコンクリートの場合、漏えいしたナトリウムや燃料との接触で水素を発生する。水素が多量に発生し格納容器内に蓄積した場合、水素爆発によって格納容器が破損する可能性がある。また、床のコンクリートが燃料によって浸食され貫通破損する可能性がある。

LORL では、原子炉冷却材バウンダリの破損を想定し、異常を検出して原子炉の停止には成功するものの、冷却材の漏えいが継続して原子炉容器内の液位が低下し、やがて配管や熱交換器の吸込み口レベルよりも低下して冷却材の循環ができなくなって除熱喪失に至ることを想定する。除熱喪

失後の挙動は PLOHS と同様である。

低圧系である SFR では原子炉容器をガードベッセルで覆うことで、万一原子炉容器の破損を想定しても冷却材循環に必要な液位を確保することが可能である。ループ側も同様の対策が可能である。

#### (d) LWR と SFR の特徴の違いを考慮した設計方策

軽水炉は高圧系であり、代表的設計基準事象である LOCA に対して、冷却材の相変化とそれに伴う圧力変化を考慮した冷却設備とする必要があり、かつ、それらの冷却設備は、原子炉冷却系に加えて格納容器に対して必要となる（炉心注水機能、減圧機能、格納容器冷却機能（冷却材の凝縮機能）、冷却材循環機能に関わる系統が必要）。また、LOCA 時の放射性物質の閉じ込め障壁は基本的には格納容器となる。

低圧系である SFR では、炉停止後の崩壊熱除去については、冷却材の相変化を考慮する必要はなく、原子炉停止直後から低温停止に至るまで除熱モードが変わらないため簡素な系統構成とすることが可能であり、かつ、バウンダリ破損に対して 2 重構造によって、炉心冷却に必要な冷却材が確保でき、格納容器への影響を防止することができる。異常な過渡変化時に炉停止失敗した場合、一時的に出力上昇し炉心損傷に至りうるが、この場合にも適切な設計によって原子炉冷却材バウンダリを維持し、原子炉容器内で損傷炉心を保持することが可能となる。このように、SFR では、ATWS に対する原子炉容器内での損傷炉心物質保持（IVR）及び LOHRS に対する炉心露出防止を達成することで、格納容器への負荷を低減した合理的な設計が可能となる。

#### (e) SFR で考慮すべき設計拡張状態（図 15 参照）

炉停止失敗型事象（ATWS）に対する設計拡張状態としては、安定な制御範囲を逸脱した炉心の出力と冷却材流量あるいは冷却材温度の不均衡に至る条件に、原子炉停止系作動失敗を重畳したプラント状態を与える。このような過酷な状態では短時間で炉心損傷に至りうるため、損傷炉心物質を原子炉容器内で、冷却・保持するための設計対策をカテゴリ 2 として導入する。原子炉冷却材バウンダリを維持することで、不揮発性の FP や燃料物質は原子炉容器内で保持することができる。ガス状及び揮発性 FP については、格納容器内で保持する。このように、原子炉容器と格納容器で相補的に格納機能を確認する。また、原子炉容器内保持の阻害要因となる機械的エネルギー発生を実質排除することとし、冷却材沸騰による即発臨界あるいは溶融燃料集中による再臨界を防止するための方策を取り入れる。

除熱失敗型事象（LOHRS）のうち液位喪失型（LORL）については、短時間で炉心が露出して溶融する場合、格納容器内に移行する放射性物質が多量となり、格納機能が維持できたとしても避難不要とできるレベルに放出量を抑制することが困難となる。除熱源喪失型（PLOHS）については、冷却系全体が昇温していく事象推移となることから、冷却材バウンダリがクリープ破損し、燃料溶融に先行して格納容器を貫通している配管からの格納容器バイパス漏えいとなるとともに、ナトリウムが沸騰して格納容器に厳しい負荷をもたらしつつ原子炉容器の破損や炉心溶融に至る。すなわち、放置すれば格納障壁が全て失われるクリフエッジとなる。これらの事態を回避するために著し

い炉心損傷を実質排除して格納機能確保を図る。このように対策することで、デブリ-コンクリート相互作用等の格納容器負荷要因を排除でき、格納容器負荷を大幅に軽減することができる。想定するプラント状態としては、LORLについては冷却材が原子炉冷却材バウンダリ外に漏えいして冷却のための循環が不全となるか炉心露出に至りうる状態、PLOHSについては除熱源喪失に至りうる状態を想定する。

格納容器の主たる機能は、ガス状及び揮発性 FP の保持機能となる。負荷要因としてはこれらの FP の崩壊熱に加えて、2重バウンダリ破損によって漏えいしたナトリウムの燃焼及び顕熱、ナトリウムとコンクリートが接触する場合のナトリウム-コンクリート反応によって生じる水素の蓄積燃焼があるが、格納機能を維持するためにこれらの負荷を適切に抑制できる設計とする。

## (6) 事象の特徴に応じた設計要件の考え方

### (a) 炉停止失敗型事象 (ATWS)

炉心損傷防止に相当する機能は受動的炉停止、格納機能確保に相当する機能は炉心損傷時のエネルギー低減、損傷炉心の保持・冷却であり、両者の機能に本質的な違いがあることに加えて、前者に失敗した場合の炉心損傷までの時間的余裕は小さい。このため、受動的炉停止による炉心損傷防止 (カテゴリ 1) と炉心損傷を考慮した格納機能確保 (カテゴリ 2) を要件とする。

原子炉容器破損に先行して炉心損傷が生じるため、カテゴリ 1 の方策で炉心損傷を防止することで原子炉容器の機能は確保される。短時間で炉心損傷に至るためカテゴリ 2 の方策では、炉心が損傷することを前提として格納機能を確保するための方策を取り入れる。カテゴリ 1 に失敗しても原子炉容器の機能は確保されうることから、原子炉容器内終息を考慮する。

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の機械的破損を防止することを要件とし、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。高速炉の炉心の特徴から、ATWS からのエナジェティクス発生要因として次の 2 つを考慮する必要がある。

- ・ 冷却材沸騰に伴う正反応度投入
- ・ 熔融燃料の集中化と揺動運動に伴う正反応度投入

図 16 の例に示すように<sup>123)</sup>、冷却材沸騰に伴って発生するエネルギーは、炉心の冷却材ボイド反応度が大きいほど大きくなる傾向を有していることから、これを適切に制限する必要がある。また、図 17 の例に示すように、炉心が軸方向に圧縮された状態の高さは、臨界厚さを超えることから、エナジェティクスを防止するためには、燃料熔融が生じた場合に、これが炉心内で集中化する

ることなく、炉心外へ排出される特性を持たせる必要がある。

## (b) 液位喪失型事象 (LORL)

軽水炉の場合、減圧条件下では冷却材沸点は 100℃程度であり、シビアアクシデント時の冷却性を確保するためには炉心物質の存在位置が原子炉容器内か格納容器内かに関わらず、注水し続けることが基本である。注水の水源は多様であり、格納容器内保有水、所内のタンク類、海水等外部水源が利用可能である。

これに対して FBR では炉心を覆うナトリウム液位を確保して、ナトリウムを循環させることで除熱することが基本となる。液位が失われる場合、炉心溶融は不可避であり、除熱を回復するためには溶融炉心を再びナトリウムで満たして循環させる必要がある。ナトリウムの化学的活性を考慮すると、プラント内に余剰のナトリウムを大量に蓄えておくことは現実的ではない。このため、原子炉容器室周りで可能な限りナトリウムを保持できるように設計対策をとることが重要である。この考え方を突きつめれば、炉心露出、すなわち LORL 自体を防止する設計方策が合理的となる可能性がある。

ループ型の場合、LORL の支配的な要因は、ループ側の異常であり、その対策がまず重要となる。例えば JSFR では、原子炉容器に配管を接続するノズル構造はなく、上部から流出入する構造となっているため、ループ側で格納容器雰囲気開放された開口破損を想定しても、ホットレグ配管の吸い込み口が露出してループが切れた状態となればそれ以上の原子炉容器からの冷却材の汲み出しは生じえない。この状態でも冷却できる設計としておけば、ループ側を起因とした LORL は、防止できる。そのような対策を、カテゴリ 1 として講じる必要がある。(図 18 参照)

原子炉容器からの漏えいは、これまで設計基準としては明確に論じられていないが、それが第 1 種機器として高い信頼性を有しているとしても、安全設計としてその破損を想定不要とする理由は見当たらない。このため、原子炉容器の漏えいを設計基準として位置付ける。ただし、延性に富むステンレス鋼製の原子炉容器が大破断する要因は見出しがたく(照射脆化等の劣化要因に対して十分な余裕を持たせた設計であることが前提)、貫通亀裂が生じるとしても小規模であり、海外での容器漏えい事例を考慮しても、小規模な漏えいを想定しておけば十分と考えられる。カテゴリ 1 として、より大規模な破損を想定する破壊力学的な根拠は希薄であるが、原子炉容器を含めて主配管のギロチン破断相当の破損規模で代表させるとの考え方をとりうる。これに対してガードベッセルの健全性を確保することがカテゴリ 1 としての一つの条件となりうる。液位確保がガードベッセル等の静的構造物でなされる場合、それが原子炉容器の破損にともなって従属的にも共通要因でも破損しがたい強固なものであれば、液位喪失は実質的に排除しうる。LORL に対して炉心損傷を無条件に想定する場合、このような設計方策の可能性を否定することとなり合理性を欠く。

原子炉容器からの漏えいを起因とする LORL からの炉心損傷を実質なしと判断できる要件を以下とする。

- ・ 容器等の静的構造物による対策であって、想定事故条件においても極めて漏えいしがたいと判断できること(原子炉容器に対して構造物としての独立性確保できること、非信頼度の目安としては、例えば 1/100 以下とする)

## ガードベッセルからの漏えいが実質なしと判断できる要件

- ・ 従属要因による漏えいの防止
  - ・ 原子炉容器からの漏えい時に漏えいしたナトリウムの熱荷重や腐食によってガードベッセルから漏えいしないこと。
  - ・ 漏えいナトリウムを長期間保持した状態で地震を考慮してもガードベッセルから漏えいしないこと。
  - ・ 原子炉容器からの漏えい時の熱膨張や地震時の振動によって原子炉容器とガードベッセルが干渉して漏えいしないこと。
- ・ 共通要因による漏えいの防止
  - ・ 荷重経路をできるだけ分離するとともに、共通の支持構造部を有する場合、その破損を防止して、同時に漏えいしないこと。
  - ・ 製造欠陥等の共通要因によって、同時に漏えいしないこと。
  - ・ 地震によって同時に漏えいしないこと。

以上が満足されることに加えて、検査による機能確認がなされれば、条件としては格納容器に対するものと同様であり、漏えいを想定する必要はないと考える。

### (c) 除熱源喪失型事象 (PLOHS)

PLOHS に対する方策の本質は、炉心損傷の有無にかかわらず除熱手段を確保することであり、液位が確保されることを前提とすれば、炉心損傷を進展させることなく（被覆管のクリープ損傷はあるにしても）事象終息させられる方策もありうる。PLOHS に対する方策は炉心損傷の程度で本質的な違いがなく、その本質は、燃料が液体ナトリウムに浸かった状態を維持するとともに、除熱源を確保することである（ナトリウムが喪失して炉心が熔融することを許容したとしても、最終的には炉心物質がナトリウムに浸かった状態にし、かつ、除熱源を確保する必要がある）。また、炉心損傷までの時間的余裕は大きく、炉心損傷するまでに有効となる複数の設計方策を用意しうる。

このため、カテゴリ 1 については、設計基準事象に対する崩壊熱除去系の機能拡張、あるいは代替冷却手段を確保して炉心損傷を防止することとするが、カテゴリ 2 の対策は、炉心損傷の程度に関わらず液位を確保して、最終的な熱の逃がし場に熱を輸送する除熱手段を確保することである。どのような炉心損傷状態を想定するかについては、除熱源喪失を想定した場合に、その炉心損傷状態に至るまでの時間余裕（プラント固有の炉心損傷時定数のようなもの）を考慮して判断する。これは、時間余裕が大きいほど、より確実に方策を遂行しうるからである。例えば、除熱源喪失して 1 週間たってもバウンダリ破損はおろか燃料破損もしないほど極めて熱容量の大きなシステムであれば、何らかの代替冷却手段を用意しておけば、プラントの状況診断や実施準備を行ってこの手段を実施に移すことの確実性は高いであろう。逆に数時間後には炉心が露出して炉心損傷している可能性があるということであれば、全炉心熔融を想定した対策とする必要があるだろう。つまり、

炉停止後の除熱源喪失を想定し、一定時間経過した時点のプラント状態をカテゴリ 2 の想定初期条件として与える。炉心損傷時定数が長い場合、想定する炉心損傷状態は軽微でよく、短い場合、より損傷が進行した状態を想定する必要がある。この「一定時間」には、プラント状態の判断や代替除熱手段の実施準備に要する時間を考慮する必要がある。(図 10 参照)

例えば「一定時間」の目安を 24 時間とするならば、全く除熱がなくなったとしても最低 1 日はまだリカバリできる手段が確保できることとなる。全く除熱がなくなることは想定しがたいので、少しでも除熱が活着しているとすれば、リカバリ可能な時間はより長くなる。

ちなみに、東京電力福島第一原子力発電所事故での炉心損傷及び原子炉容器破損の推定時刻を表 22 に示す。アイソレーションコンデンサがほとんど機能しなかったと考えられる 1 号機では、事象発生後 4 時間で炉心損傷、15 時間で原子炉容器破損 (メルトスルー)、25 時間で水素爆発に至ったと推定されている<sup>124)</sup>。水素発生源が格納容器上蓋のフランジからの漏えいだとすると、格納機能が維持できたのは約 1 日ということになる (表 22 参照)。

#### **PLOHS のカテゴリ 2 の要件：**

- ・ DBA に対応する DHRS 及びカテゴリ 1 の除熱手段の機能に期待することなく、想定するプラント状態において機能を果たせること。また、異常時の診断と運転操作に関する手順を定めること。(ここで、「想定するプラント状態」は、DBA に対応する DHRS 及びカテゴリ 1 の除熱手段の機能が喪失した場合に、カテゴリ 2 の手段を実行するために必要なプラントの状態把握、実行準備、実行に要する時間が経過した段階のプラント状態を指す。このプラント状態を設定する上で、機器表面からの放散熱のように物理的に失敗しないか極めて失敗しがたい除熱を考慮して良い。)
- ・ 想定するプラント状態においても格納機能が確保され、放射性物質放出の障壁が確保されていること。
- ・ カテゴリ 2 の代替冷却手段は、DBA に対する DHRS 及びカテゴリ 1 の除熱手段とは独立していること。また、それらに対して実効性を踏まえて可能な限り多様性を有する手段であること。
- ・ DBA では自動起動しないものとする。(深層防護の層間の分離)
- ・ 実効性を踏まえて可能な限り仮設のポンプや電源等を用いても機能すること。

#### **炉心損傷の想定を不要とできるか？**

リカバリのための時間的余裕が十分あり、かつ、信頼性の高い対応策が用意されれば良いわけであって、例えば、非常に熱容量が大きな設計であれば、PLOHS からの炉心損傷を考慮不要とできる可能性がある。特に、ナトリウム冷却炉では、単相低圧のナトリウムあるいは空気

の自然循環によって崩壊熱を除去できる特性を有しており、この特性を活用した信頼性の高い冷却システムを構築することで、PLOHS からの炉心損傷を考慮不要とできる可能性がある。

PRISM では、1990 年代の事前審査の段階では、原子炉容器をガードベッセルの外表面から受動的に空気冷却する RVACS (図 19 参照) を唯一の安全グレードの崩壊熱除去設備としており、格納容器を設置しない設計としていた<sup>125)</sup>。このように炉心損傷の防止を重視した設計に対して、NRC は RVACS の機能不全に関してより厳しい想定をバウンディング事象として課している。この事前審査の過程で、格納容器としてトップドームを設置するように設計変更が行われた結果、PLOHS のバウンディング事象として、以下が想定されている。

- ・ 炉停止後、RVACS 空気流路の 75% 閉塞が 36 時間継続する事象
- ・ 炉停止後 12 時間の除熱全喪失後、RVACS 空気流路の 75% 閉塞状態が継続する事象

これらの事象の解析では、空気の自然循環に加えて、容器等からの輻射放熱、原子炉ピット周りの地中への熱伝導が考慮されている。評価の結果、燃料と原子炉容器の判断基準は満足できることが示されている。(図 20 参照) 空気流路の主な閉塞要因としては、氷塊形成、大型閉塞物、地震、破壊行為、洪水を挙げ、これらに対していくつかの方法で対処可能としている。炉心損傷については、HCDA による機械的エネルギー放出とその後の原子炉容器内での保持冷却についての評価がなされている。この中で、RVACS が機能喪失する場合格納容器の破損につながる点が、この種の格納容器設計の弱点であることが指摘されている。

一方、AP1000 の例では、受動的な冷却設備により 72 時間は制御電源だけで炉心冷却可能としているが、それでも炉心損傷は考慮されている。ちなみに、AP1000 は原子炉容器ピットを冠水させて原子炉容器の外表面を冷却する IVR を取り入れている<sup>126)</sup>。

## (7) 要件のまとめ

### (a) 炉停止失敗型事象(ATWS) (図 21 参照)

- ・ カテゴリ 1: 受動的な炉停止機構により炉心損傷を回避して炉停止できること。(ここで「受動的」に限定するのは、設計基準に対しては、より応答性が良く実績のある能動的な機構で対応することを前提としているため)
- ・ カテゴリ 2: 炉心損傷を想定しても、エナジェティクスを防止して、原子炉冷却材バウンダリの機械的破損を防止すること。冷却性及び格納機能を確保すること。

### (b) 除熱源喪失型事象(PLOHS) (図 22 参照)

- ・ カテゴリ 1: 設計基準事象に対応する崩壊熱除去系の機能拡張、あるいは、代替手段により炉心損傷と原子炉冷却材バウンダリの過熱破損を防止して冷却できること。
- ・ カテゴリ 2: 上記の冷却失敗によって発生するプラント状態を想定しても、別の代替手段により冷却性及び格納機能を確保すること。

### (c) 液位喪失型事象(LORL) (図 23 参照)

- ・ カテゴリ 1：原子炉容器とガードベッセルの信頼性を確保して 2 重漏えいを防止すること、ループ側の漏えいを想定しても冷却性を確保して炉心損傷を防止すること。
- ・ カテゴリ 2：上記の失敗によって発生するプラント状態を想定しても、冷却性及び格納機能を確保すること。

ただし、原子炉容器漏えい後、長期的にみてガードベッセルからの漏えいが排除できない場合、冷却性確保のための事故管理方策が実施できる設計とすること。カテゴリ 1 の対策の失敗が実質なしと判断できる場合、カテゴリ 2 としての想定は必要なくなり、炉心損傷を想定不要とできる。

### (8) IVR の考え方

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。

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、系統減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。
- ・ 原子炉容器の破損を許容して、格納容器内に燃料物質とナトリウムが放出される場合、格納容器への負荷が厳しくなるとともに、格納容器内に放出される放射性物質の量が多くなるため、環境放出量を避難不要とできるレベルにまで低減する上で格納容器の漏えい率及び浄化性能に関する性能要求が厳しくなる可能性がある。

ここで、IVR で原子炉容器内に保持する対象は主として損傷した燃料物質とこれに付随する不揮発性の核分裂生成物と放射化した 1 次冷却材である。このため、原子炉冷却材バウンダリはその機能を維持できる必要がある。ガス状及び揮発性の核分裂生成物については、比較的狭い閉空間となる原子炉カバーガスバウンダリ内では、その発熱に伴う圧力及び温度の上昇から原子炉冷却材バウンダリを保護する必要があることから、格納容器内にページして保持することが考えられる。

#### 4.7.2. 格納容器の耐性確保



原子炉格納容器は最後の砦であって、チャレンジ要因に対して十分な裕度を持たせる必要がある。

軽水炉の場合の格納容器へのチャレンジ要因は、原子炉容器の高圧破損に伴う機械荷重、水素の蓄積燃焼、溶融燃料のメルトダウンによるベースマツト貫通等であり、対策は1次系の減圧、注水、格納容器ベント等である。注水は原子炉容器内にも格納容器内にも行うことができ、原子炉容器内での損傷炉心の冷却保持に失敗した場合にも格納容器内で冷却保持できる。(表 23 参照)

ナトリウム冷却高速炉の場合のチャレンジ要因は、CDA エナジェティックスによるナトリウム噴出燃焼、ナトリウムコンクリート反応及びデブリ - コンクリート相互作用による水素発生と蓄積燃焼、漏えいした高温ナトリウムの燃焼熱、顕熱、ガス状放射性物質による過熱破損、燃料デブリによるベースマツト貫通等であり、これらを防止あるいは影響を緩和するための様々な対策をとりうる。(表 24 参照)

格納容器の早期破損に至りうる要因としては、CDA エナジェティックスによるナトリウム噴出燃焼及びバウンダリ破損に伴う漏えいナトリウムの大規模スプレイ燃焼があげられ、これらを防止する必要がある。このための対策としては、CDA 時の再臨界回避及び冷却材バウンダリの2重化、さらには格納容器内の窒素雰囲気化が考えられる。

ナトリウム冷却高速炉では、燃料破損にともなって水素が発生することはないが、漏えいしたナトリウムがコンクリートと接触する場合と燃料デブリがコンクリートと接触する場合に水素が発生する。これらの反応による水素発生は、ナトリウムあるいは燃料デブリとコンクリートの接触を防止することで防止可能である。

蒸気爆発については、ナトリウム-酸化物燃料系では、水-酸化物燃料系と比較して可能性は小さいとされており、関連する研究知見に基づいてこれを排除することが可能と考えられる。

以上の対策によって、格納容器の短時間での破損を防止することができる。長時間の昇圧・昇温要因としては、格納容器内に放出されるガス状及び揮発性FPの発熱、漏えいナトリウムの顕熱等が考えられ、これらに耐えられるように格納容器の耐性を確保するとともに必要に応じ断熱材の敷設や冷却設備を設置することが考えられる。

IAEA NS-G-1.10 Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants を参考とした SFR の格納容器のクライテリアの例を以下に示す。

- ・ 原子炉容器の高圧破損：再臨界に伴う機械的エネルギーの発生を防止して、格納容器内への多量のナトリウムの噴出・燃焼、高温溶融物の噴出を防止すること。
- ・ ナトリウムの大規模燃焼：冷却材バウンダリの大規模破損に伴うナトリウムの大規模スプレイ燃焼を防止すること。
- ・ 水素燃焼：ナトリウムとコンクリートの接触を防止して、水素発生を防止すること。格納容器内に水素発生源がある場合（水管、ZrH 遮蔽体等）、水素発生防止対策をとること。水素

の発生が排除できない場合は、水素の蓄積燃焼対策をとること。

- ・ コア-コンクリート反応：損傷炉心を格納容器内で保持する場合、燃料デブリとコンクリートの接触を防止すること。
- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷：格納容器構造物の耐荷重能力及び保持能力を超過しないこと。

以上に加えて、原子炉格納容器系は、設計基準事象及びそれらを超える条件においても、自然外部事象及び人的起因事象に対して原子炉の防護機能と格納機能を果たす必要がある。

#### 4.7.3. 格納容器の隔離機能の考え方

図 24 に示すように、格納容器を貫通する 2 次系主配管及び崩壊熱除去系の 2 次系配管は、原子炉冷却材バウンダリを構成しておらず(中間熱交換器及び崩壊熱除去系の 1 次/2 次境界を除く)、格納容器雰囲気に直接接続されていないことから、原則的にはクライテリア 56：格納容器の隔離の 6.23 が適用され少なくとも 1 つの隔離弁を設置することとなるが、以下の要件を満足する場合、6.24 の例外規定が適用され、隔離弁を不要とできる。

- ・ 格納容器または 2 次系のメンテナンス時を除く運転状態において、2 次側の圧力を 1 次側より高く保つこと。
- ・ 中間熱交換器及び崩壊熱除去系の 1 次/2 次境界の検査と破損検出ができること。
- ・ 2 次系主配管及び崩壊熱除去系の 2 次系配管が許容できない放射性物質の放出経路とならないこと。

#### 4.7.4. ナトリウムの化学反応に係る設計拡張状態の考え方

設計拡張状態は設計基準事象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、設計拡張状態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、防護手段によって、炉心損傷の起因と

なる状態の発生防止を要求する。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。

なお、この2次系ナトリウムの化学反応に対する要件は、炉心の安全性に直接かかわるものではなく、格納バウンダリあるいは原子炉冷却材バウンダリに外部から作用する外乱に対して、これらバウンダリの裕度を確保するか防護手段を設けることであり、外部起因事象の場合と同様、カテゴリ1とカテゴリ2の要件とは性質の異なるものである(「4.7.6 外部起因事象に対する設計対策の考え方」参照)。

#### 4.7.5. 燃料取扱設備の設計拡張状態の考え方

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、臨界状態になく、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を想定し、カテゴリ1とカテゴリ2の要件を設定する。

燃料貯蔵設備(EVST)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。EVSTについては、原子炉と比較して発熱レベルや初期系統温度が低いとの特徴があり、放散熱による除熱可能性を検討する余地がある。

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。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。

燃料取扱設備からの放射性物質放散を抑制するためのコンファインメント設備が必要であり、DECにおいてもその機能が確保できるようにする必要がある。

#### 4.7.6. 外部起因事象に対する設計対策の考え方

外部起因事象の想定条件は、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。

外部起因事象では、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多くの機器が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。また、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。

外部起因事象に対する対策の要件は、主要安全設備（その機能喪失が炉心損傷に直結しうる設備と事故を終息させるために必要な設備）の裕度確保（「裕度を確保すること」）あるいは物理的分離を含めた防護（「防護手段を設けること」）であり、カテゴリ 1 とカテゴリ 2 の要件とは性質の異なるものである。

裕度確保と防護の結果、内的事象に対する設計対策の多くのものが DEC 対策を含めて有効になると考えられるが、想定を超える外的事象の評価を行った結果、特有の状態が認められる場合、これを設計対策上考慮する。同様の考え方は、保安院の「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規制の基本的考え方について」（平成 24 年 8 月）にも示されている。

地震に対しては、全ての機器に影響が及ぶことから主要安全設備の耐震裕度を十分確保することが基本となる。これが、「裕度を確保すること」の例である。SFR は系統圧力が低く高温であることから冷却系機器は薄肉構造となっている。耐震性を向上させるためには容器や配管の板厚を増加させるとともに、必要に応じて触れ止め構造やサポート構造を設置することとなるが、熱応力を緩和するためには薄肉としたほうが有利であり、耐震性と耐熱性の両立を図る必要がある。免震技術を導入して機器への入力地震動を低減することも有効である。個別機器の設計対応としては、例えば、原子炉構造については、原子炉容器の座屈等による破損防止、炉心の健全性確保の観点からの燃料集合体浮き上がり防止、炉心と制御棒の相対変位による反応度投入抑制等の観点からの評価を行い裕度を確保する必要がある。反応度投入が過大となる場合、これを起因とした炉心損傷が考えられるが、そのような状況に対して裕度を大きくとることで炉心損傷を防止できる。主冷却系の機器以外のナトリウムを冷却材に用いる燃料貯蔵設備（EVST）、ダンプタンクを含めた補助ナトリウム系統についても、その破損が大規模なナトリウム火災につながらないように耐震性を確保する必要がある。

津波に対しては、敷地高さを確保して設計基準の津波が安全設備の機能に影響しないように設計されている場合、設計拡張状態としてより高いレベルの津波を想定した場合、安全設備設置室の水密化等の設備対策が考えられる。これが、「防護手段を設けること」の例である。

#### 4.7.7. 事故管理方策の考え方

##### (1) 設計方策との関係

従来の考え方では、決定論的に、AOO 及び DBA のシナリオを想定し、それに対して、安全の判断基準が満足できるように安全設備の設計を行ってきた。安全評価では、基本設計の妥当性を確認する観点から、短時間の過渡挙動に着目して、安全保護系による自動的な炉停止、冷却等のプラント保護動作を評価することが多いが、実際の異常を終息させるためには、運転員の操作が必要となる場面が多くある。事故管理方策を実効的なものにするために設備を準備しておくことも、「設計対策」に含まれると考える。すなわち、設計拡張状態への設計対策には、事故管理方策への対応を前提としたものが含まれる。

事故管理方策は、予期せぬプラント状態に陥った場合の緩和手段を提供するものであり、従来のシナリオベースの設計対策に加えて、シナリオを想定しないアプローチに基づくべきである。一般にシナリオを想定しないという考え方は、起因事象から、その事象に至るまでの事故進展挙動を考慮したシナリオ設定に困難がある場合に、工学的に初期状態を設定することに対応する。

## (2) シナリオレスの考え方

特にテロを含めた外部人為事象については、被害の予測が困難であり、「緩和戦略」を取り入れる。これは、特定のシナリオに基づいて、シーケンスを追って対策を考えるのではなく、あらかじめ対策のメニュー（電源車や可搬型のポンプ等をイメージ）を用意しておいて、プラント状態の診断結果に基づいて適用可能な対策を実行するというものである（シナリオレス。）。外部からアクセス可能な可搬型の設備であれば、それらが破損した場合にも代用品を調達して使用できるので融通性に優れるという利点がある。無論このような対策は万能ではなく、例えば格納容器が大破損したような状況には対応できない。米国の 9.11 テロ対策は、このような考え方に基づいている<sup>100)</sup>。ただし、これは既設炉に対する対策であって、新設炉に対しては、あらかじめ設計で考慮しておくべき事項が盛り込まれるべきであろう。格納容器を中心として、外的事象を含めて「何があっても守らなければならないもの」を決めて、その設計を強固なものとする。そうすれば、あとは、これに電源車なり給水車なりをつなぎこんでやれば冷却と閉じ込め機能が確保できるようにすればよい。ナトリウム炉の場合、外部から手軽にナトリウムを持ち込むことはできないので、あらかじめ外部からブローで空冷するため冷却パスを用意しておくとか、水系をつなぎこめるようにしておくとかいった対策が必要になってくる。

これはカテゴリ 2 に限ったことではなく、除熱手段については、カテゴリ 1 の方策も有効に活用できるようにしておく必要がある。

## (3) 深層防護と事故管理方策に対する考え方

IAEA SSR-2/1 の深層防護レベル（図 25 参照）によれば、設計拡張状態（DEC）はレベル 4 に相当する。SDC において、DEC（#20, Para.5.27）は「DEC を考慮する目的は、DBA で考慮されない事故状態を防止、または（合理的に実行可能な限り）その事故状態の影響を緩和するといったプラント設計ができるようにすることである。これは、DEC に対して付加的な安全設備か、格納機能

を維持するための安全系能力の拡張を要求できる。」と定義されている。また、「DEC では、設計で取り扱うべき追加事故シナリオを同定するとともに、事故を防止するか、あるいは仮に起こったとしても事故影響を緩和するための実効的な対策を計画しなければならない。」とされている。このように、DEC においてシビアアクシデントを防止及び影響緩和することにより、深層防護レベル5のサイト外対応の負担を軽減できる。

IAEA INSAG-12 の深層防護（図 26 参照）では、レベル4の「必須手段」は「補完的手段及びアクシデントマネジメント」（運転員操作）である。それに対して、レベル5では「サイト外緊急時対応」となっているが、実際にはサイト内対応を行っており、「制御」において、レベル4と5は「アクシデントマネジメント」と記述される。「対応」において、レベル4では「特別の設計設備」が要求されている。従来、既存炉のためのアクシデントマネジメントは Add-on の設備と運転員操作との意味に取られているが、この深層防護の考え方を踏まえると、これは「必須手段」に相当しており、狭義のアクシデントマネジメントと言える。一方、「制御」におけるアクシデントマネジメントはレベル5まで含んでおり、広義のアクシデントマネジメントと言える。レベル4の「対応」には「特別の設計設備」があり、これもまたアクシデントマネジメントの範疇となる。

第4世代炉における深層防護は、基本的には INSAG-12 と同様の考え方に基づく。特徴的なことは、図 27 に示すように、「サイト外緊急時対応」を実質的に不要とすることを目的に、「特別の設計設備」を強化することである。

既存炉と第4世代炉の深層防護レベル4及びレベル5の位置づけを図 28 で図示する。東京電力福島第一原子力発電所の事故以前では、第2世代及び第3世代に相当する国内既存炉に対しては、事業者の自主的活動として事故管理方策の整備が行われていたが、規制要求とはなっていなかった。事故後は、事故の教訓を踏まえて Add-on で設備と手順の追加が検討されており、第3世代+炉では Built-in で積極的に設計設備を追加するとともに、Add-on で設備と手順を追加している。軽水炉ではフィルタードベントなどサイト外緊急時対応（レベル5）を伴う対策も検討されている。一方、第4世代炉は、サイト外への放射性物質の放出を抑制するためレベル4を強化することとしており、Built-in で設計対策を増強した設計となっていることが特徴である。ここで、設計拡張状態への対応においても、常用系の設備や深層防護レベル3までに対応する安全設備の復旧操作や緊急時手動操作等による活用を考慮して柔軟に対応できるようにしておくことが望ましい。

深層防護のレベル4を強化して、サイト外緊急時対応を実質的に不要にできたとしても、事故管理方策を検討する上では、レベル5（サイト外に放射性物質が放散される事態）についても対象に含める必要がある。レベル4の強化においては、起因事象からの事象進展を考慮して、放射性物質の有意な放出が生じないように設計対策を施す。このため、レベル5においては、特定の炉心損傷事象の事象進展を念頭においた対策ではなく、上述のシナリオレスの考え方に基づいて、プラント状態の診断結果と使用可能な設備の状況に応じて柔軟に対応できるよう事故管理方策とその手順を用意することとなる。この場合にも、設備の安全重要度や深層防護上の位置づけに関わらず利用可能なものは利用することを検討すべきである。

図 29 に既存炉で検討されているシビアアクシデント対策を分類してみると、補完的手段として

特別の設計設備を用いる場合、恒設の専用あるいは流用設備と運転員操作による場合があるが、これらの設計設備は設計段階で検討するため、SSR-2/1 相当の SDC で要求する必要がある。一方、可搬型設備と運転員操作の場合や運転員操作だけの場合があるが、それらは運転管理で要求される必要がある。このように、既存炉で考慮されるシビアアクシデント対処と同様に、幅広い事故状態を考慮してアクシデントマネジメントを用意する必要がある。従って、運転管理においてアクシデントマネジメント・プログラムは整備されねばならない。

代表的な炉心損傷シナリオを図 30 に示す。除熱喪失事象などの時間余裕がある場合は運転員操作に期待できるが、炉停止失敗事象などの時間余裕がない場合は運転員操作には期待できない。従って、十分な設計対応が必要である。

#### 4.7.8. 能動系と受動系の活用の考え方

各国の SFR 設計と運転経験に基づいて、冗長性と多様性を有する動的安全システムである炉停止及び崩壊熱除去の信頼性が実証されてきている。第 4 世代の SFR では、従来よりも高い安全性を追求しており、すでに実証されている動的安全システムに受動的方策を組み合わせることでこれを達成する。既存の動的安全システムでは、既の実現可能な範囲で冗長性と多様性が取り入れられており、さらなる安全性向上のためには、これ以上のシステムの冗長化を行うよりは、動的安全システムに対して、異なる作動原理に基づくとともに電力源や制御系等の補助設備に依存しない受動的な方策を取り入れること、つまり、動的安全システムに受動的方策を取り入れて両者を適切に組み合わせることが有効である。

深層防護の各レベルは実行可能な限り独立性を持たせる必要がある（クライテリア 7 参照）、DBA と DEC の設計方策には相互に何等かの違い（多様性）を持たせることが重要である。一般に動的安全システムは即応性が高く、異常な過渡変化や事故時の影響を緩和する能力が高い。一方、受動的方策はプラントの温度等の状態量がある程度逸脱した段階からその効果が現れ始めるため、応答がやや緩慢である。このため、DBA に対しては主として動的安全システムで対応し、そこに受動的方策を取り入れることによって、動的安全システムが機能しない過酷なプラント状態においても、自然に原子炉停止し、崩壊熱が除去できるように設計することが適切と考えられる。また、炉心損傷に至ることを想定しても、炉心の有する固有の特性に基づいて溶融燃料を分散させ、再臨界を回避するとともに、分散した燃料の冷却性を確保することも DEC に対する有効な設計方策となる。

とはいえ、受動的方策の活用は柔軟に行うべきである。DEC に対して動的な設計方策と事故管理方策を用いることも可能である。同様に、DBA に対して受動的方策を用いることも可能である。

受動的または固有の炉停止や受動的な崩壊熱除去システムの研究開発が世界各国で実施され、実用化の域に近づいてきており、これらを取り入れた安全設計としていくことが肝要である。受動的方策は自然現象に従って動作するが故に、原理的にはその失敗は考えられないが、そのシステム構成によっては失敗に至りうる要因がありうること、異常状態において着目する冷却材温度上昇等の

物理量に不確かさがあることを十分考慮したうえで、それらの失敗要因を取り除いていく必要がある。また、その有効性を実証していく必要がある。

#### 4.7.9. 冗長性と多様性の要件

##### (1) 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、これを厳密に達成することが必ずしも容易ではないことから直接の要件とはせず、安全設計審査指針に記載されている「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つ以上の冗長なシステムまたは機器が存在することであって、これらのシステムあるいは機器が、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を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。

ここで「実用上可能な限り」は、実用化されている技術を用いて可能であれば無条件に多様性を求めるという主旨ではなく、当該設備が有する安全機能の重要度（求められる信頼性）と適用する技術の実用性を考慮して判断するという主旨である。すなわち、当該設備の安全上の重要度を考慮し、これにみあった実用的に実現可能なレベルの多様性（異なる運転状態、異なる作動原理等）を必要な範囲（構成要素レベル、系統レベル等）に適用することを意味する。多様性を取り入れたとしても、当該安全機能の信頼性向上効果が得られない場合もありうることから、コストベネフィットも考慮して、システム全体の設計の中で採否を総合的に判断する必要がある。具体的には個別の設計概念毎、個別設備毎にケース・バイ・ケースで判断することとなるが、国際的な設計の標準化を図る上では、ある程度共通認識となる具体例を個別設備毎に示しておくことが望ましい。その例を、「(2)具体的要件への反映例」に示す。

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。

## (2) 具体的要件への反映例

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の例を下記に示す。

### <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。

DBA 対応としては能動的なシステムを備え、DEC 対応として受動的な炉停止機構を設置することで動作機能の多様性を確保する。

#### <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（除熱モードとして強制循環と自然循環で多様性を持たせる）、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（例：水蒸気系を活用した除熱）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ので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受動的に動作し、その動作の確実性は高いと考えられるので、冗長性は求めない。

#### <電源設備>

外部電源は複数系統に接続（冗長性を確保）。

非常用電源には予備機を持たせることとし冗長性を要件とする。

DEC 対応としては、非常用電源の喪失要因を分析して代替電源を確保する。設置位置の分離で機能喪失を回避できるのであれば、同種の電源を別の場所に設置、あるいは電源車を用意することで対応可とする。

## 5. 結言

2011年9月22日の首相国連演説で示されたとおり、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た。また、2012年9月14日にエネルギー・環境会議が決定した革新的エネルギー・環境戦略では、福島第一原子力発電所事故の経験と教訓を世界に共有することにより、世界の原子力安全の向上に貢献していくことは我が国の果たすべき責務であると述べられている。

また、革新的エネルギー・環境戦略では、核燃料サイクルは中長期的にぶれずに着実に推進していくことが示されており、我が国の高速炉開発は維持されることとなった。世界においては、福島第一原子力発電所事故後も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。

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SDCを整備することとなった。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。従って、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が所属する中立学術機関の日本原子力学会を活用することが適切である。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SDCの検討を行うこととした。本委員会では、SDCを検討するに際して、議論のプロセスを客観的に明示し透明性と論理性を保証するため、SDC素案に対して委員は意見書を提出し、それに対して回答書を作成する方式とした。これら意見を反映してSDCを改訂するとともに、第4世代炉の安全確保に関する重要な論点を抽出して、委員会で議論がなされた。主要な論点について考え方が整理された。本委員会の検討結果はGIFの場で議論され、GIFでSDCは完成された。

SDC構築にあたり、SDCの下位に位置づけられる詳細な記述のガイドラインの必要性が提起された。今後は安全設計ガイドラインを作成していくことが望まれる。

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」の検討にあ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25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](http://brc.gov/sites/default/files/documents/brc_draft_report_29jul2011_0.pdf)> (accessed 2011-11-21).
- 8) Blue Ribbon Commission on America’s Nuclear Future: “Report to the Secretary of Energy,” U.S. Department of Energy (January 26, 2012), (online) available from <[http://brc.gov/sites/default/files/documents/brc\\_finalreport\\_jan2012.pdf](http://brc.gov/sites/default/files/documents/brc_finalreport_jan2012.pdf)>(accessed 2011-8-17).
- 9) 産経ニュース HP より引用 “原発論議、沸かぬまま 債務危機で関心薄まる” (2012.5.5 19:35) <<http://sankei.jp.msn.com/world/news/120505/erp12050519360006-n1.htm>>(accessed 2011-8-17).
- 10) President of Russia HP より引用 “Meeting with heads of energy companies” (June 21, 2012, 20:45) <<http://eng.kremlin.ru/news/4062>>(accessed 2011-8-17).
- 11) Z. Donghui : “Status of China National SFR Program” International Workshop on Prevention and Mitigation of Severe Accidents in Sodium-cooled fast Reactors, Tsuruga, JAPAN (June, 2012)
- 12) P.Chellapandi : “Overview of Indian FBR Programme” International Workshop on Prevention and Mitigation of Severe Accidents in Sodium-cooled fast Reactors, Tsuruga, JAPAN (June, 2012)
- 13) 原子力百科事典 ATOMICA より引用 “中国・韓国・ブラジルの高速増殖炉研究開発 (03-01-05-12)” <[http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat\\_detail.php?Title\\_No=03-01-05-12](http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=03-01-05-12)>(accessed 2011-8-17).
- 14) J. Chang, Y.-I. Kim, Y. B. Lee, C. B. Lee, S.-J. Kim, T.-h. Lee, G.-H. Koo, and H.-Y. Jeong : “Status of the Fast Reactor Technology Development in Korea” The 45th TWG-FR Meeting, Argonne, France (20-22 June ,2012)
- 15) 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).
- 16) International Atomic Energy Agency: “Fundamental Safety Principles,” Safety Standard Series No. SF-1, IAEA, Vienna (2006).
- 17) International Atomic Energy Agency: “Safety of Nuclear Power Plants: Design,” Safety Standard Series No. SSR-2/1, IAEA, Vienna (2012).
- 18) D. Hill : “SFR Safety Approach in the United States” International Workshop on Prevention and Mitigation of Severe Accidents in Sodium-cooled fast Reactors, Tsuruga, JAPAN (June, 2012)
- 19) Commissariat à l’énergie atomique (CEA) “The ASTRID Project” International Workshop on Prevention and Mitigation of Severe Accidents in Sodium-cooled fast Reactors, Tsuruga, JAPAN

(June,2012)

- 20) Western European Nuclear Regulator's Association (WENRA) "WENRA Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants" (November,2010)
- 21) V. Rachkov, Y. Ashurko : "APPROACHES TO SAFETY JUSTIFICATION OF SFR DESIGNS" IAEA-GIF Workshop on Operational and Safety Aspects of Sodium Cooled Fast Reactor, Vienna, Austria, (June 23-25, 2010)
- 22) P.Mohanakrishnan: "Safety Criteria and Guidelines for Future Sodium Cooled Fast Reactors" IAEA-GIF Workshop on Operational and Safety Aspects of Sodium Cooled Fast Reactor, Vienna, Austria (June 23-25, 2010)
- 23) H.-Y. Jeong: "Safety-related SFR Design and Experimental Experiences in Korea" IAEA-GIF Workshop on Operational and Safety Aspects of Sodium Cooled Fast Reactor, Vienna, Austria (June 23-25, 2010)
- 24) Y.-I. Kim : "Status of SFR Development in Korea" International Workshop on Prevention and Mitigation of Severe Accidents in Sodium-cooled fast Reactors, Tsuruga, JAPAN (June,2012)
- 25) R. Lixia : "SFR licensing experiences and issues in China" IAEA-GIF Workshop on Operational and Safety Aspects of Sodium Cooled Fast Reactor, Vienna, Austria (June 23-25, 2010)
- 26) 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", 2012年1月, (2012).
- 27) International Atomic Energy Agency: "Safety of Nuclear Power Plants: Design," Specific Safety Requirements No. SSR-2/1, IAEA, Vienna (2012). 「原子力発電所の安全: 設計」, (online) available from  
<[http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1534\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1534_web.pdf)>
- 28) 第30回 CSS 会合議事録; CSS meeting report 30, (online) available from  
<<http://www-ns.iaea.org/committees/files/css/204/CSSrpt30final.doc>>
- 29) 我が国の IAEA 報告書; Report of Japanese Government to IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety - Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations Transmitted by Permanent Mission of Japan to IAEA, 7 June 2011 , (online) available from  
: Report of Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety  
<[http://www.kantei.go.jp/foreign/kan/topics/201106/iaea\\_houkokusho\\_e.html](http://www.kantei.go.jp/foreign/kan/topics/201106/iaea_houkokusho_e.html)>  
<[http://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/iaea\\_houkokusho.html](http://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/iaea_houkokusho.html)>  
: Additional Report of the Japanese Government to the IAEA,  
<[http://www.meti.go.jp/english/earthquake/nuclear/iaea/iaea\\_110911.html](http://www.meti.go.jp/english/earthquake/nuclear/iaea/iaea_110911.html)> (METI 翻訳版)  
<[http://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/pdf/houkokusyoyo\\_full\\_dai2.pdf](http://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/pdf/houkokusyoyo_full_dai2.pdf)>
- 30) IAEA 日本調査団報告書; Mission Report, The Great East Japan Earthquake Expert Mission, IAEA International Fact Finding Expert Mission of the Fukushima Dai-ichi NPP Accident Following the Great East Japan Earthquake and Tsunami Tokyo, Fukushima Dai-ichi NPP, Fukushima Dai-ni NPP and Tokai Dai-ni NPP, Japan 24 May – 2 June 2011, (online) available from  
<[http://www-pub.iaea.org/mtcd/meetings/pdfplus/2011/cn200/documentation/cn200\\_final-fukushima-mission\\_report.pdf](http://www-pub.iaea.org/mtcd/meetings/pdfplus/2011/cn200/documentation/cn200_final-fukushima-mission_report.pdf)>

- 31) INSAG レター; The Fukushima Accident July 26, 2011 , (online) available from  
<<http://www-ns.iaea.org/committees/files/insag/743/INSAGLetterReport20117-26-11.pdf>>
- 32) 天野事務局長に対して行動計画を報告; (online) available from  
<<http://www-ns.iaea.org/committees/files/CSScomments/1154/letter31May2012CSSChairtoDG.pdf>>
- 33) Document Outline (~DPP) Version 5 dated 17 July 2012, IAEA , (online) available from  
<<http://www-ns.iaea.org/committees/files/CSScomments/1194/AgendaItem4.5DS462DocumentoutlinerevafterSSC17july2012.doc>>
- 34) 第 31 回 CSS 会合議事録(案); CSS meeting report 31 Draft report of the meeting , (online) available from  
<<http://www-ns.iaea.org/committees/files/CSScomments/1153/CSSrpt31draft314-05-09.doc>>
- 35) International Atomic Energy Agency: “Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety,” Specific Safety Requirements No. GSR Part1, IAEA, Vienna (2010). 「政府、法律及び規制の安全に対する枠組み」 , (online) available from  
<[http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1465\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1465_web.pdf)>  
<<http://www.jnes.go.jp/content/000117675.pdf>> (JNES 邦訳版)
- 36) International Atomic Energy Agency: “Site Evaluation for Nuclear Installations,” Specific Safety Requirements No. NS-R-3, IAEA, Vienna (2003). 「原子炉等施設の立地評価」 , (online) available from  
<[http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1177\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1177_web.pdf)>  
<<http://www.jnes.go.jp/content/000016963.pdf>> (JNES 邦訳版)
- 37) International Atomic Energy Agency: “Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation,” Specific Safety Requirements No. SSR-2/2, IAEA, Vienna (2011). 「原子力発電所の安全：試運転と運転」 , (online) available from  
<[http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1513\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1513_web.pdf)>
- 38) International Atomic Energy Agency: “Safety Assessment for Facilities and Activities,” Specific Safety Requirements No. GSR Part4, IAEA, Vienna (2009). 「施設と活動に対する安全評価」 , (online) available from  
<[http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1534\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1534_web.pdf)>  
<<http://www.jnes.go.jp/content/000016964.pdf>> (JNES 邦訳版)
- 39) International Atomic Energy Agency: “The Management System for Facilities and Activities No. GS-R-3, Vienna (2006) 「安全の為にリーダーシップと管理」 , (online) available from  
<[http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1252\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1252_web.pdf)>  
<<http://www.jnes.go.jp/content/000013195.pdf>> (JNES 邦訳版)
- 40) International Atomic Energy Agency: “Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency No. GS-R-2, Vienna (2002). 「原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応」 , (online) available from  
<[http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1133\\_scr.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1133_scr.pdf)>  
<<http://www.jnes.go.jp/content/000013196.pdf>> (JNES 邦訳版)

- 41) 2012年3月28付の原子力安全・保安院報告の「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」, (online) available from  
<<http://www.meti.go.jp/press/2011/03/20120328009/20120328009.html>>
- 42) 第20回 原子力安全委員会臨時会議 平成24年4月26日 「第31回 IAEA 安全基準委員会(CSS 会合)について」, (online) available from  
<<http://www.nsr.go.jp/archive/nsc/anzen/shidai/genan2012/genan020/siry01.pdf>>
- 43) 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](http://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/pdf/houkokusyo_full.pdf)> (accessed 2011-11-22).
- 44) 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](http://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/pdf/houkokusyo_full_dai2.pdf)>, (accessed 2011-11-22).
- 45) “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](http://www.cas.go.jp/jp/genpatsujiko/pdf/kakugi_110815.pdf)> (accessed 2011-11-22).
- 46) 原子力事故再発防止顧問会議: “原子力事故再発防止顧問会議提言”, 平成23年12月13日, (online) available from <<http://www.cas.go.jp/jp/genpatsujiko/info/teigen/teigen.pdf>> (accessed 2012-08-17).
- 47) 内閣官房: “「原子力規制委員会設置法」について”, 平成24年6月, (online) available from <<http://www.cas.go.jp/jp/genpatsujiko/info/seiritsu.html>> (accessed 2012-08-17).
- 48) 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).
- 49) 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).
- 50) 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).
- 51) 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.
- 52) 原子力安全委員会事務局: “多重防護について (案)”, 意交基原 8-2 号, 平成23年3月7日.
- 53) 原子力安全委員会: “発電用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.
- 54) 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原子炉施設の安全確保の基本的考え方)”, 平成24年3月12日.
- 55) 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) .
- 56) 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.
- 57) 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) .
- 58) 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.

- 59) 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.
- 60) 原子力安全基準・指針専門部会: “安全審査指針類の検討について (報告)”, 第 14 回原子力安全委員会資料第 1 号, 平成 24 年 3 月 22 日.
- 61) 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.
- 62) 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.
- 63) 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.
- 64) 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.
- 65) 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.
- 66) 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.
- 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.
- 68) 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事故の技術的知見について (中間とりまとめ)”, 2012 年 2 月 16 日, (2012).
- 69) 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事故の技術的知見について”, 2012 年 3 月 28 日, (2012).
- 70) 原子力安全・保安院: “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規制の基本的考え方について(現時点での検討状況)”, 第 35 回原子力安全委員会資料第 2 号, 2012 年 8 月 27 日, (2012).
- 71) 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.
- 72) 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.
- 73) 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.
- 74) IAEA: “IAEA MISSION TO REVIEW NISA’S APPROACH TO THE “COMPREHENSIVE ASSESSMENTS FOR THE SAFETY OF EXISTING POWER REACTOR FACILITIES (Preliminary Summary)”, (2012), (online) available from <[http://www.iaea.org/newscenter/focus/fukushima/pre\\_report310112.pdf](http://www.iaea.org/newscenter/focus/fukushima/pre_report310112.pdf)>, (accessed 2012-8-17).
- 75) IAEA: “IAEA Mission to Review NISA’S Approach to the “Comprehensive Assessments for the Safety



- of Existing Power Reactor Facilities” Conducted in Japan”, (2012), (online) available from <<http://www.iaea.org/newscenter/focus/actionplan/reports/nisa-mission-report0312.pdf>>, (accessed 2012-8-17).
- 76) 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).
- 77) 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).
- 78) 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).
- 79) 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).
- 80) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “NRC to Inspect Fuel Cycle Facilities on Preparations for Natural Disasters”, Oct 6, 2011, NRC News No.11-191, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1127/ML11279A216.pdf>>, (accessed 2012-8-17).
- 81) 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).
- 82) 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).
- 83) 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).
- 84) 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/ssiryu4-1.pdf>>, (accessed 2011-11-22).
- 85) 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).
- 86) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “10CFR50.54 Conditions of licenses”, (online) available from <<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0054.html>>, (accessed 2012-10-16).

- 87) 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).
- 88) 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).
- 89) 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).
- 90) ACRS: "ACRS REVIEW OF STAFF'S PRIORITIZATION OF RECOMMENDED ACTIONS TO BE TAKEN IN RESPONSE TO FUKUSHIMA LESSONS LEARNED (SECY-11-0137)", (online) available from < <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1131/ML11311A264.pdf>>, (accessed 2012-8-17).
- 91) U.S. Nuclear Regulatory Commission: "NRC APPROVES PRIORITIZATION OF JAPAN LESSONS-LEARNED TASK FORCE RECOMMENDATIONS", NRC News No.11-222, (online) available from < <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1134/ML113490688.pdf> >, (accessed 2012-8-17).
- 92) R. W. Borchardt: "PROPOSED ORDERS AND REQUESTS FOR INFORMATION IN RESPONSE TO LESSONS LEARNED FROM JAPAN'S MARCH 11, 2011, GREAT TOHOKU EARTHQUAKE AND TSUNAMI", SECY-12-0025, February 17, 2012, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1203/ML12039A111.pdf>>, (accessed 2012-8-17).
- 93) U.S. Nuclear Regulatory Commission: "NRC to Issue Orders, Information Request as Part of Implementing Fukushima-Related Recommendations", NRC News No. 12-023, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1206/ML120690627.pdf>>, (accessed 2012-8-17).
- 94) U.S. Nuclear Regulatory Commission: "ISSUANCE OF ORDER TO MODIFY LICENSES WITH REGARD TO REQUIREMENTS FOR MITIGATION STRATEGIES FOR BEYOND-DESIGN-BASIS EXTERNAL EVENTS", EA-12-049, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1205/ML12054A735.pdf>>, (accessed 2012-8-17).
- 95) U.S. Nuclear Regulatory Commission: "ISSUANCE OF ORDER TO MODIFY LICENSES WITH REGARD TO RELIABLE HARDENED CONTAINMENT VENTS", EA-12-050, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1205/ML12054A694.pdf>>, (accessed 2012-8-17).
- 96) U.S. Nuclear Regulatory Commission: "ISSUANCE OF ORDER TO MODIFY LICENSES WITH REGARD TO RELIABLE SPENT FUEL POOL INSTRUMENTATION", EA-12-051, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1205/ML12054A679.pdf>>, (accessed 2012-8-17).
- 97) Japan Lessons-Learned Project Directorate, U.S. Nuclear Regulatory Commission: "Compliance with Order EA-12-049, Order Modifying Licenses with Regard to Requirements for Mitigation Strategies for Beyond-Design-Basis External Events", JLD-ISG-2012-01, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1214/ML12146A014.pdf>>, (accessed 2012-8-17).
- 98) Japan Lessons-Learned Project Directorate, U.S. Nuclear Regulatory Commission: "Compliance with Order EA-12-050, Reliable Hardened Containment Vents", JLD-ISG-2012-02, (online) available from

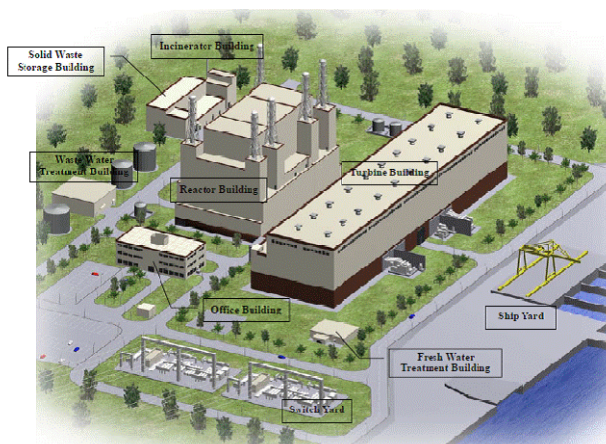
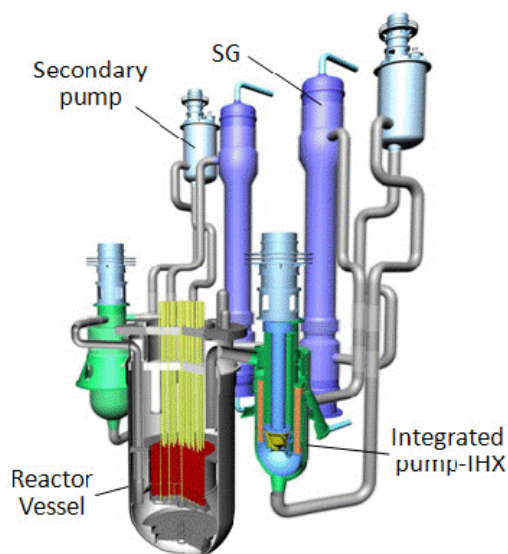
- <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1214/ML12146A371.pdf>>, (accessed 2012-8-17).
- 99) Japan Lessons-Learned Project Directorate, U.S. Nuclear Regulatory Commission: “Compliance with Order EA-12-051, Reliable Spent Fuel Pool Instrumentation”, JLD-ISG-2012-03, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1214/ML12144A323.pdf>>, (accessed 2012-8-17).
- 100) Nuclear Energy Institute, “B.5.b Phase 2&3 Submittal Guideline Revision 2”, Dec. 2006, NEI 06-12.
- 101) A. P. Heymer: “An Integrated, Safety-Focused Approach to Expediting Implementation of Fukushima Daiichi Lessons Learned”, (2011), (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1135/ML11353A008.pdf>>, (accessed 2012-10-16).
- 102) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “NRC Issues Final Safety Evaluation Report for Vogtle New Reactors Application”, NRC News No.11-146, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1122/ML11221A374.pdf>>, (accessed 2012-8-17).
- 103) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “NRC Issues Final Safety Evaluation Report for Virgil C. Summer New Reactors Application”, NRC News No. 11-150, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1123/ML11230B311.pdf>>, (accessed 2012-8-17).
- 104) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “Revised: NRC Approves Rule to Certify Amended AP1000 Reactor Design”, NRC News No. 11-226, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1200/ML120050391.pdf>>, (accessed 2012-8-17).
- 105) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “NRC Concludes Hearing on Vogtle New Reactors, First-Ever Combined Licenses to be Issued”, NRC News No. 12-013, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1204/ML120410133.pdf>>, (accessed 2012-8-17).
- 106) U.S. Nuclear Regulatory Commission: “NRC Concludes Hearing on Summer New Reactors, Combined Licenses to be Issued”, NRC News No. 12-034, (online) available from <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1209/ML120900825.pdf>>, (accessed 2012-8-17).
- 107) ASN, “Complementary Safety Assessments of the French Nuclear Installations, Report by the French Nuclear Safety Authority”, Dec. 2011, (online) available from <<http://www.french-nuclear-safety.fr/index.php/English-version/Complementary-safety-assessments/ASN-report>>, (accessed 2012-08-27).
- 108) IRSN, “Post-Fukushima Complementary Safety Assessments: behaviour of French nuclear facilities in the event of extreme situations and relevance of the proposed improvements”, Translation of IRSN report No.708 (Summary of IRSN report No.679), February 2012, (online) available from <[http://www.irsn.fr/EN/publications/thematic/post-fukushima-CSA/Documents/ECS\\_Report-Summary\\_022012.pdf](http://www.irsn.fr/EN/publications/thematic/post-fukushima-CSA/Documents/ECS_Report-Summary_022012.pdf)>, (accessed 2012-08-27).
- 109) EDF, “EDF will carry out the work needed to fulfill the ASN’s recommendations at its nuclear plants (Press Release)”, 2012-06-28, (online) available from <<http://press.edf.com/press-releases/all-press-releases/2012/edf-will-carry-out-the-work-needed-to-fulfill-the-asnys-recommendations-at-its-nuclear-plants-91177.html>>, (accessed 2012-08-27).
- 110) 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](http://www.consilium.europa.eu/uedocs/cms_data/docs/pressdata/en/ec/120296.pdf)>, (accessed 2011-11-22).
- 111) 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](http://www.wenra.org/extra/news/?module_instance=1&id=29)>, (accessed 2011-11-22).
- 112) 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](http://www.wenra.org/dynamaster/file_archive/110421/0ea2c97b35d658d73d1013f765e0c87d/StressTestsSpecifications2011-04-21.pdf)>, (accessed 2011-11-22).
- 113) 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](http://www.ensreg.eu/sites/default/files/EU%20Stress%20tests%20specifications_0.pdf)>,  
 (accessed 2011-11-22).
- 114) 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).
- 115) European Nuclear Safety Regulators Group: “Peer review report, Stress tests performed on European  
 nuclear power plants”, 2012-04-25, (online) available from  
 <[http://www.ensreg.eu/sites/default/files/EU%20Stress%20Test%20Peer%20Review%20Final%20Report\\_0.pdf](http://www.ensreg.eu/sites/default/files/EU%20Stress%20Test%20Peer%20Review%20Final%20Report_0.pdf)>,  
 (accessed 2012-08-07).
- 116) European Nuclear Safety Regulators Group: “Action plan, Follow-up of the peer review of the stress  
 tests performed on European nuclear power plants”, 2012-07-25, (online) available from <  
<http://www.ensreg.eu/sites/default/files/ENSREG%20Action%20plan.pdf>>,  
 (accessed 2012-08-07).
- 117) European Commission: “Communication from the Commission to the Council and the European  
 Parliament on the comprehensive risk and safety assessments (“stress tests”) of nuclear power plants in  
 the European Union and related activities”, 2012-10-04, (online) available from <  
[http://ec.europa.eu/energy/nuclear/safety/doc/com\\_2012\\_0571\\_en.pdf](http://ec.europa.eu/energy/nuclear/safety/doc/com_2012_0571_en.pdf)>,  
 (accessed 2012-10-07).
- 118) International Atomic Energy Agency: “Safety Glossary, 2007 Edition”, IAEA, Vienna (2007).
- 119) 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).
- 120) R. D. Beccaro, C.H.Mitchell, G.Heusener, “The EFR Safety Approach”, Proc. Int. Conf. on Design and  
 Safety of Advanced Nuclear Power Plants Vol. III, pp29.1-1 ~29.1-8, Oct. 25-29, 1992, Tokyo, Japan.
- 121) S. Kondo, N. Nonaka, H. Niwa, I. Sato, A. Furutani, O. Miyake, “Integrated analysis of In-vessel and  
 Ex-vessel severe-accident sequences”, Proc. Int. Fast Reactor Safety Meeting, 1990, Snow bird, Utah,  
 US.
- 122) A. Bayer, K. Koberlein, “Risk-oriented analysis on the German Prototype Fast Breeder Reactor  
 SNR-300”, Nuclear Safety, Vol. 25, No.1, Jan.-Feb. 1984, pp19-32.
- 123) H. Endo, S. Takahashi, M. Ishida and T. Hoshi, “A study of the initiating phase scenario of unprotected  
 loss-of-flow in a 600 MWe MOX homogeneous core”, Technical committee meeting on material-coolant  
 interactions and material movement and relocation in liquid metal fast reactors, IAEA/IWGFR, O-arai,  
 Ibaraki, Japan, 1994.
- 124) 東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響  
 評価について、平成 23 年 5 月 23 日、東京電力株式会社。
- 125) US NRC, “Preapplication Safety Evaluation Report for the Power Reactor Innovative Small Module  
 (PRISM) Liquid-Metal Reactor Final Report”, NUREG-1368, 1994.
- 126) AP-1000 Design Control Document, Westinghouse, Revision 15.

表 1 各国のナトリウム冷却高速炉の概要

国名	プラント
日本	JSFR ①
	もんじゅ ②
フランス	ASTRID ③
	SUPER-PHENIX1 ④
	SUPER-PHENIX2 ⑤
	PHENIX ⑥
アメリカ	SMFR ⑦
	ALMR ⑧
	CRBRP ⑨
イギリス	CDFR ⑩
	PFR ⑪
ドイツ	SNR-300 ⑫
中国	CFR-1000 ⑬
	CEFR ⑭
ロシア	BN-1200 ⑮
	BN-800 ⑯
インド	CFBR ⑰
	PFBR ⑱
韓国	KALIMER-600 ⑲
	KALIMER-150 ⑳
欧州	EFR ㉑

①日本：JSFR



諸元

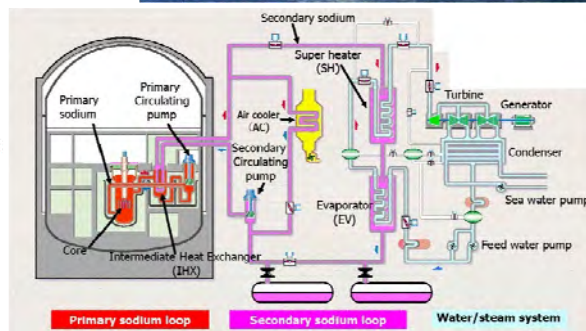
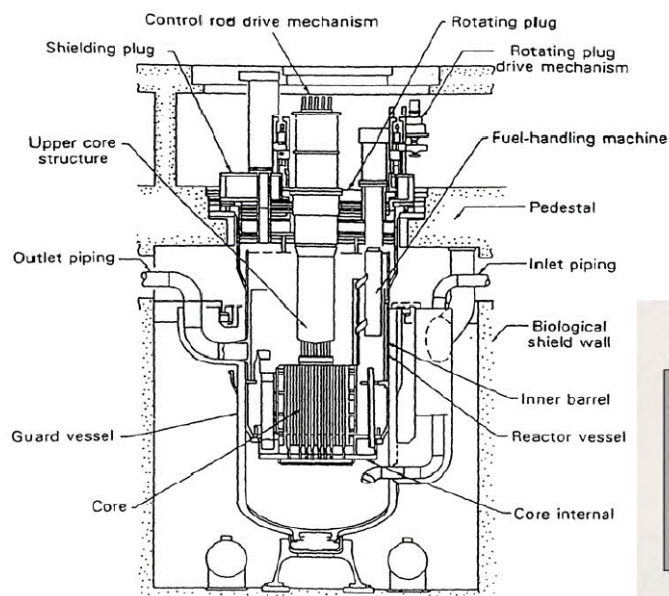
項目	仕様（実用炉）	仕様（実証炉）
熱出力/電気出力	3530MWt / 1500MWe	1765MWt / 750MWe
型式	ループ型	ループ型
ループ数	2	2
燃料	TRU-MOX	-
サイクル長さ	26ヶ月、4バッチ	-
1次冷却材	ナトリウム	ナトリウム
1次冷却材温度（ホットレグ/コールドレグ）	550 / 395℃	550/395
1次冷却材流量	9002kg/s/loop	4500kg/s/loop
2次冷却材温度（ホットレグ/コールドレグ）	520 / 335℃	520/335
2次冷却材流量	7511kg/s/loop	3750 kg/s/loop
SG型式	直管2重伝熱管	-
蒸気温度/圧力	497℃ / 19.2MPa	497℃/19.2MPa
運転実績等	概念設計段階	

出典

- International Atomic Energy Agency, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Proc. Int. Conf., Kyoto, Japan Dec. 7-11 2009, IAEA, Vienna 2012
- T.Sakai, S.Kotake, K.Aoto, et.al. "Conceptual Design Study toward the Demonstration Reactor of JSFR." Proc. of ICAPP`10, San Diego, CA, USA, Jun.13-17 2010.

②日本：もんじゅ 原型炉

プラント概念図



諸元

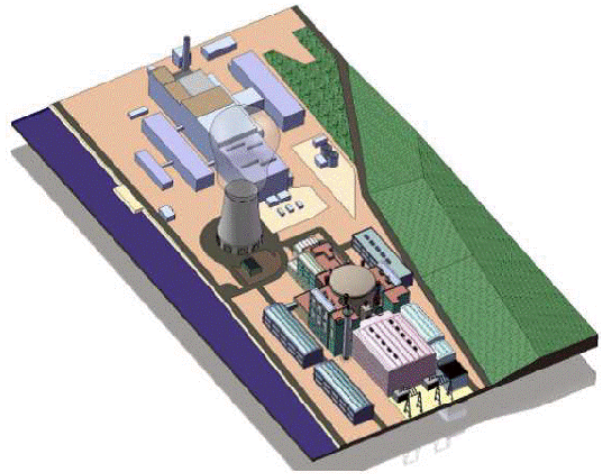
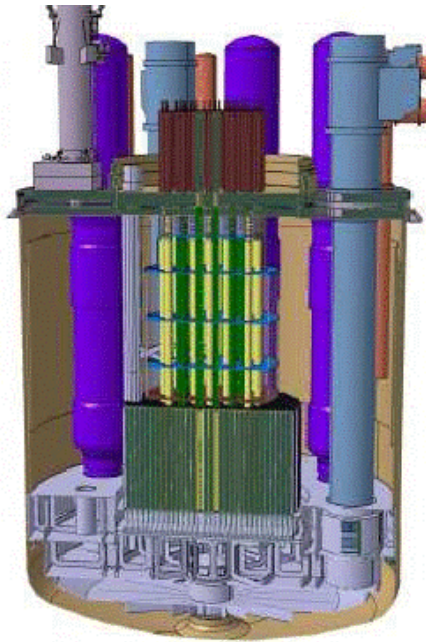
項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	714MWt/280MWe	
型式	ループ型	
ループ数	3	
燃料	MOX	
サイクル長さ	4.5 ヶ月	
1次冷却材	ナトリウム	
1次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	529 / 397°C	
1次冷却材流量	1420 kg/s/loop	
2次冷却材温度 (Hot/Cold)	505 / 325°C	
2次冷却材流量	1030 kg/s/loop	
SG 型式	ヘリカルコイル型	
蒸気温度/圧力	483°C / 12.5MPa	
運転実績等	1994年初臨界、運転停止中	

出典

- ・ S. Monti, "IAEA Programme on Fast Reactors Technology" Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Term Deployment, IAEA FQ, Vienna, Dec.5-9 2011
- ・ International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006

③仏：ASTRID 第4世代原型炉

プラント概念図



※検討途上のオプション

諸元

項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	1500MWt / 600 MWe	※原子炉構造は現段階 で未決
型式	タンク型	
ループ数	-	
燃料	MOX	
サイクル長さ	-	
1次冷却材	-	
1次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	-	
1次冷却材流量	-	
2次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	-	
2次冷却材流量	-	
SG 型式	-	
蒸気温度/圧力	-	
運転実績等	概念検討段階/2017年建設判断	

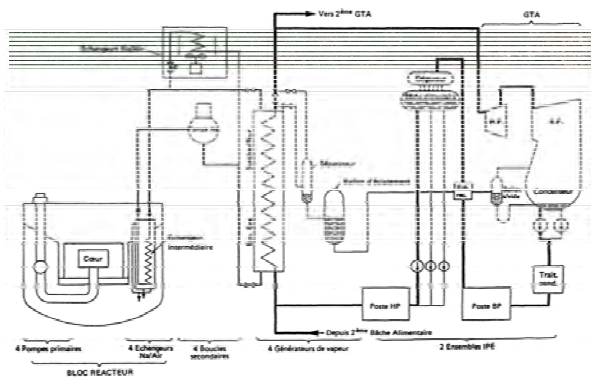
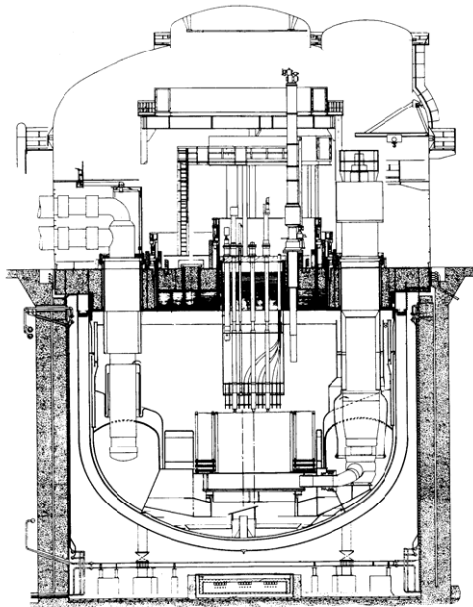
出典

- ・ S. Monti, "IAEA Programme on Fast Reactors Technology" Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Term Deployment, IAEA FQ, Vienna, Dec.5-9 2011
- ・ G. Mignot, "ASTRID Core Design Objectives, Design Approach, and R&D in Support" IAEA Technical Meeting on Innovative Fast Reactor Designs with Enhanced Negative Reactivity Feedback Features Feb. 27-29 2012, Vienna



④仏：SUPER-PHENIX1 実用規模

プラント概念図



諸元

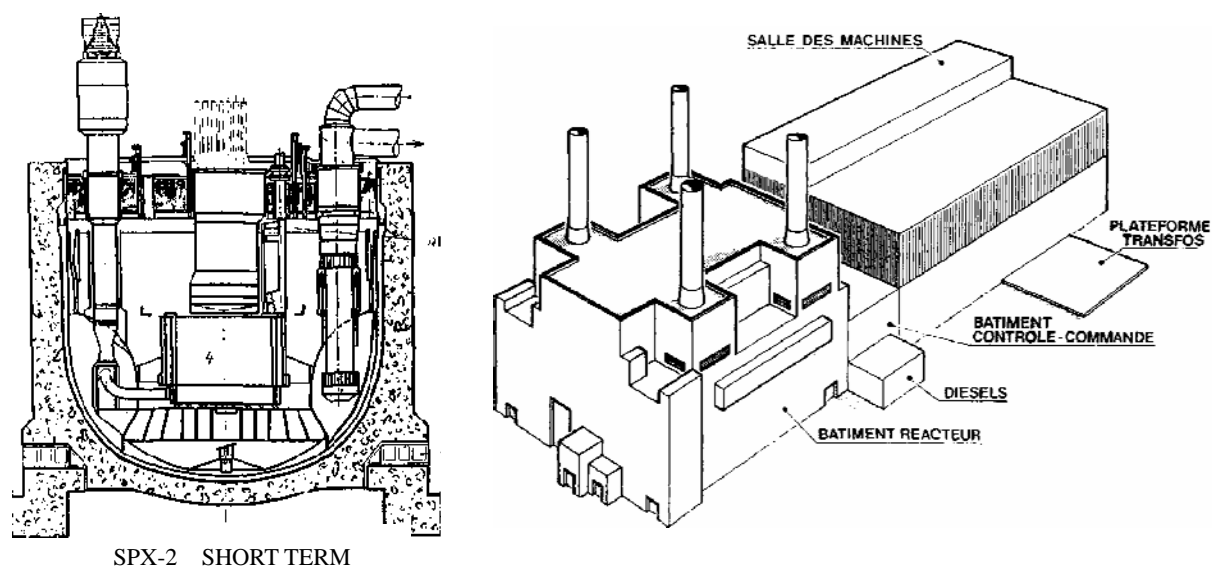
項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	2990MWt/1242MWe	
型式	タンク型	
ループ数	4	
燃料	MOX	
サイクル長さ	21 ヶ月	whole core refuelling
1 次冷却材	ナトリウム	
1 次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	545/395	
1 次冷却材流量	15700 kg/s/loop	Total
2 次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	525/345	
2 次冷却材流量	3270kg/s/loop	
SG 型式	ヘリカルコイル型	
蒸気温度/圧力	487°C / 17.7MPa	
運転実績等	1985 年初臨界 - 1998 年閉鎖	

出典

- International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006
- S. Monti, "IAEA Programme on Fast Reactors Technology" Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Term Deployment, IAEA FQ, Vienna, Dec.5-9 2011

⑤仏 : SUPER-PHENIX2 実用規模

プラント概念図



諸元

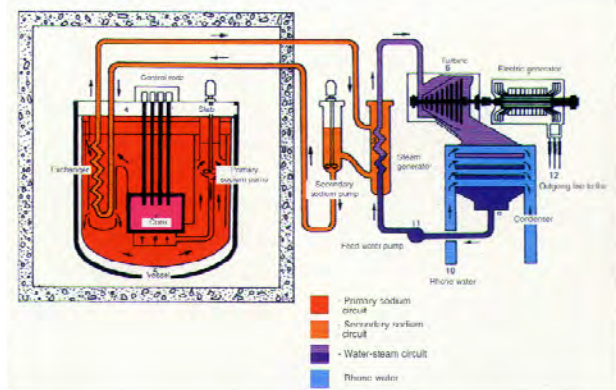
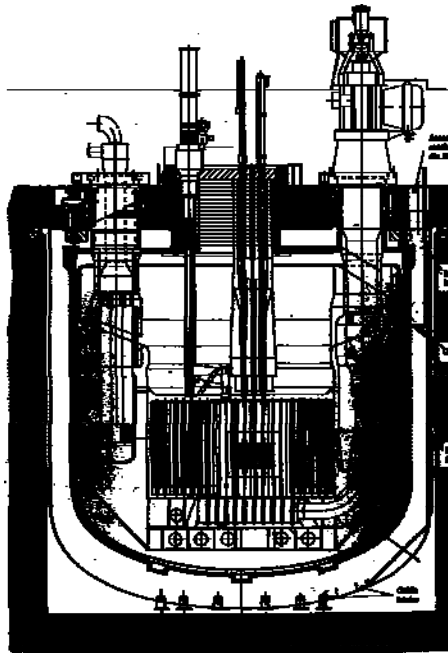
項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	3600 MWt/1440MWe	
型式	タンク型	
ループ数	4	
燃料	MOX	
サイクル長さ	9ヶ月	
1次冷却材	ナトリウム	
1次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	544/397	
1次冷却材流量	4925kg/ s/loop	
2次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	525/345	
2次冷却材流量	3920kg/s/loop	
SG 型式	ヘリカルコイル型	
蒸気温度/圧力	495°C / 17.7MPa	
運転実績等	計画中止 ⇒ EFR に統合	

出典

- International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006
- S. Monti, "IAEA Programme on Fast Reactors Technology" Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Term Deployment, IAEA FQ, Vienna, Dec.5-9 2011

⑥仏：PHENIX 原型炉

プラント概念図



諸元

項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	563 MWth/255MWe	
型式	タンク型	
ループ数	3	
燃料	MOX	
サイクル長さ	3ヶ月	
1次冷却材	ナトリウム	
1次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	560/395	
1次冷却材流量	1000kg/s/loop	
2次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	550/343	
2次冷却材流量	773kg/s/loop	
SG型式	ヘアピン型 (S字型)	
蒸気温度/圧力	510°C / 16.8MPa	
運転実績等	1987年初臨界 - 2010年運転停止	

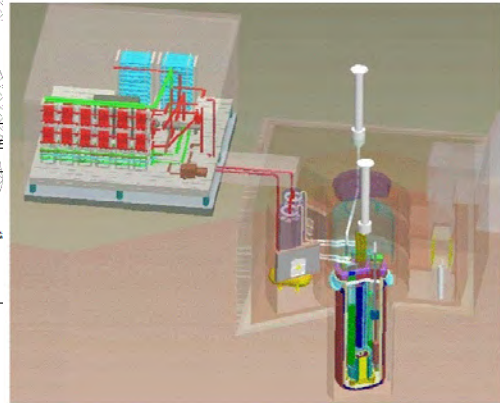
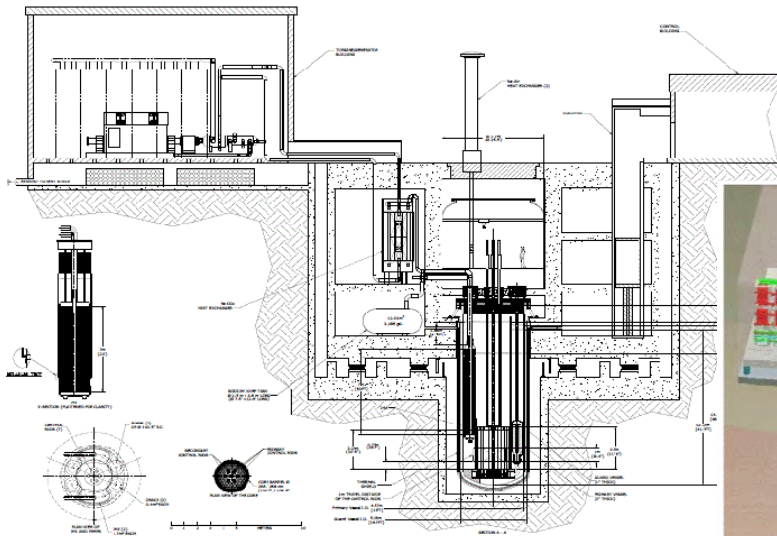
出典

- ・ International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006
- ・ S. Monti, “IAEA Programme on Fast Reactors Technology” Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Term Deployment, IAEA FQ, Vienna, Dec.5-9 2011

⑦米国：SMFR

プラント概念図

Figure 3: Elevation view of SMFR system



諸元

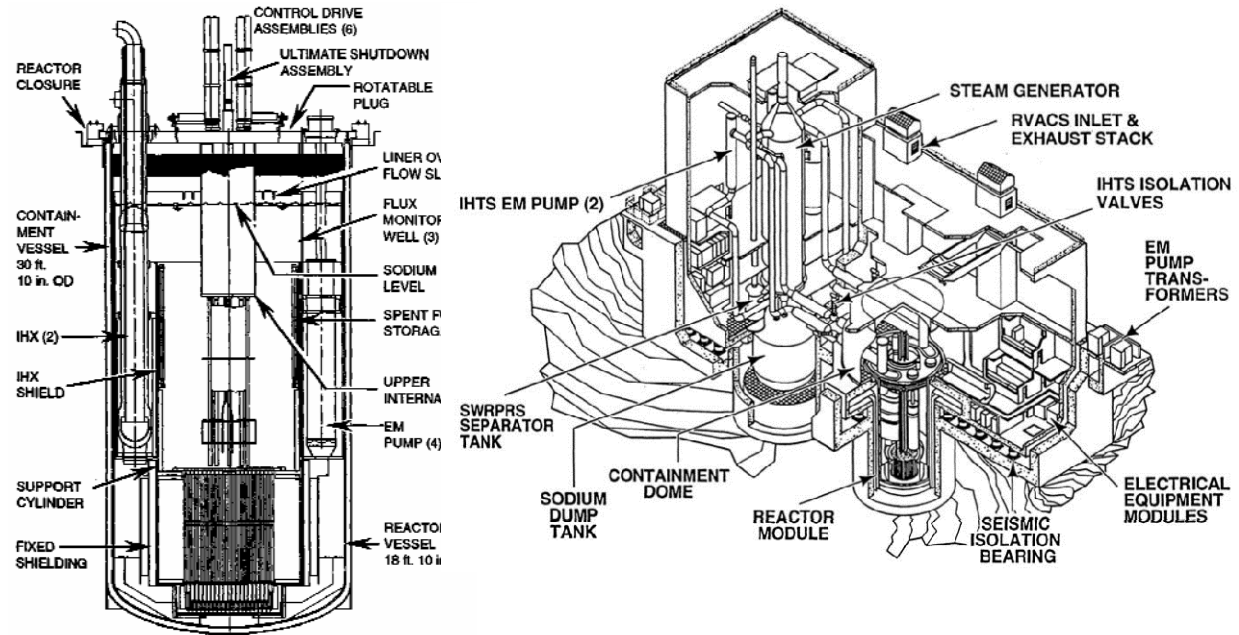
項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	125MWt/50MWe	
型式	タンク型	
ループ数	2	
燃料	Metal(U-TRU-10%Zr Alloy)	
サイクル長さ	30年(燃料交換なし)	
1次冷却材	ナトリウム	
1次冷却材温度(ホットレグ/コールドレグ)	510/355	
1次冷却材流量	314kg/s/loop	
2次冷却材温度(ホットレグ/コールドレグ)	497.6/342	
2次冷却材流量	314kg/s/loop	
発電システム	超臨界CO <sub>2</sub> ブレイトンサイクル	
CO <sub>2</sub> 温度/CO <sub>2</sub> 圧力/CO <sub>2</sub> 流量	479℃ / 20MPa / 60kg/s	
運転実績等	概念検討段階	

出典

- ・“Generation IV Nuclear Energy Systems System Research Plan for the Sodium-cooled Fast Reactor” Rev. 1.4, 12 Oct. 2007, Updated during the SIA & SO meeting in Tokyo, 2 March 2009.
- ・Small Modular Fast Reactor Design Description, ANL-SMFR-1, July 1, 2005.
- ・"Experimental Facilities for Sodium Fast Reactor Safety Studies", Task Group on Advanced Reactors Experimental Facilities(TAREF), OECD 2011

⑧米国：ALMR 実用規模

プラント概念図



諸元

項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	840MWt/303MWe	モジュール化して複数基を同一サイトに立
型式	タンク型	
ループ数	1	
燃料	U-Pu-Zr Metal (PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub> backup)	
サイクル長さ	19.5 ヶ月	
1次冷却材	ナトリウム	
1次冷却材温度(ホットレグ/コールドレグ)	498/358	
1次冷却材流量	4762kg/s/loop	
2次冷却材温度(ホットレグ/コールドレグ)	477/324	
2次冷却材流量	4409kg/s /loop	
SG 型式	ヘリカルコイル型	
蒸気温度/圧力	429°C / 15.2MPa	
運転実績等	概念設計段階	

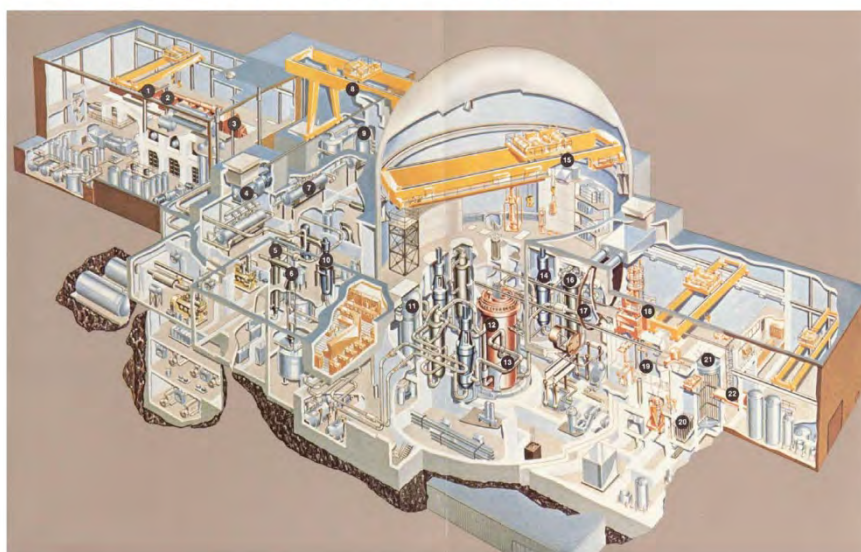
出典

・ International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006

⑨米国：CRBRP 原型炉

プラント概念図

**Clinch River Breeder Reactor Plant (CRBRP)**



諸元

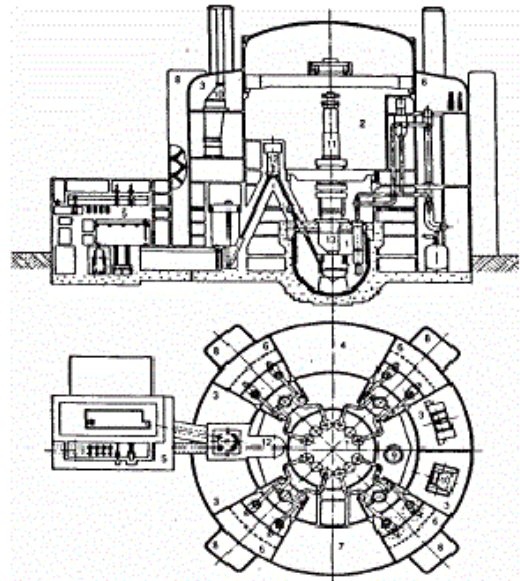
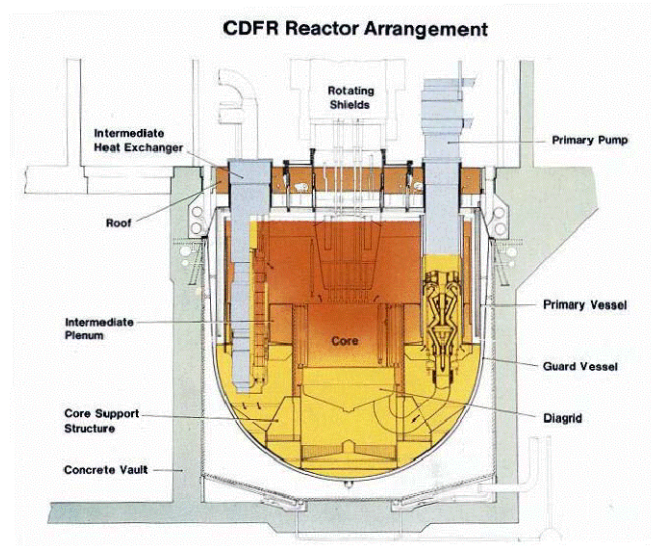
項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	975MWt/380MWe	
型式	ループ型	
ループ数	3	
燃料	MOX	
サイクル長さ	9ヶ月	
1次冷却材	ナトリウム	
1次冷却材温度(ホットレグ/コールドレグ)	535/388	
1次冷却材流量	1747kg/s/loop	
2次冷却材温度(ホットレグ/コールドレグ)	502/344	
2次冷却材流量	1612kg/s/loop	
SG型式	-	
蒸気温度/圧力	482°C / 9.81MPa	
運転実績等	安全審査を行なうが計画中止	

出典

- ・ International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006
- ・ S. Monti, "IAEA Programme on Fast Reactors Technology" Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Term Deployment, IAEA FQ, Vienna, Dec.5-9 2011
- ・ Jim Cahalan. Sodium Fast Reactor Safety #2 DOE/HQ October 31, 2007 NRC/White Flint November 1, 2007 (Rev. 1, October, 2008),  
HP [http://www.ne.doe.gov/pdfFiles/DOENRCOct31Nov01\\_JCahalan.pdf](http://www.ne.doe.gov/pdfFiles/DOENRCOct31Nov01_JCahalan.pdf) (ANL 作成資料)

⑩英国：CDFR 実用規模

プラント概念図



Reactor building cross-section of the CDFR design

諸元

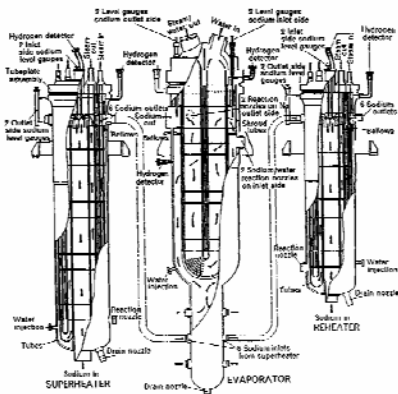
項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	3800MWt/1500MWe	
型式	タンク型	
ループ数	4	
燃料	MOX	
サイクル長さ	9ヶ月	
1次冷却材	ナトリウム	
1次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	540/370	
1次冷却材流量	3860kg/s/10 ploop	
2次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	510/335	
2次冷却材流量	3747kg/s/loop	
SG型式	J字型	
蒸気温度/圧力	490°C / 17.4MPa	
運転実績等	計画中止	

出典

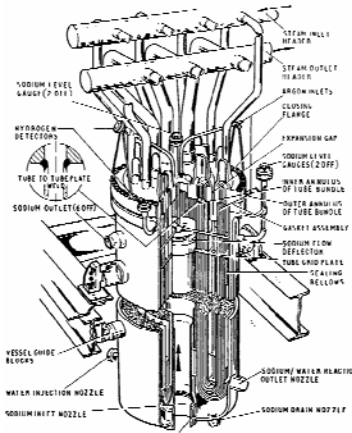
- International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006
- S. Monti, "IAEA Programme on Fast Reactors Technology" Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Term Deployment, IAEA FQ, Vienna, Dec.5-9 2011

⑪英国：PFR 原型炉

プラント概念図



PFR steam generator



PFR superheater



諸元

項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	650MWt/250MWe	
型式	タンク型	
ループ数	3	
燃料	MOX	
サイクル長さ	3ヶ月	
1次冷却材	ナトリウム	
1次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	560/399	
1次冷却材流量	1030kg/s/loop	
2次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	540/370	
2次冷却材流量	975kg/s/loop	
SG型式	U字型	
蒸気温度/圧力	513°C / 12.8MPa	
運転実績等	1974年初臨界 - 1994年閉鎖	

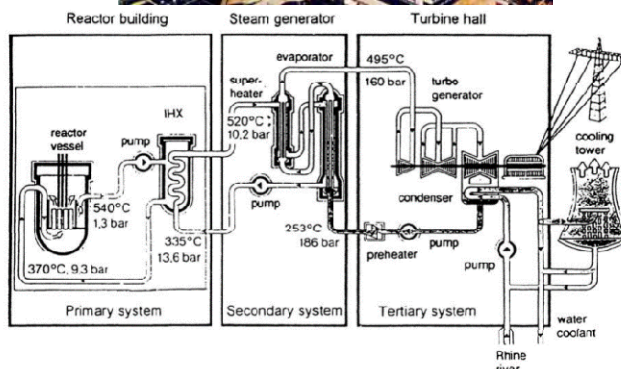
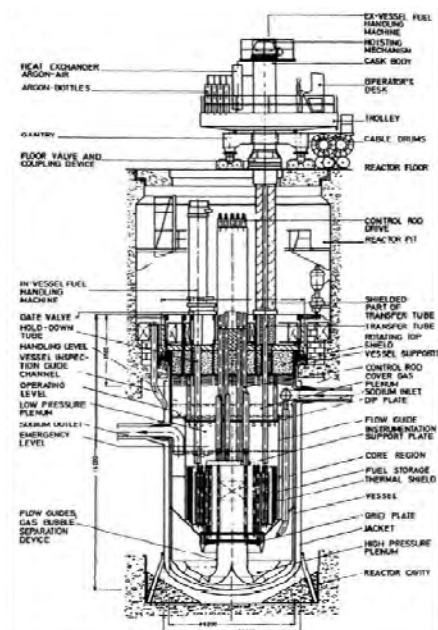
出典

- International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006
- S. Monti, "IAEA Programme on Fast Reactors Technology" Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Term Deployment, IAEA FQ, Vienna, Dec.5-9 2011



⑫独：SNR-300 原型炉

プラント概念図



諸元

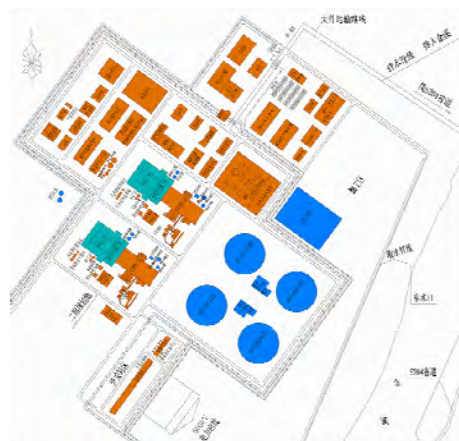
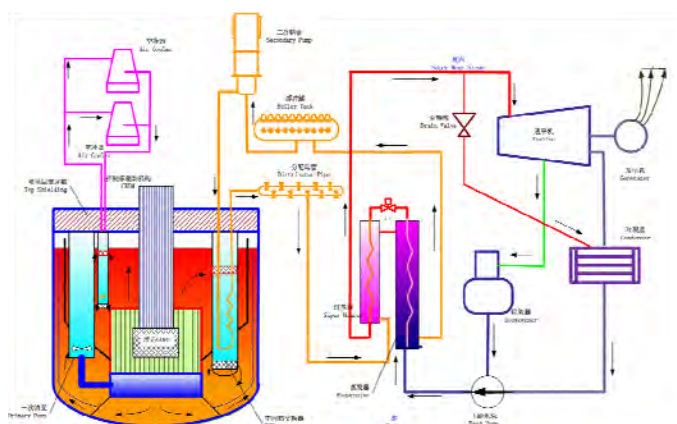
項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	762MWt/327MWe	
型式	ループ型	
ループ数	3	
燃料	MOX	
サイクル長さ	19.5 ヶ月	
1次冷却材	ナトリウム	
1次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	546/377	
1次冷却材流量	1180kg/s/loop	
2次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	520/335	
2次冷却材流量	1090kg/s/loop	
SG 型式	直管/ヘリカルコイル	ループごとに異なる
蒸気温度/圧力	495°C / 16.7MPa	
運転実績等	建設するも、計画中止	

出典

- International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006
- S. Monti, "IAEA Programme on Fast Reactors Technology" Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Term Deployment, IAEA FQ, Vienna, Dec.5-9 2011

⑬中国：CFR-1000

プラント概念図



諸元

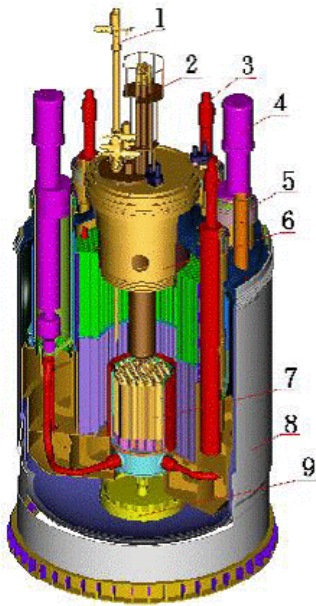
項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	2500MW t /1000MWe	
型式	タンク型	
ループ数	3	
燃料	MOX	
サイクル長さ	-	
1次冷却材	ナトリウム	
1次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	545/352	
1次冷却材流量	10100kg/s	
2次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	540/350	
2次冷却材流量	-	
SG型式	-	
蒸気温度/圧力	-	
運転実績等	概念設計のみ CEFR の次期炉として計画	

出典

- ・ D. Zhang, "SFR technology development and FR strategy of China," TIEF-7, Nov. 19-20, 2010, Tsuruga, Japan

⑭中国：CEFR 実験炉

プラント概念図



諸元

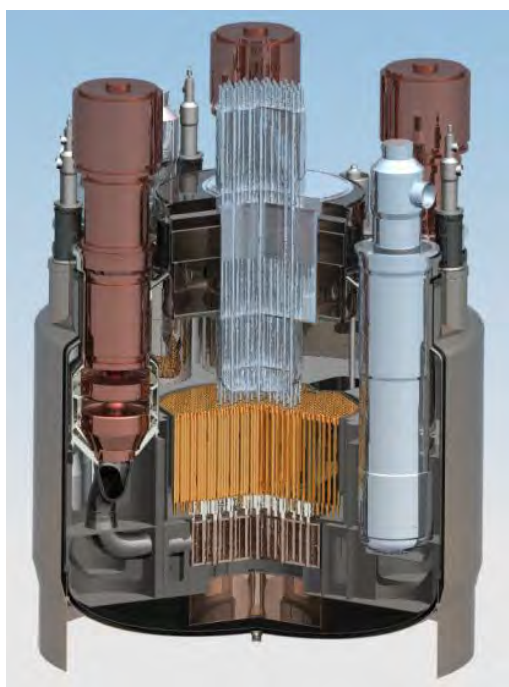
項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	65MWt/23.4MWe	
型式	タンク型	
ループ数	2	
燃料	UO <sub>2</sub>	
サイクル長さ	2.5 ヶ月	
1次冷却材	ナトリウム	
1次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	200kg/s/loop	
1次冷却材流量	530/360	
2次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	137kg/s/loop	
2次冷却材流量	495/310	
SG 型式	直管型	
蒸気温度/圧力	470°C / 13.0MPa	
運転実績等	2010 年初臨界/2011 初併入	

出典

- ・ International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006
- ・ S. Monti, “IAEA Programme on Fast Reactors Technology” Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Term Deployment, IAEA FQ, Vienna, Dec.5-9 2011

⑮ ロシア：BN-1200 実用規模

プラント概念図



諸元

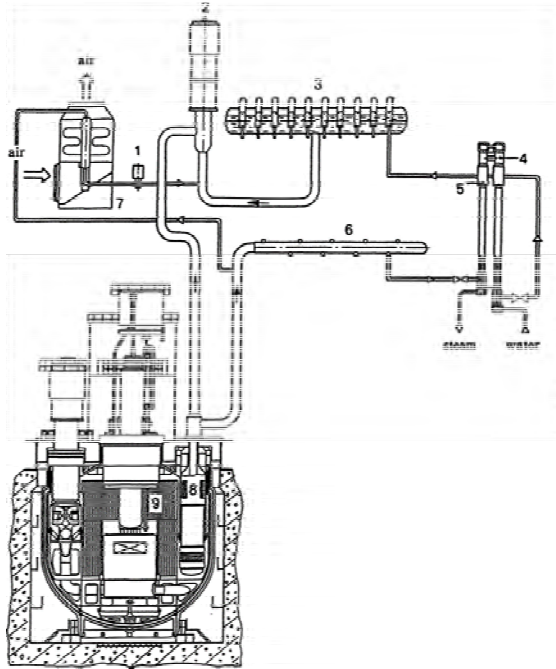
項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	2900MWt/1220MWe	
型式	タンク型	
ループ数	4	
燃料	-	
サイクル長さ	-	
1次冷却材	-	
1次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	550/410	
1次冷却材流量	-	
2次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	527/355	
2次冷却材流量	-	
SG 型式	-	モジュールの統合化を指向
蒸気温度/圧力	510℃ / 14MPa	
運転実績等	概念設計段階/2020年建設予定	

出典

- ・ S. Monti, “IAEA Programme on Fast Reactors Technology” Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Term Deployment, IAEA FQ, Vienna, Dec.5-9 2011
- ・ “Overview of SFR in RUSSIA.” Second Joint GIF – IAEA/INPRO Workshop on Safety Aspects of Sodium-Cooled Fast Reactors, 2011 Nov. 30-Dec. 1

⑩ロシア：BN-800 実証炉

プラント概念図



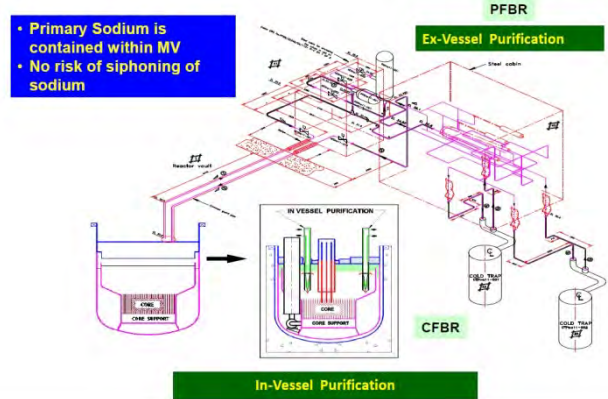
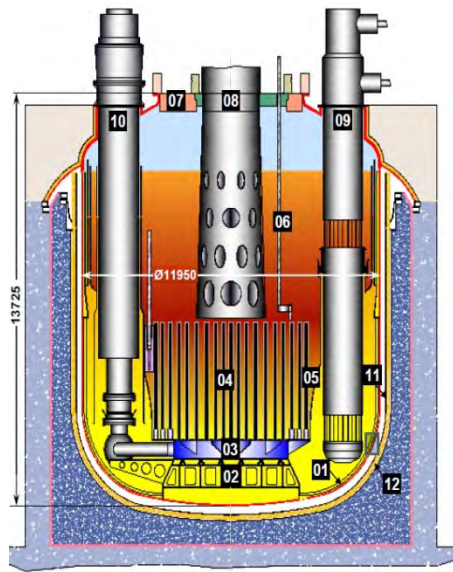
諸元

項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	2100MWt/870MWe	
型式	タンク型	
ループ数	3	
燃料	MOX	
サイクル長さ	4.5 ヶ月	
1次冷却材	ナトリウム	
1次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	547/354	
1次冷却材流量	2900kg/s/loop	
2次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	505/309	
2次冷却材流量	2780kg/s/loop	
SG 型式	直管モジュールタイプ	
蒸気温度/圧力	490°C / 13.7MPa	
運転実績等	建設中/2014年建設完了予定	

出典

- ・ International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006
- ・ S. Monti, "IAEA Programme on Fast Reactors Technology" Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Term Deployment, IAEA FQ, Vienna, Dec.5-9 2011

⑰インド：CFBR 実用規模



諸元

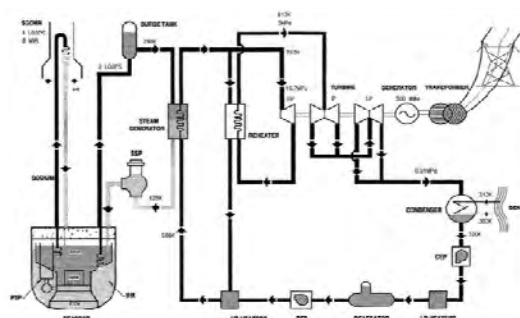
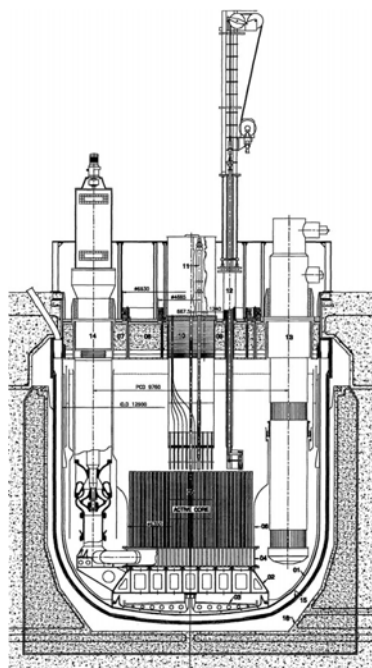
項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	500 MWe	ツインユニット
型式	タンク型	
ループ数	2	
燃料	MOX	
サイクル長さ	-	
1次冷却材	ナトリウム	
1次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	-	
1次冷却材流量	-	
2次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	-	
2次冷却材流量	-	
SG 型式	-	
蒸気温度/圧力	-	
運転実績等	概念設計段階/2023年建設予定	

出典

- ・ S. Raghupathy, "Innovative Design Concepts and Associated R&D for Future FBRs" IAEA TM, Feb. 29-Mar 02, 2012, Vienna
- ・ P. Chellapandi, "R&D Towards Safety Features of Future SFRs in India" Second Joint GIF-IAEA/INPRO Consultancy Meeting on Safety Aspects of SFRs IAEA, Nov. 30-Dec. 1st 2011, Vienna

⑱インド：PFBR 原型炉

プラント概念図



諸元

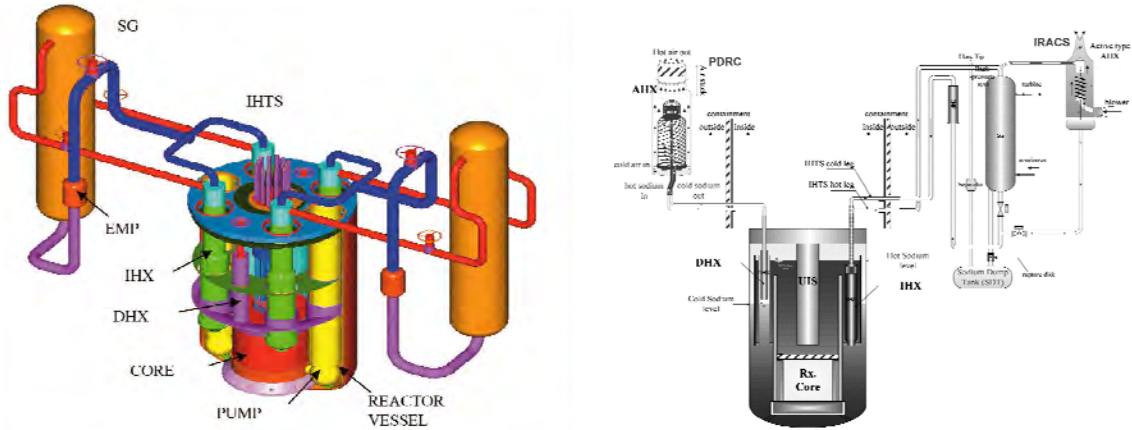
項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	1250MWt/500MWe	
型式	タンク型	
ループ数	2	
燃料	MOX	
サイクル長さ	8ヶ月	
1次冷却材	ナトリウム	
1次冷却材温度(ホットレグ/コールドレグ)	547/397	
1次冷却材流量	3540kg/s/loop	
2次冷却材温度(ホットレグ/コールドレグ)	525/355	
2次冷却材流量	2900kg/s/loop	
SG 型式	直管型	
蒸気温度/圧力	490°C / 16.7MPa	
運転実績等	建設中/2013 年初臨界予定	

出典

- International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006
- S. Monti, "IAEA Programme on Fast Reactors Technology" Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Term Deployment, IAEA FQ, Vienna, Dec.5-9 2011
- P. Chellapandi, "R&D Highlights Towards Severe Accident Investigations" International Workshop on Prevention and Mitigation of Severe Accidents in SFR, Tsuruga, Japan, 11-13 June 2012

①9韓国：KALIMER-600

プラント概念図



諸元

項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	1,525 MWt /600 MWe	
型式	タンク型	
ループ数	2	
燃料	Metal(U-TRU-10%Zr Alloy)	
サイクル長さ	18 ヶ月	
1 次冷却材	-	
1 次冷却材温度 (ホットレグ°/コールドレグ°)	545/370	
1 次冷却材流量	-	
2 次冷却材温度 (ホットレグ°/コールドレグ°)	-	
2 次冷却材流量	-	
SG 型式	ヘリカルコイル型	
蒸気温度/圧力	495°C / 16.5MPa	
運転実績等	概念設計段階/2012 年より 100~200MWe の原型炉を検討	

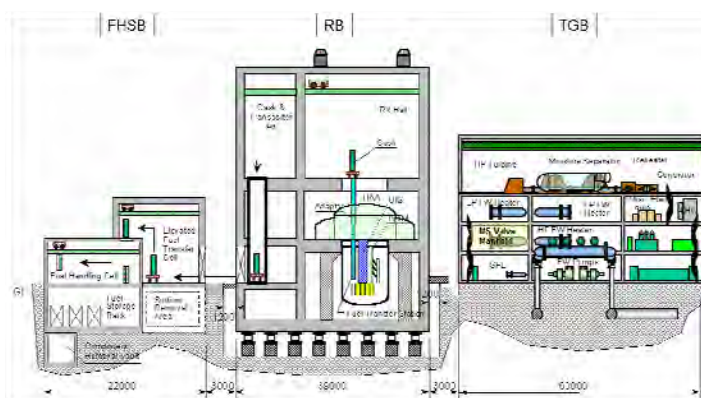
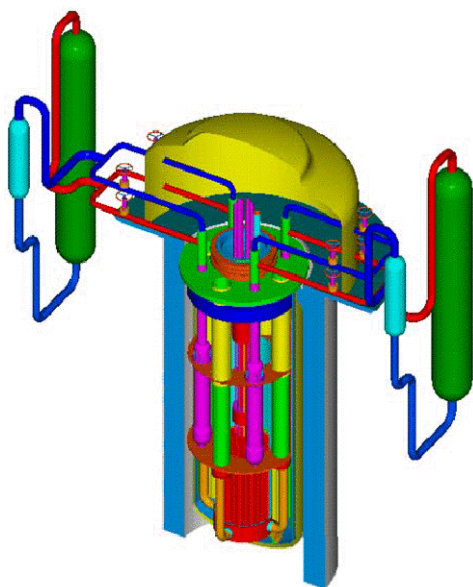
出典

- ・ “Generation IV Nuclear Energy Systems System Research Plan for the Sodium-cooled Fast Reactor” Rev. 1.4, 12 Oct. 2007, Updated during the SIA & SO meeting in Tokyo, 2 March 2009.
- ・ D. Hahn, “Conceptual Design of the Sodium-Cooled Fast Reactor KALIMER-600” Nuc. Design Tech. Vol. 39 No. 3 p. 194, June 2007
- ・ W. P. Chang, Y. M. Kwon, H. Y. Jeong, S. D. Suk, and Y. B. Lee, "Inherent Safety Analysis of the KALIMER Under a LOFA with a Reduced Primary Pump Halving Time, Nuc. Eng. and Tech., VOL.43 NO.1 Feb. 2011



⑳韓国：KALIMER-150 原型炉

プラント概念図



諸元

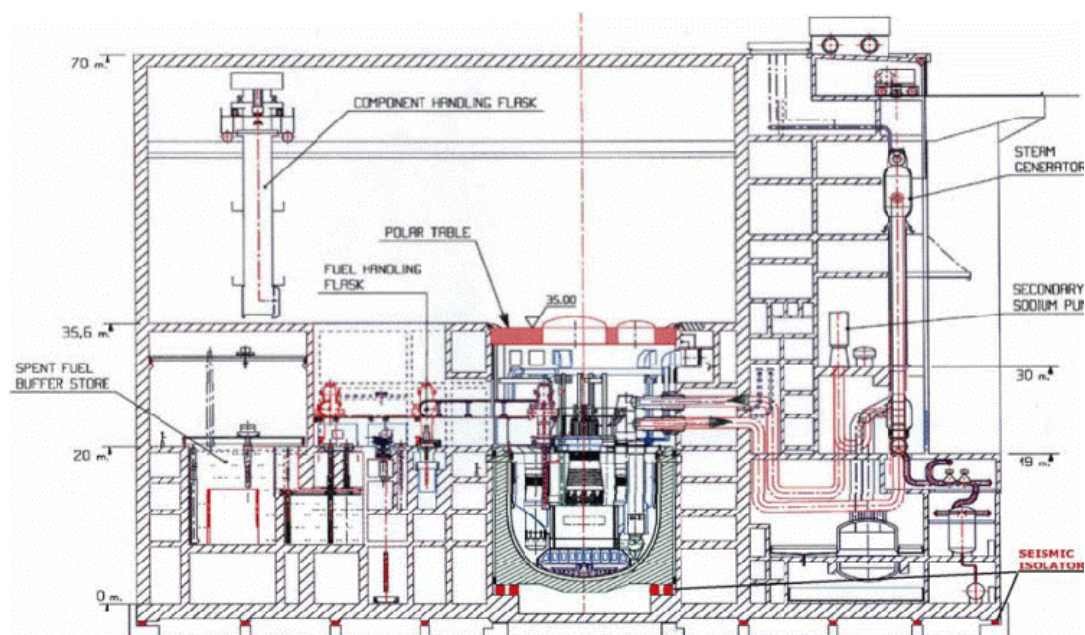
項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	392.2MWt/162.2MWe	
型式	タンク型	
ループ数	4 (一次) / 2 (二次)	
燃料	U-TRU-Zr	
サイクル長さ	18ヶ月	
1次冷却材	ナトリウム	
1次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	530/386	
1次冷却材流量	536kg/s/loop	
2次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	511/340	
2次冷却材流量	902kg/s/loop	
SG 型式	-	
蒸気温度/圧力	483℃ / 15.5MPa	
運転実績等	概念設計段階	

出典

- ・ International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006
- ・ S. Monti, "IAEA Programme on Fast Reactors Technology" Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Term Deployment, IAEA FQ, Vienna, Dec.5-9 2011

②欧州：EFR 実用規模

プラント概念図



諸元

項目	仕様	備考
熱出力/電気出力	3600MWt/1580MWe	
型式	タンク型	
ループ数	3 (一次系) /6 (二次系)	
燃料	MOX	
サイクル長さ	14 ヶ月	
1 次冷却材	ナトリウム	
1 次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	545/395	
1 次冷却材流量	6433kg/s/loop	
2 次冷却材温度 (ホットレグ/コールドレグ)	525/340	
2 次冷却材流量	2550kg/s/loop	
SG 型式	直管型	
蒸気温度/圧力	490°C / 18.5MPa	
運転実績等	概念設計段階で計画中止	

出典

- ・ International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006
- ・ S. Monti, "IAEA Programme on Fast Reactors Technology" Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Term Deployment, IAEA FQ, Vienna, Dec.5-9 2011

表 2 各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要 炉心構成

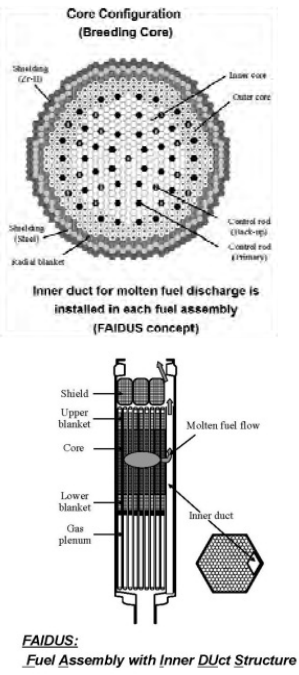
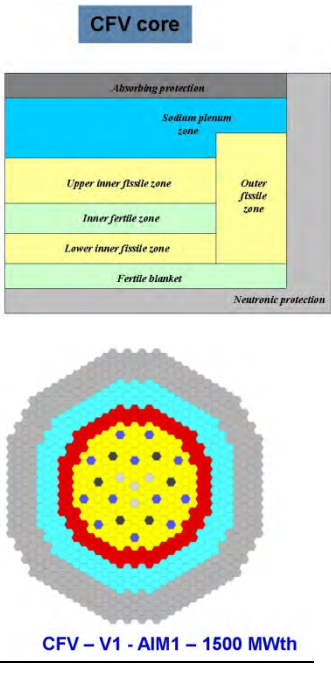
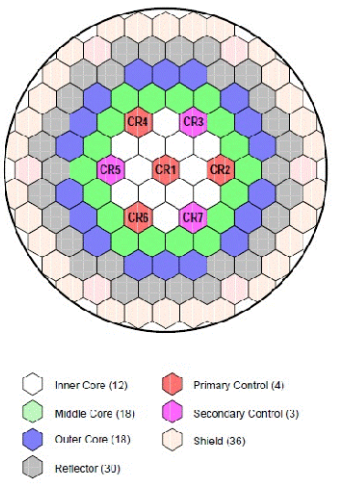
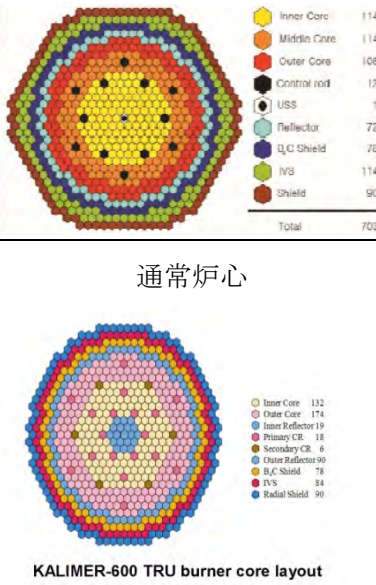
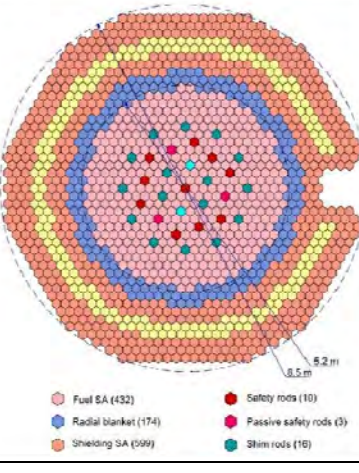
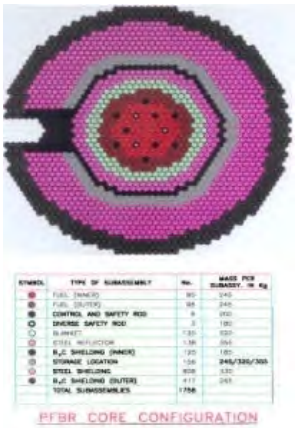
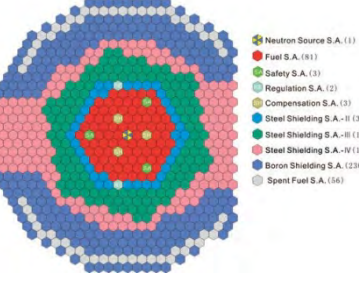
日本	仏国	米国	韓国	ロシア	インド	中国
<p><b>概念図 (JSFR)</b></p>  <p>Core Configuration (Breeding Core)</p> <p>Inner duct for molten fuel discharge is installed in each fuel assembly (FAIDUS concept)</p> <p>FAIDUS: Fuel Assembly with Inner Duct Structure</p>	<p><b>概念図 (ASTRID)</b></p>  <p>CFV core</p> <p>ASTRID - V1 - AIM1 - 1500 MWth</p>	<p><b>概念図 (SMFR)</b></p>  <p>Inner Core (12) Primary Control (4) Middle Core (18) Secondary Control (3) Outer Core (18) Reflector (36) Reflector (36)</p>	<p><b>概念図 (KALIMER-600)</b></p>  <p>KALIMER-600 TRU burner core layout</p> <p>i) No blanket assemblies for proliferation resistance ii) Inner/Outer core charged TRU enrichment (w/o): 21.6/28.9</p> <p>TRU 燃焼炉心</p>	<p><b>概念 (BN-1200)</b></p>  <p>BN-1200 CORE CONFIGURATION</p>	<p><b>概念 (PFBR)</b></p>  <p>PFBR CORE CONFIGURATION</p>	<p><b>概念 (CEFR)</b></p>  <p>CEFR CORE CONFIGURATION</p>
<p><b>説明 (JSFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心形式：MOX 燃料、均質 2 領域炉心</li> <li>反応度制御の考え方 ボイド反応度は正だが、通常運転時は負の反応度制御性を持つ</li> <li>CDA 対策として FAIDUS、炉内コアキャッチャー等を検討中</li> </ul>	<p><b>説明 (ASTRID)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心形式：MOX 燃料、上部ナトリウムプレナム付軸方向非均質炉心</li> <li>反応度制御の考え方 炉停止失敗時の炉心損傷回避を目的として、実効的なナトリウムボイド反応度を負とする炉心としている（ゼロボイド炉心）</li> </ul>	<p><b>説明 (SMFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心形式：金属燃料 (U-Pu-Zr)、均質 3 領域炉心</li> <li>反応度制御の考え方 30 年間燃料交換なし、通常制御は 4 本の PCR のバンク制御</li> <li>Na ボイド反応度は正だが、径方向膨張などによる中性子漏えいを受動安全に採用 (EBR-II での ULOF 試験を根拠としている)</li> </ul>	<p><b>説明 (KALIMER-600)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心形式：金属燃料 (U-Pu-Zr)、均質 3 領域炉心(通常炉心) / 均質 2 領域炉心 (TRU 燃焼炉心)</li> <li>反応度制御の考え方 GEM の採用を検討している模様</li> </ul>	<p><b>説明 (BN-1200)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>反応度制御の考え方 ゼロボイド炉心を検討中、温度感知要素を用いた受動的な制御も検討中 (システムは不明)</li> <li>LOF に対して受動的炉停止系を採用 (炉停止系参照)</li> </ul>	<p><b>説明 (CFBR/PFBR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心形式：MOX 燃料、均質 2 領域炉心 (推定)</li> </ul>	<p><b>説明 (CEFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心形式：酸化ウラン燃料 (UO<sub>2</sub>)、均質 3 領域炉心</li> </ul>
<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>S. Kubo, "A Safety design approach for sodium-cooled fast reactor core toward commercialization in Japan" IAEA Technical Meeting on Innovative Fast Reactor Designs with Enhanced Negative Reactivity Feedback Features, Feb. 27-29 2012</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>N. Devictor, "Pre-Conceptual Design Study of Astrid Core" IAEA Technical Meeting on Innovative Fast Reactor Designs with Enhanced Negative Reactivity Feedback Features Feb. 27-29 2012, Vienna</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Small Modular Fast Reactor Design Description, ANL-SMFR-1, July 1, 2005.</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>P. Ha, J. Yoo, M-H. Baek, and S-J. Kim, "Evaluation of Sodium Void Effect in the KALIMER-600 TRU Burner" IAEA Technical Meeting on Innovative Fast Reactor Designs with Enhanced Negative Reactivity Feedback Features Feb. 27-29 2012, Vienna</li> <li>W. P. Chang, et al., "Inherent Safety Analysis of the KALIMER Under a LOFA with a Reduced Primary Pump Halving Time", Nuc. Eng. and Tech. Vol. 43 No.1 Feb. 2011</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Proc. Int. Conf., Kyoto, Japan Dec. 7-11 2009, IAEA, Vienna 2012</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>S. Raghupathy, "Innovative design concepts and associated R&amp;D for future FBRs" Technical Meeting to Identify Innovative Fast Neutron Systems Development Gaps, Feb. 29-Mar. 2 2012, Vienna</li> <li>S.B. Bhonje et al., "Safety Design of Prototype Fast Breeder Reactor", Proc. of ICAPP '04, Jun. 13-17, 2004. Pittsburgh, PA USA, Paper 4327 (ANS)</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>D. Zhang, "Status of China National SFR Program" International Workshop on Prevention and Mitigation of Severe Accidents in Sodium-cooled fast Reactors 11th-13th June, 2012 in Tsuruga, JAPAN</li> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Proc. Int. Conf., Kyoto, Japan Dec. 7-11 2009, IAEA, Vienna 2012.</li> </ul>

表 3 各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要 原子炉停止系

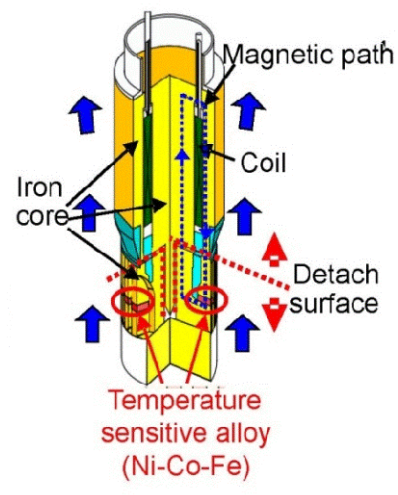
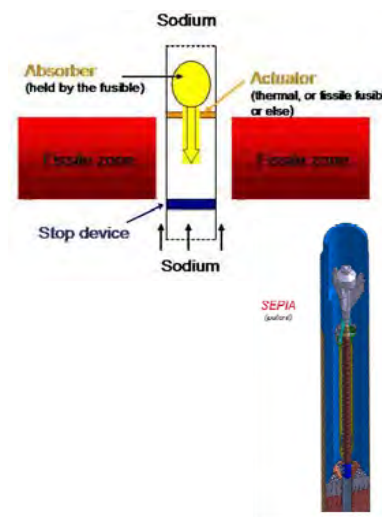
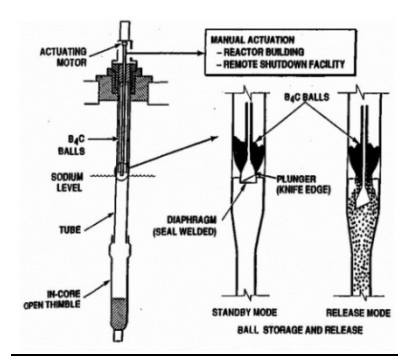
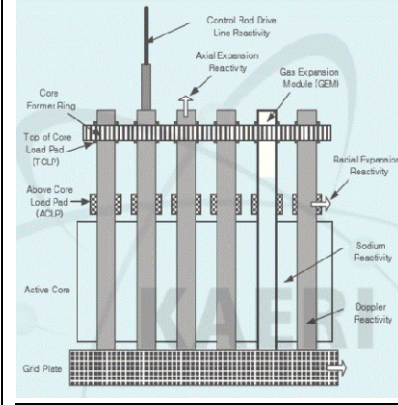
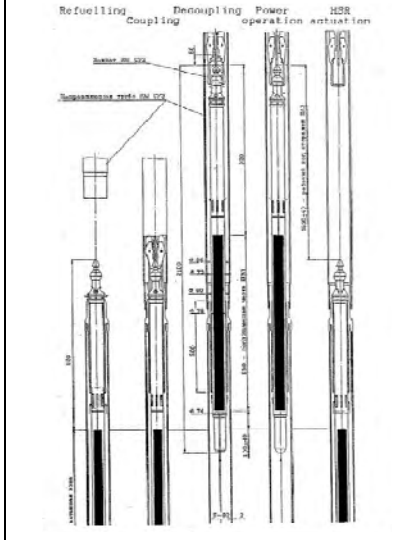
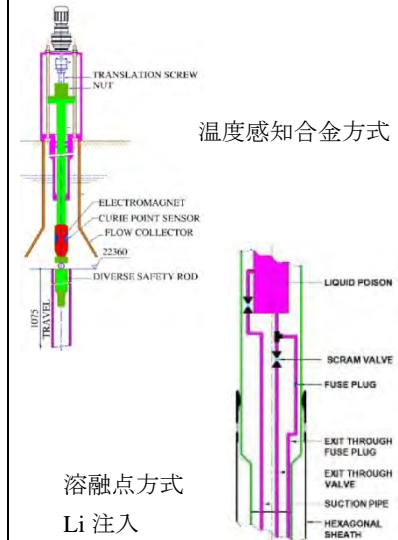
日本	仏国	米国	韓国	ロシア	インド	中国
<p><b>概念図 (JSFR)</b></p> 	<p><b>概念図 (ASTRID)</b></p> 	<p><b>概念図 (ALMR)</b></p> 	<p><b>概念図 (KALIMER-600)</b></p>  <p>※受動的炉停止系の図がないため、GEMを採用した図を示す</p>	<p><b>概念図 (BN-1600/BN-800)</b></p> 	<p><b>概念図 (CFBR)</b></p> 	<p><b>概念図</b></p>
<p><b>説明 (JSFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>受動的な炉停止系として、ある一定の温度に達すると磁性を失う温度感知合金を用いた自己作動型炉停止機構 (SASS: Self Actuates Shutdown System)を採用。</li> <li>原子炉停止系は主炉停止系と後備炉停止系の2系統から構成され、SASSは後備炉停止系に設置される。</li> <li>後備炉停止系は、信号による作動と温度感知による受動的な作動の2つの機能を備える。</li> </ul>	<p><b>説明 (ASTRID)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>受動的な炉停止系として、熔融金属保持方式の採用を検討中。ASTRIDの呼称はSEPIA system (SEntinelle Passived' Insertiond' Anti-réactivité)。</li> <li>通常時は低融点の金属により毒物(ボロン)を保持し、炉心の異常時には冷却材温度上昇により保持している金属が融け、ボロンによる負の反応度が投下される。</li> <li>原子炉停止系2系にプラスして受動的炉停止系を導入</li> </ul>	<p><b>説明 (ALMR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>hot-standby後の炉停止系として、手動でB4C球を炉心に投入するUltimate Shutdown System (USS)を採用。</li> <li>USSと併せて、炉心流量が低下すると封入ガス体積が増加し、中性子漏えいが増加して負の反応度が挿入されるGas expansion module (GEM)を採用。</li> <li>原子炉停止系は能動系1系統+USS1系統+GEMで構成</li> </ul>	<p><b>説明 (KALIMER-600)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>受動的な炉停止系として、温度感知合金を用いたシステムの採用を検討。</li> <li>炉停止系ではないがGEMを採用する模様</li> <li>原子炉停止系は2系統、構成は不明。能動系1系統+受動系1系統は必ず備える模様。</li> </ul>	<p><b>説明 (BN-1600/BN-800)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>受動的な炉停止系として液体圧保持方式の開発(ロシアでの呼称: HSR: Hydraulically suspended shutdown rods)をしていたが、実際に採用されているかは、情報が不明。当初BN-800向けに開発されていた。BN-1200の情報においても採否不明。</li> <li>炉内の冷却材流量が低くなると制御棒が落下する。</li> <li>原子炉停止系は2系統と思われる。</li> </ul>	<p><b>説明 (CFBR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>受動的な炉停止系として温度感知合金を用いた炉停止系を開発中。他に、熔融点方式を用いた液体毒物注入による停止系も開発中。後者は能動的にも受動的にも動作可能。</li> <li>原子炉停止系は能動系1系統+(受動+能動)系1系統と思われる(JSFRと同じ)</li> <li>2種類の受動系について両者を採用するのか、片方を採用する方向なのかは不明</li> </ul>	<p><b>説明 (CEFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉停止系は能動系2系統で構成。</li> <li>受動的炉停止能力はない</li> </ul>
<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Development of Passive Shutdown System for SFR, Nuc. Tech. Vol. 170, APR. 2010</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>G. Mignot, "ASTRID Core Design Objectives, Design Approach, and R&amp;D in Support" IAEA Technical Meeting on Innovative Fast Reactor Designs with Enhanced Negative Reactivity Feedback Features Feb. 27-29 2012, Vienna</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006</li> <li>"Preapplication Safety Evaluation Report for the Power Reactor Innovative Small Module (PRISM)" Liquid-Metal Reactor, NUREG-1368, 1994.</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>P. Ha, et al., "Evaluation of Sodium Void Effect in the KALIMER-600 TRU Burner" IAEA Technical Meeting on Innovative Fast Reactor Designs with Enhanced Negative Reactivity Feedback Features Feb. 27-29 2012, Vienna</li> <li>W. P. Chang, "Inherent Safety Analysis of the KALIMER Under a LOFA with a Reduced Primary Pump Halving Time", Nuc. Eng. and Tech. Vol. 43 No.1 Feb. 2011</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>IAEA, Absorber materials, control rods and designs of shutdown systems for advanced liquid Metal fast reactors, IAEA-TECDOC-884, IAEA, 1995</li> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>S. Raghupathy, "Innovative Design Concepts and Associated R&amp;D for Future FBRs" IAEA TM to Identify Innovative Fast Neutron Systems Development Gaps Feb. 29-Mar 02, 2012, Vienna</li> <li>P. Chellapandi, "Status of Fast Reactor Programme in India" Status of Fast Reactor in World, Mar. 8, 2012, Tsuruga, Japan</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006</li> </ul>

表 4 各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要 原子炉冷却系の設計 (炉心損傷対策)

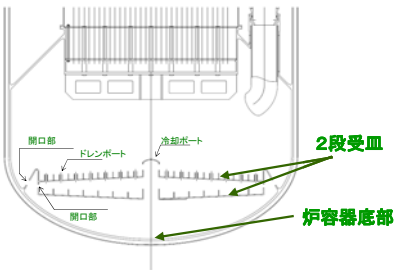
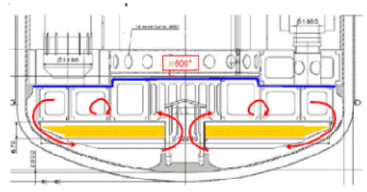
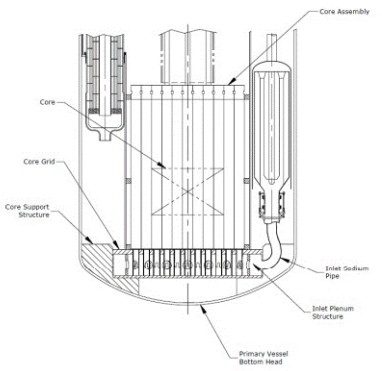
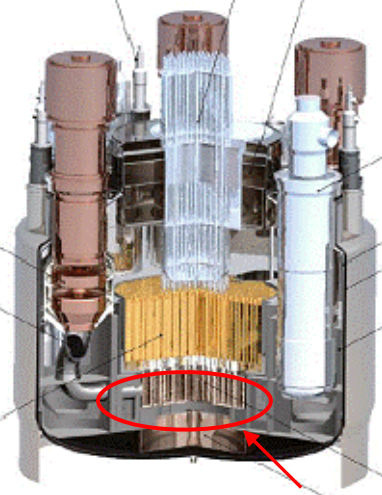
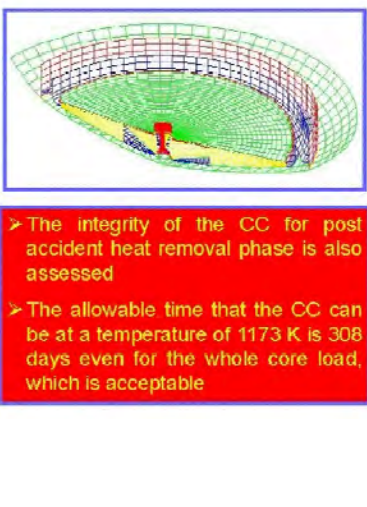
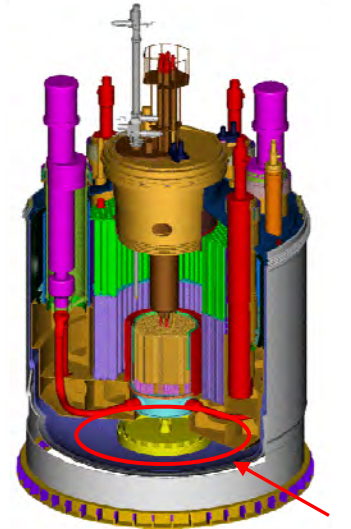
日本	仏国	米国	韓国	ロシア	インド	中国
<p><b>概念図 (JSFR)</b></p> 	<p><b>概念図 (ASTRID)</b></p> 	<p><b>概念図 (SMFR)</b></p> 	<p><b>概念図</b></p>	<p><b>概念図 (BN-1200)</b></p> 	<p><b>概念図 (CFBR)</b></p>  <p>                 &gt; The integrity of the CC for post accident heat removal phase is also assessed                  &gt; The allowable time that the CC can be at a temperature of 1173 K is 308 days even for the whole core load, which is acceptable             </p>	<p><b>概念図 (CEFR)</b></p> 
<p><b>説明 (JSFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉容器内に 2 段受皿を用意し、燃料デブリを保持する設計としている。冷却は崩壊熱除去系で行う。</li> </ul>	<p><b>説明 (ASTRID)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ASTRID では、コアキャッチャーは導入するが、炉容器の内か外のいずれに設置するかは未定である。</li> <li>概念図は炉容器内の例。</li> <li>炉容器外コアキャッチャーを選択した場合は、炉容器内終息を採用しないこととなる。</li> </ul>	<p><b>説明 (SMFR/ALMR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>現状 SMFR にはコアキャッチャーは設けられていない。</li> <li>以下 ALMR</li> <li>ALMR の許認可の過程で Bethe-Tait 型事故の影響評価を規制側から要求され、評価を追加した。</li> <li>熔融状態の金属燃料を炉構造下部で保持するシナリオを提示した模様。</li> </ul>	<p><b>説明</b></p>	<p><b>説明 (BN-1200)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>実証炉 BN-800 (建設中)、実用炉 BN-1200 ともに、炉容器内にコアキャッチャーを設置している。</li> </ul>	<p><b>説明 (CFBR/PFBR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>CFBR (次期炉) /PFBR (建設中) いずれにおいても、炉容器内コアキャッチャーを設置して、燃料デブリを保持する設計としている。</li> <li>CDA 時の機械的エネルギー放出に対して、PFBR では反応度投入率が約 65 \$/s 時に 100MJ 発生すると評価。100MJ における炉容器 (Main Vessel) の健全性評価を行い、構造健全性が確保可能としている (実力では 1/13 モックアップ試験等を基に 1200MJ まで耐えうると評価)。</li> <li>なお、実際の ULOF 時の反応度投入は 10 \$ と計算している。</li> </ul>	<p><b>説明 (CEFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>CEFR は炉内コアキャッチャーを設置している</li> </ul>
<p><b>参考文献</b></p>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Proc. Int. Conf., Kyoto, Japan Dec. 7-11 2009, IAEA, Vienna 2012</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Small Modular Fast Reactor Design Description, ANL-SMFR-1, July1, 2005</li> <li>Preapplication Safety Evaluation Report for the Power Reactor Innovative Small Module (PRISM) Liquid-Metal Reactor, NUREG-1368, 1994.</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Proc. Int. Conf., Kyoto, Japan Dec. 7-11 2009, IAEA, Vienna 2012</li> <li>A Review of the Core Catcher Design in LMR, KAERI/TR-1898/2001</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>P. Chellapandi, "Studies Towards Safety Related to Sodium in India" Second Joint GIF-IAEA/INPRO Consultancy Meeting on Safety Aspects of SFRs IAEA, Vienna, 30th Nov-1st Dec 2011</li> <li>P. Chellapandi, "R&amp;D Towards Safety Features of Future SFRs in India" Second Joint GIF-IAEA/ INPRO Consultancy Meeting on Safety Aspects of SFRs IAEA, Nov. 30-Dec. 1st 2011, Vienna</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>D. Zhang, "SFR technology development and FR strategy of China" 43rd Meeting of the Technical Working Group on Fast Reactors (TWG-FR), 17-21 May 2010.</li> <li>S. Monti, "IAEA Programme on Fast Reactors Technology" Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Term Deployment, IAEA FQ, Vienna, Dec. 5-9 2011</li> </ul>

表 5 各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要 原子炉冷却系の設計 (原子炉冷却材の液位確保対策)

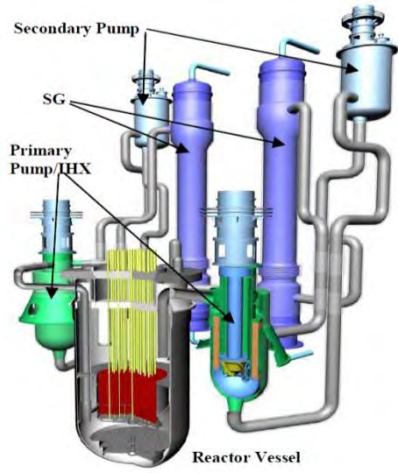
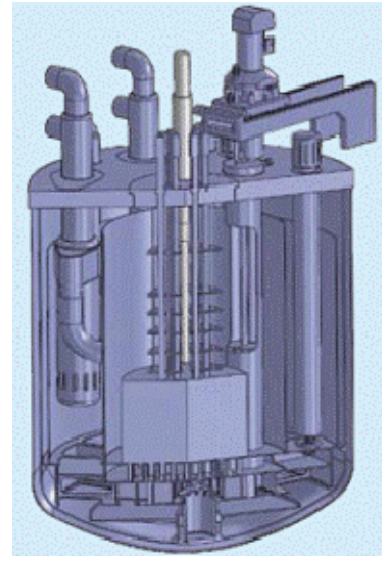
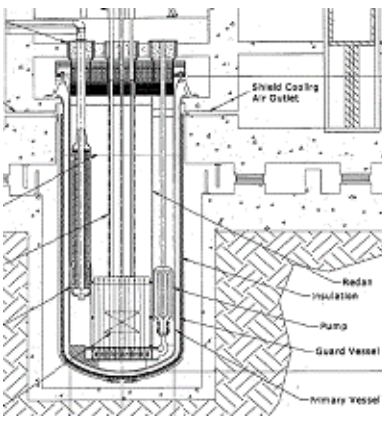
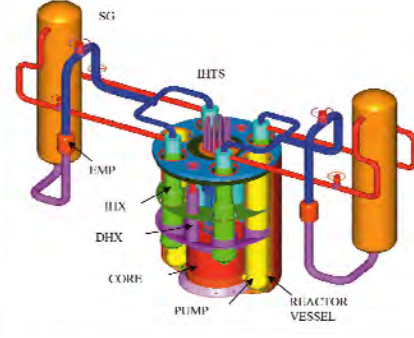

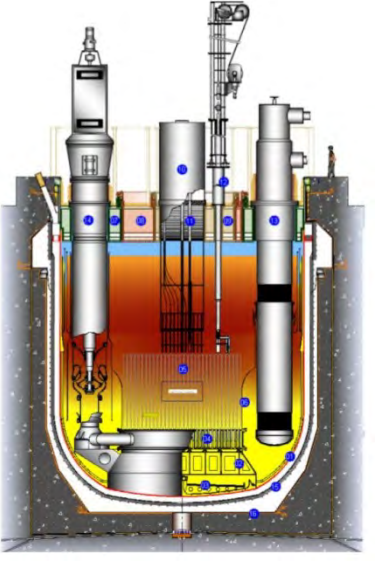
日本	仏国	米国	韓国	ロシア	インド	中国
<p><u>概念図 (JSFR)</u></p> 	<p><u>概念図 (ASTRID)</u></p> 	<p><u>概念図 (SMFR)</u></p> 	<p><u>概念図 (KALIMER-600)</u></p> 	<p><u>概念図 (BN-1200)</u></p> 	<p><u>概念図 (PFBR)</u></p> 	<p><u>概念図</u></p>
<p><u>説明 (JSFR)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2重バウンダリ (ガードベッセル及び外管) で冷却材を保持し、EsLを確保する設計。</li> <li>・ EsLより下方にホットレグ配管の下端を設置し、1次冷却材の循環を確保。</li> <li>・ 配管を高所に引き回し。</li> <li>・ 冷却材漏えい時に1次系カバーガス及び窒素ガスを隔離。</li> </ul>	<p><u>説明 (ASTRID)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2重バウンダリ (ガードベッセル) を採用。</li> </ul>	<p><u>説明 (SMFR)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2重バウンダリ (ガードベッセル) を採用。</li> <li>・ 原子炉容器からの冷却材漏えいに対しても炉容器液位をIHX吸込み口上部以上に確保する設計としている。</li> </ul>	<p><u>説明 (KALIMER-600)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉容器からナトリウムが漏えいがあった場合、格納容器と原子炉容器のアンヌラス空間で1次系ナトリウムを保持する。</li> <li>・ 格納容器と原子炉容器のアンヌラス空間はアルゴンガス雰囲気、ナトリウム漏えい検知器を設置する。</li> </ul>	<p><u>説明 (BN-1200)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2重バウンダリ (ガードベッセル) を採用。</li> </ul>	<p><u>説明 (PFBR)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2重バウンダリ (ガードベッセル) を採用。</li> <li>・ メインベッセルとガードベッセルの間は窒素雰囲気。</li> <li>・ 原子炉容器からの冷却材漏えいに対しても炉容器液位をIHX吸込み口上部以上に確保。</li> </ul>	<p><u>説明</u></p>
<p><u>参考文献</u></p>	<p><u>参考文献</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ CEA News, From Research to Industry, Autumn 2010, 14th issue, France</li> </ul>	<p><u>参考文献</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Small Modular Fast Reactor Design Description, ANL-SMFR-1, July 1, 2005</li> </ul>	<p><u>参考文献</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Dohee hahn, et al., "Design Features of Advanced Sodium-Cooled Fast Reactor KALIMER-600", Proc. of ICAPP '04, Paper 4327 p. 643, Jun. 13-17, 2004, Pittsburgh, PA USA</li> <li>・ Dohee hahn, et al., "Conceptual Design of the Sodium-Cooled Fast Reactor KALIMER-600" Nuclear Engineering and Technology, Vol. 39 No. 3 JUNE, 2007</li> <li>・ W. P. Chang, "Inherent Safety Analysis of the KALIMER Under a LOFA with a Reduced Primary Pump Halving Time", Nuc. Eng. and Tech. Vol. 43 No. 1 Feb. 2011</li> </ul>	<p><u>参考文献</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ V. Poplavsky, A. Chebeskov "State of the Art and Trends of Development of Fast Reactor Technology" Proc. of ICAPP 2011, Nice, France May 2-5, 2011, Paper 11460</li> <li>・ International Atomic Energy Agency, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Proc. Int. Conf., Kyoto, Japan Dec. 7-11 2009, IAEA, Vienna 2012</li> </ul>	<p><u>参考文献</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ "Design of Prototype Fast Breeder Reactor", Indira Gandhi Centre for Atomic Research, Kalpakkam, Dec. 2003</li> <li>・ S. C. Chetal, "Impact of Fast Reactor Operating Experience on PFBR Design to Enhance Safety" IAEA - GIF Workshop on Operational and Safety Aspects of Sodium Cooled Fast Reactors, Jun. 23-25 2010, Vienna</li> </ul>	<p><u>参考文献</u></p>

表 6 各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要 原子炉冷却材系の設計（2次系ナトリウム-水反応対策）

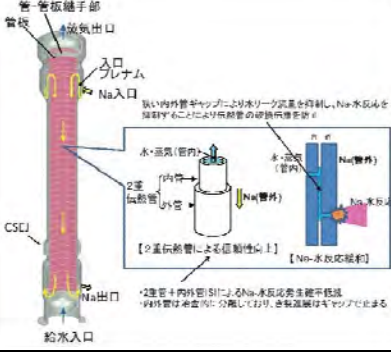
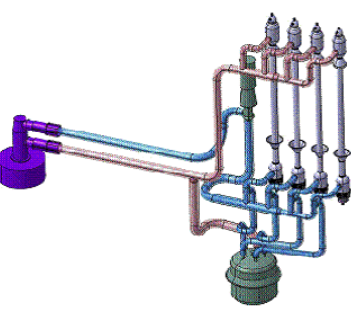
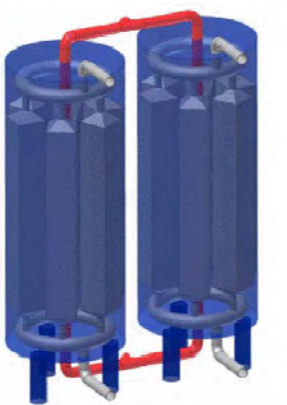
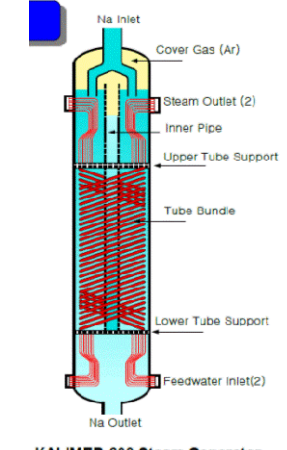
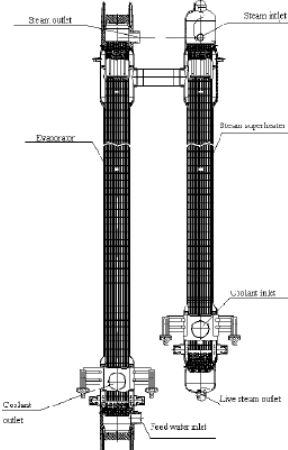
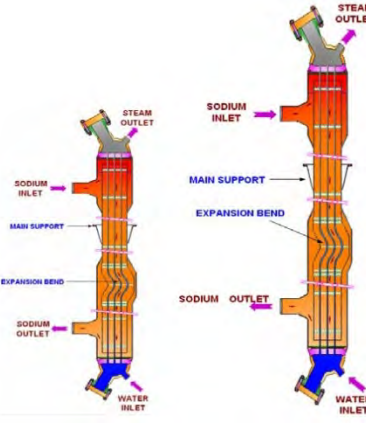
日本	仏国	米国	韓国	ロシア	インド	中国
<p><b>概念図</b></p> 	<p><b>概念図</b></p> 	<p><b>概念図</b></p> 	<p><b>概念図 (KALIMER-600)</b></p>  <p>KALIMER-600 Steam Generator</p>	<p><b>概念図 (BN-1200)</b></p> 	<p><b>概念図 (PFBR・CFBR)</b></p> 	<p><b>概念図</b></p>
<p><b>説明 (JSFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ループ型 2LOOP:1750 MWt</li> <li>-SG:1基/Loop:約 900MWt</li> <li>-伝熱管:4010本/基</li> <li>-漏えい検出システム</li> <li>-ラプチャディスク</li> <li>-水側隔離及び減圧</li> </ul> <p><u>Na-水反応対策方針</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・早期検出+影響緩和</li> <li>・設計拡張状態への耐性(検討中)</li> <li>-1本破損+防護管無し</li> <li>-瞬時複数本破損(ギロチン)</li> <li>-1本破損+単一故障</li> </ul>	<p><b>説明 (ASTRID)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・タンク型 2LOOP:1500 MWt</li> <li>-SG:複数基/Loop</li> <li>(100~150MWtのモジュラーSG)</li> <li>-伝熱管:330本/基(100MWt時)</li> <li>-漏えい検出システム</li> <li>-ラプチャディスク</li> <li>-水側隔離及び減圧</li> </ul> <p><u>Na-水反応対策方針</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・早期検出+影響緩和</li> <li>・設計拡張状態への耐性</li> <li>-1本SGTR+SSE地震荷重</li> <li>-全数本の瞬時SGTR(モジュラー化)</li> </ul>	<p><b>説明 (SMFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・タンク型 2LOOP:125MWt</li> <li>・タービン系に使用する冷却材がCO2であるため、ナトリウム-水反応はない。</li> </ul> <p>Na-水反応対策不要</p>	<p><b>説明 (KALIMER-600)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・タンク型 2Loop:1525 MWt</li> <li>-SG:ヘリカルコイル型、二重壁管</li> </ul>	<p><b>説明 (BN-1200)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・タンク型 4Loop:2900 MWt</li> <li>-SG:2基/Loop:約 360MWt</li> </ul> <p><u>Na-水反応対策方針</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・早期検出+影響緩和</li> </ul>	<p><b>説明 (CFBR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・タンク型 2Loop:500 MWe</li> <li>-SG:3基/Loop</li> <li>-伝熱管:433本/基</li> </ul> <p><b>説明 (PFBR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・タンク型 2Loop:1250 MWt</li> <li>-SG:4基/Loop:約 150MWt</li> <li>-伝熱管:547本/基</li> <li>-漏えい検出システム</li> <li>-ラプチャディスク</li> <li>-水側隔離及び減圧</li> </ul> <p><u>Na-水反応対策方針</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・早期検出+影響緩和</li> <li>・設計拡張状態への耐性</li> <li>-瞬時3本ギロチン破断</li> <li>-8秒間での40本破損</li> </ul>	<p><b>説明</b></p>
<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ T. Sakai, et al., "Conceptual Design Study toward the Demonstration Reactor of JSFR" Proc. of ICAPP 10. Jun. 13-17 2010, San Diego, CA, USA</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ A. Gerber, et al., "Safety Improvement Research to Design a Sodium Fast Reactor Steam Generator With Regard to Sodium/Water Reaction Risk" Proc. of ICAPP 10. Jun. 13-17 2010, San Diego, CA, USA</li> <li>・ G. Mignot et al., "Preliminary analysis to guide the choice of the power capacity of the future French Sodium Fast Reactor prototype" Proc. of ICAPP 10. Jun. 13-17 2010, San Diego, CA, USA</li> <li>・ International Atomic Energy Agency, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Proc. Int. Conf., Kyoto, Japan Dec. 7-11 2009, IAEA, Vienna 2012</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Small Modular Fast Reactor Design Description, ANL-SMFR-1, July1, 2005</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Y. Kim, "Functional Analysis and Architecture", IAEA SFR Workshop/Seminar CNEA, Feb 21-25 2011, Bariloche</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ International Atomic Energy Agency, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Proc. Int. Conf., Kyoto, Japan Dec. 7-11 2009, IAEA, Vienna 2012</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ S. Raghupathy, "Innovative design concepts and associated R&amp;D for future FBRs", IAEA TM to Identify Innovative Fast Neutron Systems Development Gaps Feb.29-Mar. 02, 2012, Vienna</li> <li>・ International Atomic Energy Agency, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Proc. Int. Conf., Kyoto, Japan Dec. 7-11 2009, IAEA, Vienna 2012</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p>

表 7 各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要 原子炉冷却材系の設計（2次系ナトリウム漏えい対策）

日本	仏国	米国	韓国	ロシア	インド	中国
<p><b>概念図</b></p>  <p>2次ナトリウム系の2重化概念</p>	<p><b>概念図</b></p>	<p><b>概念図</b></p>	<p><b>概念図</b></p> 	<p><b>概念図</b></p>  <p>ナトリウム漏れと火災シナリオの2次システム</p>	<p><b>概念図</b></p>	
<p><b>説明 (JSFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>2次系に区画化したエンクロージャを設置し、漏えい量を限定。</li> <li>エンクロージャ内を窒素雰囲気とし、ナトリウム燃焼を防止。</li> <li>ナトリウム漏えい検出器を設置し、微小漏えいを検知。</li> <li>原子炉格納容器内の2次系配管は格納バウンダリとして信頼性の高い設計としている。</li> </ul>	<p><b>説明 (ASTRID)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ナトリウムの化学的活性によるリスクに対する防止及び緩和策を用意する方針で、下記の様々な対策を検討している状況。</li> <li>ナトリウム燃焼対策：2次系代替冷却材として鉛ビスマス、区画化、配管の2重構造、区画の不活性雰囲気化</li> <li>エアロゾル対策：フィルタ設置等</li> <li>ナトリウム漏えいの早期検出</li> </ul>	<p><b>説明 (SMFR)</b></p>	<p><b>説明 (KALIMER-600)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ナトリウム燃焼対策：2線式ナトリウム検出器、キャッチパン、消火設備の設置</li> </ul>	<p><b>説明 (BN-1200)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>2次系にセーフティージャケットを設置し、ナトリウム漏えいを防止する設計としている。</li> </ul> <p><b>説明 (ロシア概念)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ナトリウム漏えい検出の方法 <ul style="list-style-type: none"> <li>-ヒータの短絡</li> <li>-放射性エアロゾルの検出</li> <li>-スモーク</li> <li>-ガス雰囲気の温度測定</li> </ul> </li> <li>ナトリウム燃焼対策：区画化、直接影響を受けないための建物の熱保護と鋼鉄化</li> <li>LBB 概念の採用</li> </ul>	<p><b>説明 (PFBR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋内の全てのナトリウム配管を2重構造の窒素雰囲気とし、ナトリウム漏えい及びナトリウム燃焼を防止。</li> <li>全てのナトリウム配管に LBB 概念を適用。</li> <li>ナトリウム漏えいの早期検出。</li> <li>LBB とナトリウム漏えいの早期検出を採用していることから、SG 建屋内の2次系配管及びSGについても JSFR 同様にエンクロージャが設置されていると推測できる。</li> </ul>	<p><b>説明</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋の一部の配管は2重構造</li> <li>コンクリート構造物の表面に、鋼製ライナーを設置。</li> <li>漏えいナトリウムを収集するため、キャッチパンを設置</li> <li>煙検知器、ナトリウム漏れ検出器と短絡検出器がナトリウム火災を検出する。</li> </ul>
<p><b>参考文献</b></p> <p>高速増殖炉システムに係る研究開発の概要, FaCT プロジェクト中間報告会, 2009年8月7日</p>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Proc. Int. Conf., Kyoto, Japan Dec. 7-11 2009, IAEA, Vienna 2012</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Proc. Int. Conf., Kyoto, Japan Dec. 7-11 2009, IAEA, Vienna 2012</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>V. Poplavsky, A. Chebeskov "State of the Art and Trends of Development of Fast Reactor Technology" Proceedings of ICAPP 2011, Nice, France May 2-5, 2011, Paper 11460</li> <li>"Approaches to Resolve Safety Issues Related to Sodium as a Fast Reactor Coolant", Second Joint GIF-IAEA/INPRO Workshop, Nov. 30-Dec. 1 2011</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>"Design of Prototype Fast Breeder Reactor" Indira Gandhi Centre for Atomic Research, Kalpakkam 603 102, December 2003</li> <li>P. Chellapandi, "Studies Towards Safety Related to Sodium in India" Second Joint GIF-IAEA/INPRO Consultancy Meeting on Safety Aspects of SFRs IAEA, Nov. 30-Dec. 1 2011, Vienna</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna 2006</li> <li>L. Ren, "SFR licensing experiences and issues in China", Consultants' IAEA-GIF Workshop, June 23-25, 2010</li> </ul>



表 8 各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要 崩壊熱除去系

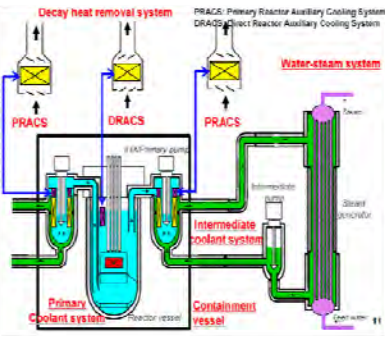
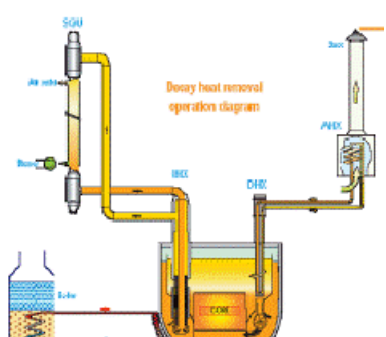
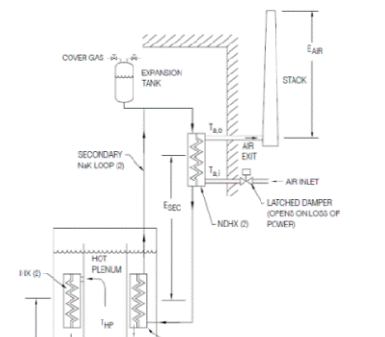
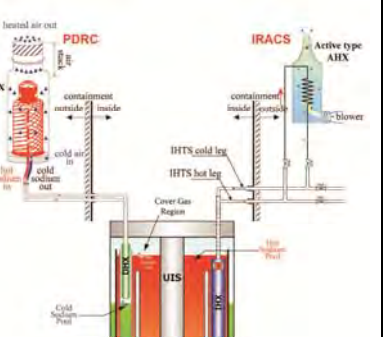
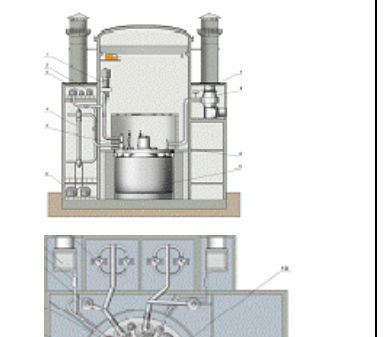
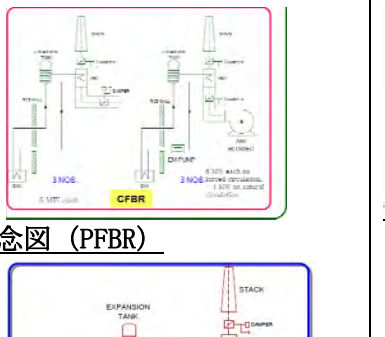
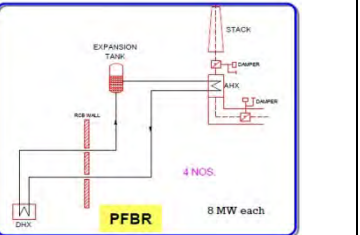
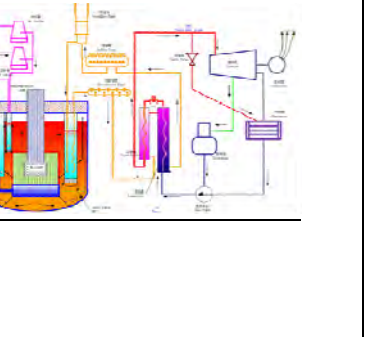
日本	仏国	米国	韓国	ロシア	インド	中国
<p><b>概念図</b></p> 	<p><b>概念図 (ASTRID)</b></p> 	<p><b>概念図 (SMFR)</b></p> 	<p><b>概念図 (KALIMER-600)</b></p> 	<p><b>概念図 (BN-1200)</b></p> 	<p><b>概念図 (CFBR)</b></p>  <p><b>概念図 (PFBR)</b></p> 	<p><b>概念図 (CFR-1000)</b></p> 
<p><b>説明 (JSFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ループ型 2LOOP:1750MWt</li> <li>・自然循環型：             <ul style="list-style-type: none"> <li>-DRACS:×1 基</li> <li>-PRACS:×2 基</li> </ul> </li> </ul> <p>◇最終的な熱の逃がし場：空気</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉トリップ時の崩壊熱除去系として、最終ヒートシンクを大気とする DRACS1 系統、PRACS2 系統を設けている。</li> <li>・設備を追加して機能強化することを検討中。</li> <li>・ヒートシンクの多様化についても検討中。</li> </ul>	<p><b>説明 (ASTRID)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・タンク型 2LOOP</li> <li>・※DRACS、PRACS、SGACS、RVACS 等多様な残留熱除去系を標榜している。</li> </ul> <p>◇最終的な熱の逃がし場</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・概念図を見ると、DHX の最終ヒートシンクは大気、RVACS は水冷となっている。</li> <li>・実証すべき課題として崩壊熱除去系の長期の機能喪失を、不確実性を含めて <math>10^{-7}</math>/炉年以下である事を立証するとしている。</li> <li>・なお、Phenix の RVACS は、Rhône 川の水により冷却されている。</li> </ul>	<p><b>説明 (SMFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・タンク型 2LOOP:125MWt</li> <li>・自然循環型：             <ul style="list-style-type: none"> <li>-DRACS:2 基</li> </ul> </li> </ul> <p>◇最終的な熱の逃がし場</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・SMFR では、通常時の崩壊熱除去系と原子炉トリップ時に使用する系統を完全に独立させている。</li> <li>・概念図によると原子炉トリップ時の最終ヒートシンクは大気である。</li> </ul>	<p><b>説明 (KALIMER-600)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・タンク型 2LOOP:1525 MWt</li> <li>・自然循環型             <ul style="list-style-type: none"> <li>-IRACS</li> <li>-PDRC：独立したループ (DHX + AHX)</li> </ul> </li> </ul> <p>通常時、DHX は一部分のみ浸漬。1 次主循環ポンプ停止時には、液位レベルが上昇し、受動的に除熱モードとなる。</p> <p>◇最終的な熱の逃がし場</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最終ヒートシンクは大気である。</li> </ul>	<p><b>説明 (BN-1200)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・タンク型 4LOOP:2900MWt</li> <li>・自然循環型：             <ul style="list-style-type: none"> <li>-DRACS:20MWt×4 基</li> <li>(空気熱交換器:10MWt×8 基)</li> </ul> </li> </ul> <p>◇最終的な熱の逃がし場</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・DRACS の最終ヒートシンクは大気である。</li> </ul>	<p><b>説明 (CFBR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・タンク型 2LOOP:</li> <li>・自然循環型：             <ul style="list-style-type: none"> <li>-DRACS:6MWt×3 基</li> </ul> </li> <li>・強制循環型：             <ul style="list-style-type: none"> <li>-DRACS:6MWt×3 基</li> <li>(自然循環時~4MW)</li> </ul> </li> </ul> <p><b>説明 (PFBR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PFBR の崩壊熱除去システムは、所外電源が利用できる場合は、通常の熱輸送系 (蒸気発生器、水・蒸気系) で行うが、所外電源喪失時は、4 つの独立した安全グレイドの崩壊熱除去系ループで行う。</li> <li>・各ループは 8MWt 容量の熱交換器 (DHX) から成り、Na-空気熱交換の補助熱交換器に結合されている。</li> <li>・最終ヒートシンクは空気。</li> </ul>	<p><b>説明 (CDFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・タンク型 3LOOP:2100MWt</li> <li>・自然循環型：             <ul style="list-style-type: none"> <li>-IRACS:3 基 (AC:6 基)</li> </ul> </li> </ul> <p><b>説明 (CFR-1000)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・タンク型 3LOOP: 2500MWt</li> <li>・自然循環型：             <ul style="list-style-type: none"> <li>-DRACS:3 基 (AC:6 基)</li> </ul> </li> </ul> <p>2011-2012 年は CFR-1000 の概念設計を実施。</p> <p>◇最終的な熱の逃がし場</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最終ヒートシンクは大気である。</li> </ul>
<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ International Atomic Energy Agency, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Proc. Int. Conf., Kyoto, Japan Dec. 7-11 2009, IAEA, Vienna 2012</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ P. Anzieu, "French R&amp;D program in support to SFR: Safety aspects", IAEA-GIF Workshop on Safety Aspects of SFRs, Jun. 23-25 2010, Vienna</li> <li>・ G. Mignot, et al., "Preliminary analysis to guide the choice of the power capacity of the future French Sodium Fast Reactor prototype" Proc. of ICAPP 10. Jun. 13-17 2010, San Diego, CA, USA,</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Small Modular Fast Reactor Design Description, ANL-SMFR-1, July1, 2005.</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ W. P. Chang, et al., "Inherent Safety Analysis of the KALIMER Under a LOFA with a Reduced Primary Pump Halving Time", Nuc. Eng. and Tech., VOL. 43 NO. 1 Feb. 2011</li> <li>・ Dohee hahn, et al., "Conceptual Design of the Sodium-Cooled Fast Reactor KALIMER-600" Nuclear Engineering and Technology, Vol. 39 No. 3 JUNE. 2007</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ IAEA, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Proc. Int. Conf., Kyoto, Japan Dec. 7-11 2009, IAEA, Vienna 2012</li> <li>・ V. Poplavsky, A. Chebeskov "Status of Activities on Fast Reactors in Russia in 2010", Submitted to the 44th Meeting of the IAEA Technical Working Group on Fast Reactors, Beijing, China, May 23-27, 2011</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ IAEA, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Proceedings of an International Conference, Kyoto, Japan 7-11 December 2009, IAEA, Vienna (2012)</li> <li>・ 研究開発段階炉の研究・技術開発に係る動向調査, H17. 12, JNES</li> <li>・ P. Chellapandi, "R&amp;D Towards Safety Features of Future SFRs in India" Second Joint GIF-IAEA/INPRO Consultancy Meeting on Safety Aspects of SFRs IAEA, Nov. 30-Dec. 1st 2011, Vienna</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ D. Zhang, SFR technology development and FR strategy of China, 43th TWG-FR, Brussels</li> <li>・ D. Zhang, " SFR technology development and FR strategy of China," TIEF-7, Nov. 19-20, 2010, Tsuruga, Japan</li> <li>・ D. Zhang, Status of China National SFR Program, International Workshop, 12th-13th June, 2012 in Tsuruga, JAPAN</li> </ul>

表 9 各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要 原子炉格納施設

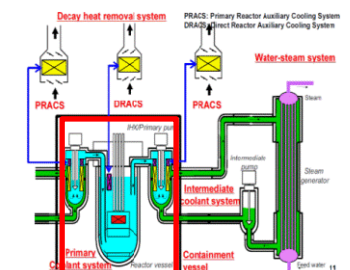
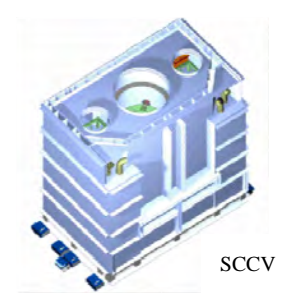
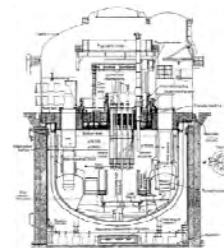
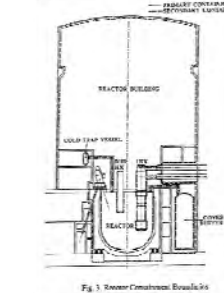
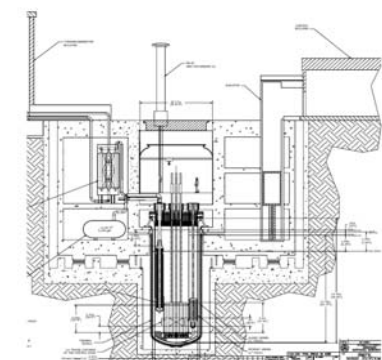
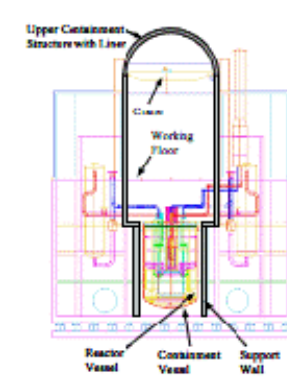
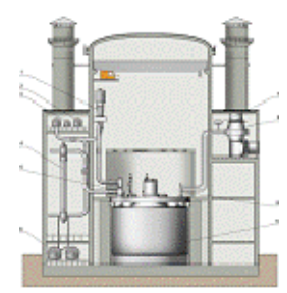
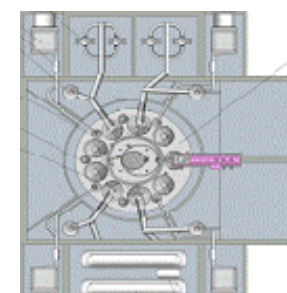
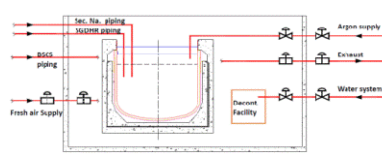
日本	仏国	米国	韓国	ロシア	インド	中国
<p><b>概念図 (JSFR)</b></p>  <p>原子炉格納容器バウンダリ</p>  <p>SCCV</p>	<p><b>概念図 (Super-Phenix)</b></p>  <p><b>概念図 (EFR)</b></p>  <p>Fig. 1 Reactor Containment Breakdown</p>	<p><b>概念図 (SMFR)</b></p> 	<p><b>概念図 (KALIMER-600)</b></p> 	<p><b>概念図 (BN-1200)</b></p>  	<p><b>概念図 (PFBR) [建設中]</b></p> 	<p><b>概念図</b></p>
<p><b>説明 (JSFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器には鋼板コンクリート造 (SC 造) を適用。</li> <li>格納容器を貫通する主冷却系 2 次系配管及び崩壊熱除去系 2 次系配管には隔離弁を設置していない (2 次側が 1 次側より高圧で IHX バウンダリ破損時にも CV 外への漏えいとはならない)。</li> <li>他の貫通部としては窒素ガス系配管やアルゴンガス系配管等がある。これらは格納容器の上流・下流に 1 個ずつの隔離弁を設置。(N<sub>2</sub> 系配管や Ar 系配管には、隔離弁を 2 個ずつ設置していることになる)</li> </ul>	<p><b>説明 (Super-Phenix)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>鋼性トップドームとガードベッセルで 2 次コンテナを構成 (1 次コンテナは 1 次系冷却材バウンダリ)</li> <li>公開されている Super-Phenix の情報を確認した限りでは、2 次系及び残留熱除去系に、格納容器隔離弁に相当する弁は設けていない。</li> <li>Super-Phenix の格納容器隔離機能に関する設計は JSFR と同様。</li> </ul> <p><b>説明 (EFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>2 次コンテナには鉄筋コンクリート造 (RC 造) を適用。</li> </ul>	<p><b>説明 (SMFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>鋼性トップドームとガードベッセルで格納バウンダリを構成</li> <li>SMFR の図面を確認する範囲では、格納容器を貫通する 2 次系配管に隔離弁は設けられていない。</li> <li>JSFR と同様の設計と考えられるが、研究段階の炉であるため、NRC の認可を受けたものではない。</li> </ul>	<p><b>説明 (KALIMER-600)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>上部の格納構造には HCDA (仮想的炉心崩壊事故) のような厳しい事象を緩和するためにドーム内面に金属性ライナーを付けている。このライナーは、設計圧力・温度条件で 1 日あたり 1% 体積以下のリーク制限で設計されている。</li> <li>格納容器バウンダリを貫通する全ての配管や機器は 1 次系冷却材の上に位置している。</li> <li>格納容器の貫通部の主配管には、格納容器外側に単一の隔離弁が設けられている。また、カバーガスやナトリウム浄化系のようなオープンループの貫通部には、二重の隔離弁が設けられている。</li> </ul>	<p><b>説明</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>enclosure の使用により、冷却材漏えいの影響を防ぐ方針としている</li> <li>BN-1600~BN-800 では原子炉タンクガードベッセルを持つ (BN-1800 は不明)</li> </ul>	<p><b>説明 (PFBR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>PFBR では、主冷却系 2 次系配管や DHR 2 次系配管には隔離弁を設けない設計としている。</li> <li>アルゴンガス系、換気空調系等には隔離弁 2 個を設ける設計している。</li> <li>PFBR の格納容器隔離機能に関する設計は JSFR と同様。</li> </ul>	<p><b>説明 (CEFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>矩形+ドーム型の格納容器 (原子炉建屋)</li> <li>格納容器隔離機能及び原子炉容器ガードベッセルを持つ</li> </ul>
<p><b>参考文献</b></p> <p>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</p>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna 2006</li> <li>R. D. Beccaro, C.H. Mitchell, G. Heusener, "The EFR Safety Approach", Proc. Int. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants Vol. III, pp29.1-1 ~29.1-8, Oct. 25-29, 1992, Tokyo, Japan</li> <li>ATOMICA より</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Small Modular Fast Reactor Design Description, ANL-SMFR-1, July1, 2005</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Dohee hahn, et al., "Design Features of Advanced Sodium-Cooled Fast Reactor KALIMER-600", Proc. of ICAPP 04. Paper 4327 p. 643Jun. 13-17, 2004. Pittsburgh, PA USA</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna 2006</li> <li>IAEA, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Proc. Int. Conf., Kyoto, Japan Dec. 7-11 2009, IAEA, Vienna 2012</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>S. C. Chetal, "PFBR Licensing Process and Experience" IAEA - GIF Workshop on Operational and Safety Aspects of Sodium Cooled Fast Reactors, Jun. 23-25 2010, Vienna</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>L. Yizhe, "Pressure drop, heat transfer model and CFD application in a fuel subassembly of CEFR" COOL Project June 22-23 2010 Vienna</li> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna 2006</li> </ul>

表 10 各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要 燃料取扱及び貯蔵施設

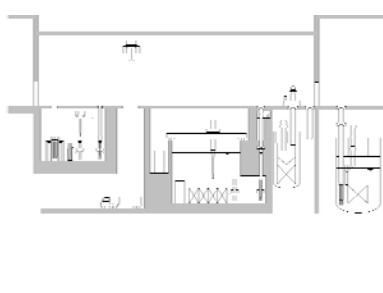
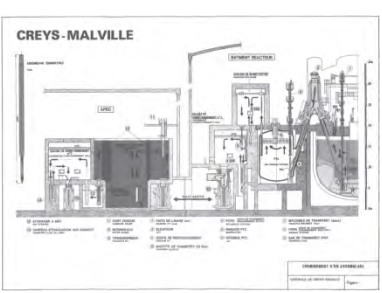
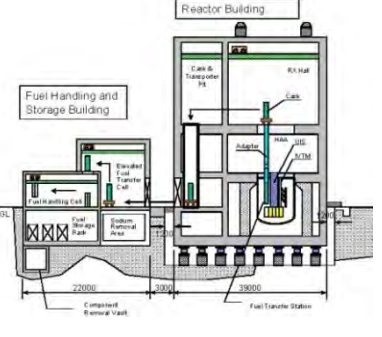
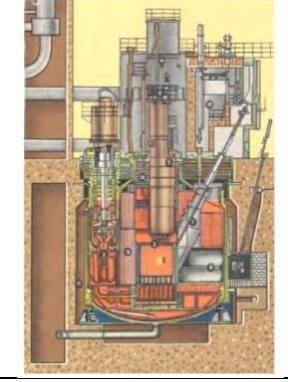
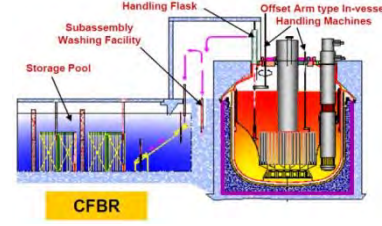
日本	仏国	米国	韓国	ロシア	インド	中国
<p><b>概念図 (JSFR)</b></p> 	<p><b>概念図 (Super-Phenix) [建設済]</b></p> 	<p><b>概念図</b></p>	<p><b>概念図 (KALIMER-600)</b></p> 	<p><b>概念図 (BN-600)</b></p> 	<p><b>概念図 (CFBR)</b></p> 	<p><b>概念図 (CEFR)</b></p>
<p><b>説明 (JSFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉外燃料貯蔵槽によるナトリウム中減衰待ち貯蔵</li> <li>燃料交換システム 単回転プラグ式+切込み型コラム式炉心上部機構+伸縮アーム式燃料交換機</li> <li>燃料移送系 (2 集合体移送ポット)</li> <li>炉外燃料貯蔵槽はガードベッセルで、その冷却系配管は外管 (2 次系配管はエンクロージャ) で 2 重化しており、その間隙部は不活性ガス (窒素ガス) 雰囲気とする設計としている。 燃料移送系故障時における 2 集合体ポットの冷却は、同ポット表面からの熱輻射を利用した間接冷却と、乾式洗浄設備に用いるアルゴンガス系を活用した直接冷却方式を組み合わせる。</li> </ul>	<p><b>説明 (Super-Phenix)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料貯蔵槽は保護容器で 2 重化されており、間隙部は不活性ガス (アルゴンガス) 雰囲気となっている。ただし、冷却系配管は 2 重化していない。</li> <li>仏国は早期炉心退避概念を掲げているため、ASTRID も炉外燃料貯蔵槽を有する設計となると考えられる。</li> </ul>	<p><b>説明 (SMFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>SMFR は 30 年間の燃料寿命期間中に取替えは行わないため、燃料貯蔵設備は不要な概念となっている。</li> </ul>	<p><b>説明 (KALIMER-600)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済み燃料は原子炉容器内に保管。単回転プラグ方式を採用。燃交機の方式 (固定アーム又はパンタグラフなど) は不明。 KALIMER-150 では単回転プラグとパンタグラフ式の燃交機を採用していた。</li> </ul>	<p><b>説明 (BN-800、1200、他)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>実証炉 BN-800 (建設中)、実用炉 BN-1200 共に、原子炉容器内に使用済み燃料貯蔵庫を設置する設計としている (炉外燃料貯蔵槽はない)。</li> <li>BN-800、BN-1600、BN-1800 は燃交機に 3 重回転プラグ方式を採用 (BN-600 (概念図) は、2 重回転プラグ方式)</li> <li>BN-1200 では、ナトリウムドラム (水プールに輸送する前にナトリウムを洗い流す設備) の削除等の設計改良により、経済性を大きく改善している。</li> </ul>	<p><b>説明 (CFBR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>インドの実証炉 CFBR では、炉外燃料貯蔵槽のない設計を選択している。</li> <li>2 回転プラグ+2 搬送アーム (オフセットアーム) + 1 フラスコ (ストレートプル)</li> </ul>	<p><b>説明 (CEFR)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>CEFR は、炉内 1 次貯蔵、水プール 2 次貯蔵方式を採用している。燃交機には 2 重回転プラグ方式を採用。</li> </ul>
<p><b>参考文献</b></p> <p>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</p>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>科学技術庁 (編) : FBR 広報素材資料集「トラブルと対策」、日本原子力文化振興財団 (1995 年 3 月)</li> <li>M. Chassignet, et al., "Challenges and Innovative Technologies On Fuel, Handling Systems for Future Sodium-Cooled Fast Reactors" Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 48, No. 4,</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Small Modular Fast Reactor Design Description, ANL-SMFR-1, July1, 2005.</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Dohee hahn, et al., "Design Features of Advanced Sodium-Cooled Fast Reactor KALIMER-600", Proc. of ICAPP 04. Paper 4327, Jun. 13-17, 2004. Pittsburgh, PA USA</li> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna 2006</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna 2006</li> <li>ATOMICA より</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Proc. Int. Conf., Kyoto, Japan Dec. 7-11 2009, IAEA, Vienna 2012</li> <li>S. Raghupathy, "Innovative Design Concepts and Associated R&amp;D for Future FBRs" IAEA TM, Feb. 29-Mar 02, 2012, Vienna</li> </ul>	<p><b>参考文献</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>L. Yizhe, "Pressure drop, heat transfer model and CFD application in a fuel subassembly of CEFR" COOL Project June 22-23 2010 Vienna</li> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna 2006</li> </ul>

表 11 SSR-2/1「原子力発電所の安全：設計」への福島第一原子力発電所事故教訓変更・追加(案)のまとめ

(下線:変更/追加の案、二重下線:他の教訓整理番号とのリンク)

#	教訓整理番号	現行の記載内容	変更(案)	追加(案)	備考
1	21.1	§ 2.12 to 2.14 and § 4.9 to 4.13		<u>Reinforce the need for DID for severe accident.</u> Can this be included in the set of § 2.12 to 2.14 and under requirement 7 (§4.9 to 4.13) <u>シビアアクシデントに対する DID の必要性の強化</u> これを 2.12～2.14 及び要件 7 (4.9～4.13 項) に加えるか？	SA に対する深層防護の必要性の強化
2	19.1	<b>External hazards</b> <sup>7</sup> 5.17. The design shall include due consideration of those natural and human induced external events (i.e. events of origin external to the plant) that have been identified in the site evaluation process. Natural external events shall be addressed, including meteorological, hydrological, geological and seismic events. Human induced external events arising from nearby industries and transport routes shall be addressed. In the short term, the safety of the plant shall not be permitted to be dependent on the availability of off-site services such as electricity supply and fire fighting services. The design shall take due account of site specific conditions to determine the maximum delay time by which off-site services need to be available.		5.17 ... <u>In addition, to enhance defense in depth, the design shall include provisions to avoid short-term cliff-edge effect in case of:</u> <u>- an extreme external hazard of an intensity or a duration exceeding the one considered as the general design basis ;</u> <u>- a complex combination of events.</u> <以下を追加> <u>また、設計には、深層防護を強化するため、以下場合にクリフエッジ効果を避けるための準備を含めなければならない。</u> <u>- 全般設計根拠と見なされた危険性を超える強烈さと継続間を有する極端な外部ハザード</u> <u>- 複雑な結合事象</u>	設計の考慮事象において、極端な外部事象を追加

#	教訓整理番号	現行の記載内容	変更(案)	追加(案)	備考
3	22.1	<p><b>Requirement 20: Design extension conditions</b></p> <p>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.</p>		<p>Add under requirement 20:  <u>The safety assessment shall identify critical safety systems or components which are essential to avoid short term cliff edge effects if the plant was to be challenged by events exceeding its general design basis (including DEC). The design shall be such that these critical safety systems or components can remain operational in conditions harsher than the one considered in the plant general design basis.</u>            &lt;以下を追加&gt;  <u>安全性評価は、発電所が全般的設計基準を超える事象(DECを含む)に晒された場合、短期間のクリフエッジ効果を避けるために不可欠な重要な安全系統及び機器を識別しなければならない。これらの重要な安全系統又は機器は、発電所の全般設計基準で考慮される状態よりも厳しい状態で運転できる状態を維持できるように設計されなければならない。</u></p>	DEC(設計拡張条件)に短期間のクリフエッジ効果をさけるための考慮を追加
4	25.2	<p>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.</p> <p>5.55. The design shall support operating personnel in the fulfilment of their 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.</p>	<p>Requirement 5.55 should be modified, as well as 5.18 so as <u>strengthen the requirement on the layout of the plant.</u>  <u>プラント配置に関する要件を強化するように 5.55 項及び 5.18 項を改訂</u></p>		プラント配置に関する要件を強化

#	教訓整理番号	現行の記載内容	変更 (案)	追加 (案)	備考
5	21.2	Where ?		<p>Add the <u>provision of alternative/mobile additional resources for performing safety functions.</u>  <u>See also lesson 29.1, 35.1, 46.16 and 46.17</u>  <u>See also addendum to SSR-2/2 lesson 46.1</u>  何処に追加すべきか  「安全機能を遂行するための代替／可搬型追加機材の準備」  <u>教訓 29.1, 35.1, 46.16, 46.17</u>  <u>教訓 46.1 に対する SSR-2/2 補遺参照</u></p>	安全機能を遂行するための代替/可搬型追加機材の準備の記載を追加
6	29.1	<p><b>Requirement 53: Heat transfer to an ultimate heat sink</b>  <b>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.</b></p>		<p>Add a requirement on <u>alternative means for providing an ultimate heat sink for an extended period</u>  これに「期間延長時の最終的な熱の逃し場を提供する代替手段」を追加</p>	期間延長時の最終的な熱の逃し場を提供する代替手段の記載を追加
7	35.1, 46.1 6 and 46.1 7	6.44. The combined means to provide emergency power (such as by means of water, steam or gas turbines, diesel engines or batteries) 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. The combined means to provide emergency power (such as by means of water, steam or gas turbines, diesel engines or DC power sources) shall have a reliability and type that are consistent with all the requirements of the safety systems to be supplied with	<p><u>Add availability during a extended period of time (see also lesson 21.2 for alternative measures)</u>  <u>The backup power supply shall be ensured to cope with a station blackout during severe accident for an extended period including both on-site coping capacity and the ability to marshal off-site resources promptly. The backup power supply shall be able to provide support of key important safety functions, including the cooling of the core and the inventory of spent fuel in pools, for several days of blackout.</u>  &lt;長期間継続時の利用可能性を追加&gt;  <u>速やかにサイト内対応能力及びサイト外資材を所定位置に配備する能力の両方を含めて、長期化したシビアアクシデント中の発電所停電に対処するために、バックアップ電源が確保されなければならない。バックアップ電源は、停電の数日間、炉心及びプール内の使用</u></p>	事故時の代替設備（電源等）、緊急時対応センター等の強化

#	教訓整理番号	現行の記載内容	変更（案）	追加（案）	備考
			power, and their functional capability shall be testable.	<u>済燃料保有量の冷却を含めて核心的重要安全機能の支援を提供することができなければならない。</u> <u>&lt;代替手段については教訓 21.2 も参照&gt;</u>	
8	30.2	<b>Requirement 58: Control of containment conditions</b> <b>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.</b>	Need to strengthen the paragraphs below Requirement 58 on venting systems, hydrogen mitigation and filters <u>要件 58 以下の換気系、水素緩和及びフィルターに関する、</u> <u>説明文の強化</u>		ベント系、フィルターに関するパラグラフの強化
9	30.1	6.29. Design features to control fission products, hydrogen, oxygen and other substances that might be released into the containment shall be provided as necessary: (1) to reduce the amounts of fission products that could be released to the environment in accident conditions; (2) to control the concentrations of hydrogen, oxygen and other substances in the containment atmosphere in accident conditions so as to prevent deflagration or detonation loads that could challenge the integrity of the containment.		Consider <u>explosive gas outside the containment</u> . Could this be added under Requirement 20 on Design Extension Conditions and under Requirement 80 on Fuel Handling and Storage Systems <u>格納容器外の爆発性気体の考慮</u> これは、要件 20 「拡張設計状態」及び要件 80 「燃料取扱及び貯蔵系」の説明文にも加えるべきか？	格納容器外（建屋を含む）での爆発性気体の考慮を追加

#	教訓整理番号	現行の記載内容	変更（案）	追加（案）	備考
10	42.1	FUEL HANDLING AND STORAGE SYSTEMS <b>Requirement 80: Fuel handling and storage systems</b> <b>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.</b> And § 6.64 to 6.68 below Requirement 80	To be strengthened on the <u>need for means for reliable monitoring of the water level and means for maintaining the cooling</u> 水位の信頼できる監視方法及び冷却の維持方法の必要性について強化されるべき。		使用済燃料プールの水位監視及び冷却維持に関する強化
11	25.1	<b>Requirement 33: Sharing of safety systems between multiple units of a nuclear power plant</b> <b>Safety systems shall not be shared between multiple units unless this contributes to enhanced safety.</b>		Add under requirement 33: <u>A systematic process shall be used to review multiple unit sites and multiple sites for the potential for common cause failures and for ensuring that common resources (if any) expected to be used in accident conditions are still effective for each unit if all units at the site are in accident conditions</u> 共通起因故障の可能性に対して、また、事故状態で使用されることが期待される共通資材（もしあれば）が、 <u>サイトにあり全てのユニットが事故状態でも、各ユニットに対して依然として有効であることを確実なものとする</u> ことに対して、 <u>複数ユニットのサイト及び複数のサイトを検討するため、体系的なプロセスが使用されなければならない</u>	複数基立地サイトにおける共通起因故障の可能性に対する考慮を追加
12	46.3	6.42. Information about important plant		<u>Nuclear sites shall have an adequate on-site seismically</u>	事故時の代



#	教訓整理番号	現行の記載内容	変更（案）	追加（案）	備考
		<p>parameters and radiological conditions at the nuclear power plant and in its immediate surroundings shall be provided in 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.</p>		<p><u>robust, suitably shielded, ventilated and well equipped buildings to house the Emergency Response Centre. The Emergency Response Centre shall not be prone to external hazards such as flooding. It shall require sufficient provisions and shall also have sufficient capacity to maintain the welfare and radiological protection of workers needed to manage severe accident.</u></p> <p>&lt;以下、追加&gt;</p> <p><u>原子力サイトは、サイト内に、耐震性の高い、適切に遮蔽、換気され、また、十分に装備された、緊急対応センターを収容する建物を有しなければならない。緊急対応センターは、洪水などの外部の危険性を被り易いところであってはならない。それは、十分な準備を必要としなければならない、また、シビアアクシデントを管理するために必要な作業員の健康及び放射線防護を維持するのに十分な能力を持たなければならない</u></p>	<p>替設備（電源等）、緊急時対応センター等の強化</p>

表 12 「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」から SDC 素案への反映事項

「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」 <sup>69)</sup> における分析結果							SDC 素案 への 反映事項
対応の目標	事故原因の分析	必要とされる 技術的要件	求められる 技術的対策	緊急対策 (実施済)	信頼性向上対策 (中長期的対策)		
外部 電源 対策	【目標 1】 地震等による長 時間の外部電源 喪失の防止	・東北地方太平洋沖地震に際し、交流電源確保の成否により原子力発電所の安全確保の結果に大きな差異	【要件 1】 原子力発電所の外部電源の信頼性向上  ・シビアアクシデントのリスク低減及び事故後の復旧作業容易化に向けた外部電源の信頼性向上	【対策 1】 外部電源システムの信頼性向上  ・少なくとも原子力発電所に直接つながる変電所までを規制の視野に入れた上で、異なるルート(送電線及び変電所)からの給電の確保		・異なるルート(送電線及び変電所)からの給電	SDC の対象外 (敷地外)
		・開閉所の遮断器及び断路器の地震による損傷が外部電源喪失の一因	【要件 2】 原子力発電所の開閉所設備の耐震性向上  ・原子力発電所の開閉所設備の耐震性向上	【対策 2】 変電所設備の耐震性向上  ・直近変電所引出口にて、耐震性を強化した断路器(高強度がいし及びガス絶縁機器採用等)を 2 回線以上確保		・断路器の構造改良及び高強度がいしの採用	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、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
		・東海第二では送電再開まで数日以上	【要件 3】 外部電源の復旧の迅速化  ・地震等により損傷した外部電源設備の復旧の迅速化	【対策 3】 開閉所設備の耐震性向上  ・開閉所の電気設備(遮断器、断路器等)の耐震性の強化及び設備の多重化等	【対策 4】 外部電源設備の迅速な復旧  ・外部電源設備の予備 ・復旧作業用資機材の確保及び事故対応マニュアルの整備		・外部電源に係る事故対応マニュアルの整備等

「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」 <sup>69)</sup> における分析結果							SDC 素案 への 反映事項
対応の目標	事故原因の分析	必要とされる 技術的要件	求められる 技術的対策	緊急対策 (実施済)	信頼性向上対策 (中長期的対策)		
所内 電 気 設 備 対 策	【目標 2】 共通要因による 所内電源の機能 喪失防止／非常 用電源の強化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低層階のほとんどの電気設備が被水等により機能喪失</li> <li>・同一建屋の同一階の機器が津波による被水・水没で同時に機能停止</li> <li>・津波による共通要因故障で、1～4号機間を通じて電気設備の機能喪失</li> </ul>	<b>【要件 4】 所内電気設備の共通要因故障による機能喪失の防止</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電気設備の十分な多様性・独立性確保</li> <li>・電気系統のどの階層(M/C、P/C、MCC 等)においても、電気系統の同様の故障に起因する電気系統全体の機能喪失の防止</li> </ul>	<b>【対策 5】 所内電気設備の位置的な分散</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・電気設備一式（電源及び電源盤を含む）の多重性の強化</li> <li>・位置的な分散（配置建屋、建屋内の位置(海側/陸側、高所/低所)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・電源車の配備(高台等)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・電源の建屋内の配置(海側/陸側、高所/低所)</li> </ul>	<b>17: 内的危険事象及び外的危険事象</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部事象を起因として生じうる、長期間にわたる全交流電源喪失に対する設計上の考慮を要求。</li> <li>・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</li> </ul> <b>24: 共通要因故障</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・共通要因故障の考慮を要求</li> </ul> <b>68: 非常用電源供給系</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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要求</li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・EDG の津波による機能喪失(被水・水没、海水ポンプの津波による破損)</li> <li>・燃料供給、直流電源、配電盤の機能喪失によるEDG 使用不可</li> </ul>	<b>【要件 5】 非常用交流電源の強化</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・更なる非常用交流電源の多重性と多様性の強化</li> </ul>	<b>【対策 6】 浸水対策の強化</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・想定津波高さに備えた防潮壁の設置</li> <li>・建屋の水密化（必要ならば部屋単位での水密化）</li> <li>・浸水時に備えた排水機能の用意</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・建屋への浸水対策</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・浸水時に備えた排水機能の用意</li> </ul>	
			<b>【対策 7】 非常用交流電源の多重性と多様性の強化</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・多重性の強化（設備面、運営面、自然災害等による機能喪失や故障を考慮）</li> <li>・多様性の強化（冷却方式の多様性）</li> <li>・外部電源の復旧期間を見込んだ十分な燃料の確保</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・電源車の配備(多重性と多様性の強化)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・空冷非常用発電機の配備</li> </ul>		

「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」 <sup>69)</sup> における分析結果							SDC 素案 への 反映事項
対応の目標	事故原因の分析	必要とされる 技術的要件	求められる 技術的対策	緊急対策 (実施済)	信頼性向上対策 (中長期的対策)		
所内 電気 設備 対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・直流電源喪失により、プラント状態を把握する計器類が機能停止</li> <li>・直流電源喪失により、弁開閉、HPCI が起動・制御不可</li> </ul>	<b>【要件 6】 非常用直流電源の強化</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・蓄電池の大容量化を含めた抜本的な非常用直流電源の強化</li> </ul>	<b>【対策 8】 非常用直流電源の強化</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用直流電源の各系統において長期間の機能維持               <ul style="list-style-type: none"> <li>- 負荷の切り離しなしに最低 8 時間</li> <li>- 不必要な負荷の切り離しを実施した上で最低 24 時間</li> </ul> </li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・蓄電池容量の強化</li> </ul>	<b>59: 計装設備</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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を要求</li> </ul>	
		<b>【要件 7】 事故時・事故後の対応・復旧の迅速化</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・全電源喪失時等の緊急事態における、電源車や発電機などの給電口への繋ぎ込みによる即時対応</li> <li>・種々の困難な状況を想定したマニュアルの整備</li> <li>・所内電源設備の復旧作業を迅速に行うための必要資機材の備蓄</li> </ul>	<b>【対策 9】 個別専用電源の設置</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・シビアアクシデント時等に特に重要な計装について専用電源の確保(既設及び代替電源とは別に、充電システムや蓄電池を用意)</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・計装に必要な電源を充電設備を配備</li> </ul>	<b>68: 非常用電源供給系</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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要求</li> </ul>	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・P/C や電源車等から仮設の配電盤やケーブル等の敷設に長時間を要した</li> </ul>	<b>【対策 10】 外部からの給電の容易化</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・電源車等のバックアップ設備からの確実かつ容易な給電</li> <li>・建屋外から給電不可能な場合等を想定したマニュアルの整備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・電源車等に接続する給電用ケーブルの配備</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・給電口を規格化、被水対策の実施</li> </ul>	SDC の対象外 (AM 策)	
		<b>【対策 11】 電気設備関係予備品の備蓄</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・M/C、P/C、ケーブル等、電気設備関係の予備品の備蓄、予備設備の設置</li> <li>・復旧作業環境の確保 (可搬型照明設備等の用意)</li> <li>・マニュアルの整備と訓練</li> <li>・普段の保守点検活動を通じ、部品交換等の実務経験の蓄積</li> </ul>			<ul style="list-style-type: none"> <li>・電気関係予備品の備蓄、保守訓練の実施</li> </ul>		

「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」 <sup>69)</sup> における分析結果							SDC 素案 への 反映事項
対応の目標	事故原因の分析	必要とされる 技術的要件	求められる 技術的対策	緊急対策 (実施済)	信頼性向上対策 (中長期的対策)		
冷却・注水設備対策	【目標3】 冷却注水機能喪失の防止	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1号機では、炉心状態の把握の遅れが操作の遅れに直結</li> <li>・整備されていた手順では、全電源喪失等の状況が想定されず</li> </ul>	<b>【要件8】 初期対応における的確な判断</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・全電源喪失時など対応時間に余裕のない状態(特に崩壊熱の大きい初期など)において、的確な判断を行えるハードとソフト</li> </ul>	<b>【対策12】 事故時の判断能力の向上</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷防止策としての炉心冷却等を最優先すべき状況について、判断基準をあらかじめ明確化</li> <li>・前兆事象を確認した時点で事前の対応等ができる手順の整備</li> <li>・ハード(電源、計装系、線量計、マスク等)の整備</li> <li>・ソフト(マニュアル、関連機器の設計図書等)の整備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時の対応計画やマニュアルの策定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備</li> </ul>	<b>17: 内的危険事象及び外的危険事象</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部事象を起因として生じうる、長期間にわたる全交流電源喪失に対する設計上の考慮を要求。</li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・津波により、電源や補機冷却系の海水ポンプが機能喪失し、原子炉冷却系の多くが機能喪失</li> </ul>	<b>【要件9】 冷却設備の共通要因故障による機能喪失の防止</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・冷却機能維持のため、注水設備だけではなく、水源、補機、残留熱除去系、最終ヒートシンク等の関連機器を含めた冷却設備全体の多様性及び独立性の確保</li> </ul>	<b>【対策13】 冷却設備の耐浸水性確保・位置的分散</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・冷却設備に関連する設備・機器が設置されている建屋、ポンプ室等の耐浸水性の確保(水密化、排水設備の設置、配備等)</li> <li>・浸水等の共通要因による機能喪失を防ぐよう、各設備の位置的分散</li> </ul>	<b>【対策14】 事故後の最終ヒートシンクの強化</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・防潮壁やスクリーン等による海水冷却・固定式機器の津波への耐性強化</li> <li>・UHSの多重性及び多様性の確保(可搬型代替 RHRS、空冷機器)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・消防車・ポンプ車・消火ホースの配備(位置的分散)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・冷却設備の位置的分散</li> </ul>

「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」 <sup>69)</sup> における分析結果							SDC 素案 への 反映事項
対応の目標	事故原因の分析	必要とされる 技術的要件	求められる 技術的対策	緊急対策 (実施済)	信頼性向上対策 (中長期的対策)		
冷却・注水設備対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・駆動用電源等喪失で隔離弁が作動せず</li> <li>・電源不足で主蒸気逃がし安全弁が直ちに動作せず</li> <li>・原子炉冷却のバックアップ用の D/D-FP の中には津波で被害を受け使用不可のものあり</li> </ul>	<b>【要件 10】 注水機能の強化</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・シビアアクシデント時に迅速に注水できるよう、隔離弁・主蒸気逃がし安全弁の動作確実性の向上と代替注水機能の強化</li> </ul>	<b>【対策 15】 隔離弁・SRV の動作確実性の向上</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・隔離弁について、駆動源喪失時にも強制的に確実に動作させることのできるメカニズムの導入</li> <li>・主蒸気逃がし安全弁について、駆動用空気系のバックアップシステム、電源等の確保。必要時に手動操作。</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・弁駆動のための可搬型コンプレッサーの配備</li> </ul>	ナトリウム冷却高速炉のため、注水は実施せず、崩壊熱除去系の信頼性確保により対応	
			<b>【対策 16】 代替注水機能の強化</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・蒸気、ディーゼル等による駆動</li> <li>・地震時やシビアアクシデント時の環境でも使用可</li> <li>・水源の多重性・多様性（タンク、貯水池、ダム等）</li> <li>・吐出圧力の高いポンプや建屋外の注水口の整備</li> <li>・注水手順を定め、日常的に訓練</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・消防車・ポンプ車・消火ホースの配備、水源の確保（代替注水機能の強化）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水源の多様化（タンク、貯水池、ダム等）、吐出圧力の高いポンプや建屋外の注水口を整備</li> </ul>		
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・冷却浄化系配管の損傷で使用済燃料プールの冷却・水補給機能喪失。津波による海水系の機能喪失で水冷却機能復旧に長時間</li> <li>・空冷共用プールは電源回復とともに冷却可能。乾式貯蔵キャスクは問題発生せず</li> </ul>	<b>【要件 11】 使用済燃料貯蔵における異常時の除熱性能の確保</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料プールの冷却・給水機能の信頼性向上</li> </ul>	<b>【対策 17】 使用済燃料プールの冷却・給水機能の信頼性向上</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・機能の多重性及び多様性の確保</li> <li>・冷却水量の確保、貯蔵の分散化、空冷設備の設置、乾式貯蔵の採用等について検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・消防車・ポンプ車・消火ホースの配備、水源の確保（使用済燃料プールへの給水）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料貯蔵の分散化、空冷設備の設置、乾式貯蔵の採用</li> </ul>	<b>80: 燃料取扱・貯蔵系</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・EVST・燃料プールに対し、運転状態及び長期間にわたる全交流電源喪失を含む事故において、燃料の熱の適切な除去とモニタリングの手段を要求</li> </ul>	

「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」 <sup>69)</sup> における分析結果							SDC 素案 への 反映事項
対応の目標	事故原因の分析	必要とされる 技術的要件	求められる 技術的対策	緊急対策 (実施済)	信頼性向上対策 (中長期的対策)		
格納容器 破損・水素 爆発 対策	【目標 4】 格納容器の早期 破損／放射性物 質の非管理放出 の防止	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1～3 号機では、格納容器ベント操作を行う前に格納容器から漏洩</li> <li>・漏洩は高温下での過圧が原因</li> </ul>	<b>【要件 12】 格納容器の過圧・過温破損防止</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器の過圧と過温の防止</li> </ul>	<b>【対策 18】 格納容器の除熱機能の多様化</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・交流電源に頼らない格納容器スプレー、RHR 等による除熱機能の追加確保</li> <li>・位置的分散を確保できる格納容器代替除熱機能等による多様性確保</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・交流電源に頼らない PCV スプレーの設置</li> </ul>	<b>58: 格納容器の状態の管理</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器内の圧力と温度の管理対策を要求</li> <li>・格納容器熱除去系に対し、適切な信頼性と多重性を要求</li> </ul>
			<b>【対策 19】 格納容器トップヘッドフランジの過温破損防止対策(主に BWR のみを対象)</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・BWR マーク I 型格納容器に対し、格納容器トップヘッドフランジ等の過温破損対策の検討</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器トップフランジ冷却</li> </ul>	ナトリウム冷却高速炉のため、該当せず	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・悪化した環境でのベント弁操作</li> <li>・3 号機では主蒸気逃がし安全弁開操作が動作せず</li> </ul>	<b>【要件 13】 着実なベント操作の実施による低圧注水への移行</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ベントの実施及び代替低圧注水への移行のできるだけ早期かつ確実な実施</li> <li>・適切なシビアアクシデント対策実施の観点から、ベントの実施時期とラプチャーディスクを含めたベントシステムの考え方の見直し</li> </ul>	<b>【対策 20】 低圧代替注水への確実な移行(主に BWR のみに適用)</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧代替注水への移行を確実にするための基本的手順の明確化</li> <li>・完全電源喪失等の幅広い状況に対応したマニュアルの整備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対応計画の策定(低圧注水への移行手順)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・完全電源喪失等を想定したマニュアルの整備</li> </ul>	ナトリウム冷却高速炉のため、該当せず	

「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」 <sup>69)</sup> における分析結果							SDC 素案 への 反映事項
対応の目標	事故原因の分析	必要とされる 技術的要件	求められる 技術的対策	緊急対策 (実施済)	信頼性向上対策 (中長期的対策)		
格納容器 破損・水素 爆発対策			<b>【対策 21】 ベントの確実性・操作性の向上</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ベント設備の多重性及び耐震性の向上</li> <li>・確実なベント弁の開操作の実施（コンプレッサ・バッテリーの配備、手動開可能）</li> <li>・ラプチャディスクの弁付バイパスラインの検討</li> <li>・ベント弁の設置位置や操作場所の再検討（通常ベント弁のある R/B 地下は放射線量率が高い可能性あり）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・空気駆動ベント弁用の窒素ポンプ等の配備、緊急時対応計画の策定（ベント操作）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ベント弁操作のためのコンプレッサ等の配備</li> </ul>	<b>58: 格納容器の状態の管理</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器内の圧力の管理対策を要求</li> <li>・格納容器熱除去系に対し、適切な信頼性と多重性を要求</li> </ul>	
				<b>【対策 22】 ベントによる外部環境への影響の低減</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウェルのみならずウェットウェルについてもフィルタ付ベント</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタ効果のあるベント設備の設置</li> </ul>	<b>55: 格納容器からの放射性物質放出の管理</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・事故時における放射性物質の環境放出が許容値未満であることを要求</li> </ul>
	・3 号機で発生した水素が 4 号機の非常用ガス処理系・建屋換気系に流入し、水素爆発	<b>【要件 14】 ベントによる建屋への水素の逆流防止</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ベント実施時に建屋への水素の逆流を防止</li> </ul>	<b>【対策 23】 ベント配管の独立性確保</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ベント配管を非常用ガス処理系から独立</li> <li>・号機間でベント排気筒の共有禁止</li> <li>・号機間でベントの配管系統がつながることの禁止</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ベント配管の号機間の共用禁止</li> </ul>	<b>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</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・安全系に対し、安全の強化に寄与しない限り、複数のユニット間で共用の禁止。</li> </ul>	



「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」 <sup>69)</sup> における分析結果							SDC 素案 への 反映事項
対応の目標	事故原因の分析	必要とされる 技術的要件	求められる 技術的対策	緊急対策 (実施済)	信頼性向上対策 (中長期的対策)		
格納容器 破損・ 水素爆発 対策	<p>・JNES の解析結果によれば、水素爆発防止の観点からは、最上階に放出口及び 1 階に開口部を設けることが有効</p>	<p><b>【要件 15】 水素爆発の防止</b></p> <p>・水素爆発防止の観点からは、最上階に放出口及び 1 階に開口部を設けることが有効</p> <p>・ただし、放射性物質の放出を抑制する機能をもった水素排出設備又は再結合装置等を整備することを前提とすべき</p>	<p><b>【対策 24】 水素爆発の防止(濃度管理及び適切な放出))(主に BWR のみに適用)</b></p> <p>・格納容器ベントによる管理された水素の放出</p> <p>・建屋側へ漏洩した水素について、放射性物質の放出を抑制しつつ水素濃度の管理（非常用ガス処理系の活用、水素再結合装置等の処理装置の設置等）</p> <p>・建屋から水素を排出する必要がある場合は十分な大きさの開口部を設置し、水素爆発の防止及び放射性物質の放出抑制を行った上での排出。水素濃度検出装置の設置</p>		<p>・水素再結合装置、水素濃度検出装置の設置</p>	<p><b>58: 格納容器の状態の管理</b></p> <p>・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-コンクリート反応の防止又は緩和策の要求</p>	

「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」 <sup>69)</sup> における分析結果							SDC 素案 への 反映事項
対応の目標	事故原因の分析	必要とされる 技術的要件	求められる 技術的対策	緊急対策 (実施済)	信頼性向上対策 (中長期的対策)		
管理・計装設備対策	【目標 5】 状態把握・プラント管理機能の抜本的強化	<ul style="list-style-type: none"> <li>通信設備のほとんどが電源喪失で使用不可となり、中央制御室と現場との連絡に大きな支障</li> <li>緊急時対応情報システムの活用不可</li> <li>中央操作室等への放射性物質の流入</li> </ul>	<b>【要件 16】 指揮・通信設備の信頼性向上</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>自然災害及び事故等の非常時での通信機能の確保</li> <li>中央操作室や事故時の指揮所が十分に機能を発揮できるような環境整備</li> </ul>	<b>【対策 25】 事故時の指揮所の確保・整備</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>地震等の自然災害等によっても機能喪失しない緊急時指揮所の確保・整備</li> <li>事故時における中央操作室や指揮所の環境維持（電源確保、換気空調系の機能確保）</li> <li>カメラ等による建屋等の周辺状況の監視機能及び通信機能の確保</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質の流入防止、カメラ等による建屋等の監視機能の整備</li> </ul>	<b>65: 制御室</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射線、放射性物質等に対する防護策を要求</li> <li>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</li> </ul> <b>66: 補助制御室</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射線、放射性物質等に対する防護策を要求</li> </ul> <b>73: 換気空調系</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>
			<b>【対策 26】 事故時の通信機能確保</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>非常時における電源の確保</li> <li>耐震性を考慮した機器の設置、浸水対策</li> <li>緊急時対応情報システム、テレビ会議システムの設置及び事故時機能確保</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>電源車の配備（通信機器等への給電）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>テレビ会議システム等の設置</li> </ul>	<b>37: プラントでの通信連絡設備</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>事故状態でも利用可能な通信連絡設備を要求</li> <li>多様性のある連絡手段を備えることを要求</li> </ul> <b>67: 緊急時制御センター</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	

「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」 <sup>69)</sup> における分析結果							SDC 素案 への 反映事項
対応の目標	事故原因の分析	必要とされる 技術的要件	求められる 技術的対策	緊急対策 (実施済)	信頼性向上対策 (中長期的対策)		
管理・計装設備対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・津波による電源喪失でプラント状態を把握する計器が使用不可となり、監視機能が限定</li> <li>・電源喪失により中央制御室でのモニタリングポストの監視不可</li> <li>・モニタリングポスト周囲の汚染でバックグラウンドが高くなり、原子炉からの放射性物質監視が困難</li> </ul>	<p><b>【要件 17】</b> 計装設備の信頼性向上について</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・全交流電源喪失などにおいてもモニタリング機能が喪失することのない措置</li> </ul>	<p><b>【対策 27】</b> 事故時における計装設備の信頼性確保</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・電源の確保に加えて、計装専用の蓄電池、予備計測器の設置、予備品の確保</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・計装設備専用の蓄電池、予備計測器の配備</li> </ul>	<p><b>59: 計装設備</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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を要求</li> </ul>	
			<p><b>【対策 28】</b> プラント状態の監視機能の強化</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・計器仕様の範囲拡大に向けた研究開発（格納容器内も含めた監視カメラやロボットの活用、炉心損傷時にも水位等のプラント状態の把握可能）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・電源車の配備（プラント状態監視設備への給電）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PCV 内をカメラで監視、ロボットの活用等</li> </ul>	<p><b>80: 燃料取扱・貯蔵系</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・EVST・燃料プールに対し、運転状態及び長期間にわたる全交流電源喪失を含む事故において、燃料の熱の適切な除去とモニタリングの手段を要求</li> </ul>	
			<p><b>【対策 29】</b> 事故時モニタリング機能の強化</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源からの供給や専用電源の設置等によるモニタリング機能維持</li> <li>・モニタリングポスト周辺が汚染されても正確なモニタリングが可能となるような対応の検討</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・モニタリング監視設備への非常用電源供給</li> </ul>	<p><b>82: 放射線モニタリングの方法</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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を行う設備を要求（設計拡張状態でも放射線監視を必須とする）</li> </ul>	

「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」 <sup>69)</sup> における分析結果							SDC 素案 への 反映事項
対応の目標	事故原因の分析	必要とされる 技術的要件	求められる 技術的対策	緊急対策 (実施済)	信頼性向上対策 (中長期的対策)		
管理・計装設備対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事故状況下で必要となる設備について、予備品の確保や使用時の状況を想定した事前の操作訓練等が不十分</li> <li>・事故対応時の体制が事前に適切に構築されず</li> </ul>	<p><b>【要件 18】 非常事態への対応整備</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・シビアアクシデントへの対応も含めて、あらゆる状況を想定</li> <li>・事前に必要なマニュアルや情報の整備</li> <li>・人員配置等の体制の構築</li> <li>・設備系統に熟知し適切な運転操作等を担保する訓練の実施等</li> </ul>	<p><b>【対策 30】 非常事態への対応体制の構築・訓練の実施</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプ等の適切な予備品の確保</li> <li>・各地域の気象条件等を考慮した設備対応</li> <li>・ガレキ撤去等のための重機の確保</li> <li>・夜間対応を想定した照明機器等の配備</li> <li>・シビアアクシデントを含む幅広い事態に対応したマニュアル等の整備</li> <li>・人員確保、招集体制等の構築</li> <li>・高線量下、夜間や悪天候等も含めた事故時対応訓練</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対応計画の策定、緊急時対応機器等の点検及び訓練の実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ガレキ撤去用重機の配備、照明機器の配備</li> </ul>	SDC の対象外 (AM 策)	

表 13 主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（炉心・燃料設計）

検討項目	検討内容	日本	仏国	米国	韓国	ロシア	インド	中国
炉心・燃料設計	主なクライテリア	<p><b>43:燃料要素と燃料集合体の性能</b>                      -運転状態で生じる健全性阻害要因（放射線、膨張、変形、温度、圧力、流力振動、経年効果、化学的影響等）に対する健全性維持</p> <p><b>44:原子炉炉心の構造性能</b>                      -運転状態及び事故状態（炉心損傷を除く）におけるジオメトリ維持、制御棒の挿入性確保                      -著しい炉心損傷時における大規模な機械的エネルギー放出防止（溶融燃料の早期排出など）</p> <p><b>45:原子炉炉心の制御</b>                      -運転状態及び事故状態（炉心損傷を除く）における反応度制御                      -著しい炉心損傷を緩和する炉心特性（反応度特性等）</p>						
	各国の検討状況（設計概念）	<p><b>JSFR</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>MOX 燃料、均質 2 領域炉心</li> <li>ボイド反応度は正であるが、通常運転時は負の反応度制御性を有する</li> <li>溶融燃料の早期排出を促す対策として、FAIDAS を導入</li> </ul>	<p><b>ASTRID</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>MOX 燃料、上部ナトリウムブレナム付軸方向非均質炉心</li> <li>実効的なナトリウムボイド反応度を負とする炉心（ゼロボイド炉心）としている</li> </ul>	<p><b>SMFR</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>金属燃料、均質 3 領域炉心</li> <li>ボイド反応度は正</li> </ul>	<p><b>KALIMER-600</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>金属燃料、均質 3 領域炉心（通常炉心）／均質 2 領域炉心（TRU 燃料）</li> </ul>	<p><b>BN-1200</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>金属燃料、均質 1 領域炉心</li> <li>ゼロボイド炉心を検討中</li> </ul>	<p><b>CFBR/PFBR</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>MOX 燃料、均質 2 領域炉心（推定）</li> </ul>	<p><b>CEFR</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>酸化物ウラン燃料、均質 3 領域炉心</li> </ul>
	クライテリアとの対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>却材沸騰及び溶融燃料集中に伴うエネルギー発生を緩和する対策が炉心損傷対策に関する SDC に対応する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ゼロボイド反応度とすることによる固有の炉心特性が炉心損傷対策に関する SDC に対応する</li> <li>炉心溶融後の対策については不明</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>小型金属燃料とすることによる固有の炉心特性炉心損傷対策に関する SDC に対応する</li> <li>炉心溶融後の対策については不明</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>同左</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ゼロボイド反応度とすることによる固有の炉心特性炉心損傷対策に関する SDC に対応する</li> <li>炉心溶融後の対策については不明</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>不明</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>不明</li> </ul>
詳細な設計検討上必要となる事項	<p><b>[燃料の機械設計及び炉心の核熱設計について]</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料・炉心設計の基本である健全性やジオメトリ維持については、ナトリウム冷却高速炉における炉心燃料設計の基本技術は確立されており、高燃焼度化等の開発を進めていく中で整備が進められていくものと考えられる。</li> </ul> <p><b>[想定事象について]</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心安全上考慮すべき DBA 及び DEC の選定の考え方、代表例のリストを含むガイドラインが必要と考えられる。</li> </ul> <p><b>[炉心損傷の影響緩和について]</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷の起因過程における過大なエネルギー発生防止については、ボイド反応度の制限や炉心高さの制限によって達成可能。設計上の留意点等をガイドラインとしてまとめる。</li> <li>炉心損傷進展後の大規模な機械エネルギー放出防止については、幾つかのアプローチがありうることを述べた上で、具体化が進んでいる設計概念については、ガイドラインを作成する。溶融燃料の早期排出については、達成条件（全炉心規模の溶融となる前に燃料を排出し、未臨界状態を達成等）、燃料集合体設計上の留意点等をガイドラインとしてまとめる。</li> <li>上記の設計の妥当性の検証方法、評価手法と根拠となる試験データが満たすべき要件についてもガイドラインが必要と考えられる。</li> </ul>							

表 14 主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（原子炉停止系）

検討項目	検討内容	日本	仏国	米国	韓国	ロシア	インド	中国	
原子炉停止系	主なクライテリア	<p><b>46:原子炉の停止</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>-原子炉停止能力の確保（燃料の設計限界を超えない有効性、作動速度、停止余裕）</li> <li>-設計拡張状態に対する受動的あるいは固有安全特性による原子炉停止能力の確保</li> <li>-不作動要因を考慮した設計</li> <li>-少なくとも2つからなる多様かつ独立した系統で構成</li> </ul>							
	各国の検討状況（設計概念）	<p><b>JSFR</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・能動的機能として、主炉停止系、後備炉停止系の2系統を導入</li> <li>・受動的機能として、後備炉停止系に <b>SASS</b>（温度変化に伴う電磁石の保持力低下を利用した制御棒切り離し機構）を導入</li> </ul>	<p><b>ASTRID</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・能動的炉停止系の不作動時においても固有安全特性による炉停止を可能とする</li> <li>・上記の効果が不十分な場合、受動的機能として、熔融金属保持方式 <b>SEPIA</b> を、能動的機能2系統にプラスして導入</li> </ul>	<p><b>ALMR</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉停止系は、能動的機能1系統+USS1系統（手動操作）+ <b>GEM</b> で構成</li> <li>・能動的炉停止系不作動時には、<b>GEM</b> 及び <b>USS</b> の効果を取り入れた上で固有安全特性による炉停止を可能とする</li> </ul>	<p><b>KALIMER-600</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・2系統で、能動的機能1系統+受動的機能1系統を必ず備える模様</li> <li>・受動的機能として、温度感知合金を用いたシステム及び <b>GEM</b> の採用を検討</li> </ul>	<p><b>BN-600/BN-800</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉停止系は2系統と思われる（受動的機能含む）</li> <li>・受動的機能として、液体圧保持方式（<b>HSR</b>）を開発中（実際の採否は不明）</li> </ul>	<p><b>CFBR</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉停止系は能動1系統+（受動+能動）1系統</li> <li>・受動的機能として、温度感知合金を用いたシステムを開発中</li> <li>・他に、熔融点方式を用いた液体毒物注入による炉停止系も開発中</li> </ul>	<p><b>CEFR</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉停止系は能動的機能2系統で構成</li> <li>・受動的機能はない</li> </ul>	
	クライテリアとの対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>・能動的機能の多重性確保の観点で <b>SDC</b> に対応する</li> <li>・DECに対する受動安全等の適用の観点で <b>SDC</b> に対応する</li> </ul>	・同左	<ul style="list-style-type: none"> <li>・能動的機能1系統とする場合、多重性確保の観点では <b>SDC</b> に対応しない</li> <li>・DECに対する受動安全等の適用の観点で <b>SDC</b> に対応する</li> </ul>	・同左	・同左	<ul style="list-style-type: none"> <li>・能動的機能の多重性確保の観点で <b>SDC</b> に対応する</li> <li>・DECに対する受動安全等の適用の観点で <b>SDC</b> に対応する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・能動的機能の多重性確保の観点で <b>SDC</b> に対応する</li> <li>・DECに対する受動安全等の適用の観点では <b>SDC</b> に対応しない</li> </ul>	
	詳細な設計検討上必要となる事項	<p><b>[原子炉停止系の構成と仕様について]</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・従来設計より機能強化する観点から、2系統の能動系を設置した上で、さらに受動的あるいは固有安全特性による炉停止能力をもたせることとし、その考え方を解説する。</li> <li>・安全保護系を含めた多様性や独立性等信頼性確保に関する要件の具体化が必要。</li> <li>・制御棒の挿入性に関する要件の具体化が必要。</li> </ul> <p><b>[受動的機能の要件について]</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・受動的機能を導入する場合の留意点をガイドラインとしてまとめる。以下の内容が考えられる。 <ul style="list-style-type: none"> <li>-過出力型、流量減少型、除熱源喪失型のいずれの <b>ATWS</b> に対しても有効であること</li> <li>-誤動作等による異常発生要因とならないこと</li> <li>-誤作動した場合にも、通常運転に復帰できること</li> <li>-機能確認ができること</li> <li>-作動状態の確認ができること</li> <li>-2系統の能動系に組み入れる場合、共有部分の共通要因を考慮してもその機能が期待できること</li> </ul> </li> <li>・受動的機構の有効性を評価する方法をガイドラインとしてまとめる。</li> <li>・固有安全特性による炉停止を導入する場合も、上記と同様のガイドラインをまとめる。</li> </ul>							

表 15 主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（原子炉構造（炉心損傷対策））

検討項目	検討内容	日 本	仏 国	米 国	韓 国	ロシア	インド	中 国
原子炉構造（炉心損傷対策）	主なクライテリア	<p><b>20：設計拡張状態</b>                      -炉心損傷状態において生じうる大規模な機械的エネルギー放出を回避するための方策                      -損傷した炉心から崩壊熱を除去する方策</p> <p><b>47：原子炉冷却材系の設計</b>                      -1次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 ATWS に対してバウンダリ機能が維持されるように設計されなければならない。</p>						
	各国の検討状況（設計概念）	<p><b>JSFR</b>                      ・溶融燃料排出による再臨界回避・燃料デブリの保持及び冷却のため、炉容器内に2段受皿を用意</p>	<p><b>ASTRID</b>                      ・炉心溶融しても過大な機械的エネルギー発生を防止している                      ・炉内・炉外は未定だが、コアキャッチャーを導入</p>	<p><b>ALMR</b>                      ・NRC との折衝の結果、機械的エネルギーを評価                      ・コアキャッチャーなし（NRC との議論の中で、溶融状態の金属燃料を炉構造下部で保持するシナリオを提示した模様）</p>	<p><b>KALIMER-150</b>                      ・機械的エネルギー評価について検討中</p>	<p><b>BN-1200</b>                      ・炉内コアキャッチャーを導入</p>	<p><b>CFBR</b>                      ・機械的エネルギーを評価（将来的にはエネルギー低減を目指している）                      ・炉内コアキャッチャーを導入</p>	<p><b>CEFR</b>                      ・機械的エネルギーを評価                      ・炉内コアキャッチャーを導入</p>
	クライテリアとの対応	<p>・ATWS による炉心損傷状態を踏まえた設計・評価を検討しており、SDC に対応する</p>	<p>・同左</p>	<p>・同左</p>	<p>・同左</p>	<p>・同左</p>	<p>・同左</p>	<p>・同左</p>
	詳細な設計検討上必要となる事項	<p><b>[DEC の想定について]</b>                      ・炉停止失敗型の DEC としてどのような状態を想定すべきかの考え方と候補リストを含むガイドラインが必要と考えられる。</p> <p><b>[エネルギー評価について]</b>                      ・各国では炉心損傷を考慮したエネルギー低減方策について検討する方向であるが、評価技術や根拠データに差がある状況。国際標準化を図るためには、評価技術のガイドラインが必要。                      ・現象論に基づく機構論的評価が推奨される。ベータ・タイト型の論理的アプローチは現象に即していないことが難点（原子炉冷却材バウンダリの温度上昇が考慮されない）。                      ・格納機能確保の観点からのバウンディングエネルギー評価の必要性と評価方法についてもガイドラインが必要と考えられる。                      ・設計拡張状態では、決定論的な評価となるので、バウンダリ機能維持に関する判断基準を定めて、これを満足するように設計・評価を行う必要がある。                      ・再評価を基本とするが、「再確」そのものが不確かなので、ある程度、解析条件を変動させた評価が必要と考えられる。</p> <p><b>[事故後冷却について]</b>                      ・事故後冷却については、原子炉容器内保持（IVR）が必須ではないが、原子炉容器外に至るまでの不確かさ及び格納容器内事象の不確かさを考慮すれば、IVR が望ましいことをガイドラインに記載する。                      ・安定冷却可能なデブリベッド形成等に関する要件をガイドラインに記載する。</p>						

表 16 主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（原子炉冷却材の液位確保対策）

検討項目	検討内容	日本	仏国	米国	韓国	ロシア	インド	中国
原子炉冷却材の液位確保対策	主なクライテリア	<b>49：原子炉冷却材の液位</b> -液位制御による運転状態での設計限界超過防止及び事故状態での燃料の冷却維持 -ガードベッセル及び外管による冷却材漏えい時の液位維持						
	各国の検討状況（設計概念）	<b>JSFR</b> ・2重バウンダリ（ガードベッセル及び外管）で冷却材を保持し、冷却に必要な液位を確保する設計	<b>ASTRID</b> ・2重バウンダリ（ガードベッセル）を採用	<b>SMFR</b> ・2重バウンダリ（ガードベッセル）を採用	<b>KALIMER-600</b> ・原子炉容器からのナトリウム漏えいがあった場合、格納容器と原子炉容器のアニュラス空間で1次系ナトリウムを保持する	<b>BN-800</b> ・2重バウンダリ（ガードベッセル）を採用	<b>PFBR</b> ・2重バウンダリ（ガードベッセル）を採用	<b>CEFR</b> ・2重バウンダリ（ガードベッセル）を採用
	クライテリアとの対応	・冷却材漏えい時（原子炉冷却材バウンダリ破損時）の液位維持方を考慮しており、SDCに対応する	・同左	・同左	・同左	・同左	・同左	・同左
	詳細な設計検討上必要となる事項	<b>[2重バウンダリ破損について]</b> ・2重破損を想定するか否かで対応が分かれる（仏国、中国は2重破損を考慮）。 ・SDCガイドラインにおいて、2重破損の考え方や、想定排除の可能性等について整理する。 ・現状、SDCでは2重破損想定の有無は設計依存としているが、国際標準としてどうあるべきか検討が必要（容器の信頼性は、設計や材質、製造方法に依存するため、各国で判断が分かれる可能性はある）。 -想定排除できる要件を、評価方法の考え方を含めて示す -2重破損を想定する場合、その破損タイミングや規模、対策の考え方を示す  想定排除の要件例： <u>従属破損の防止</u> -原子炉容器破損時に、漏えいしたナトリウムの熱荷重によってガードベッセルが破損しないこと -漏えいナトリウムを長時間保持した状態で地震を考慮しても、ガードベッセルが破損しないこと -原子炉容器破損時の熱膨張や地震時の振動によって、原子炉容器とガードベッセルが干渉して破損しないこと <u>共通要因破損の防止</u> -共通の支持構造部の破損によって、同時に破損しないこと -製造欠陥等の共通要因によって、同時に破損しないこと -地震によって同時に破損しないこと						



表 17 主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（ナトリウム-水反応対策）

検討項目	検討内容	日本	仏国	米国	韓国	ロシア	インド	中国	
ナトリウム-水 反応対策	主なクライテリア	<p><u>47:原子炉冷却材系の設計</u>                      -ナトリウムと水/蒸気などの作動流体との化学反応への対応として以下に留意。                      (a) 作動流体の漏えい検知、破損の伝播の制御、事故影響の緩和対策                      (b) 設計拡張状態として想定される激しい化学反応を伴う状態における原子炉の基本的な安全機能維持</p>							
	各国の検討状況 (設計概念)	<p><u>JSFR</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>漏えい検出システム</li> <li>ラプチャディスク</li> <li>水側隔離及び減圧</li> </ul> <p>・DEC 想定について検討中</p>	<p><u>ASTRID</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>漏えい検出システム</li> <li>ラプチャディスク</li> <li>水側隔離及び減圧</li> </ul> <p>・DEC 相当の事象として、全数本の SG 伝熱管破損を想定した評価を行い、SG のモジュール化により事故影響を限定できる見通し</p>	<p><u>SMFR</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材が CO<sub>2</sub> であり、ナトリウム-水対策が不要な概念</li> </ul>	<p><u>KALIMER-600</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ヘリカルコイル型の 2 重壁管</li> </ul>	<p><u>BN-1200</u></p> <p>詳細不明</p>	<p><u>PFBR/CFBR</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>漏えい検出システム</li> <li>ラプチャディスク</li> <li>水側隔離及び減圧</li> </ul> <p>・瞬時 3 本のギロチン破損を想定</p> <p>・8 秒間で 40 本破損を想定 (DEC 想定と考えられる)</p>	情報なし	
	クライテリアとの対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>DBA 対応 (漏えい検知、破損伝播の制御、事故影響の緩和) の観点では SDC に対応する</li> <li>DEC 対応を検討中であり SDC に対応する</li> </ul>	・同左	・不明	・不明	・不明	・DBA 対応 (漏えい検知、破損伝播の制御、事故影響の緩和) の観点では SDC に対応する	・DEC 対応を考慮しており SDC に対応する	・不明
	詳細な設計検討上必要となる事項	<p><u>[SG の安全性確保について]</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ナトリウム-水反応対策設備を設計する場合の留意点をガイドラインとしてまとめる必要がある。記載内容としては以下の項目が考えられる。                             <ul style="list-style-type: none"> <li>-事故時の漏えい検知手段                                     <ul style="list-style-type: none"> <li>：伝熱管からの小規模水漏えいに伴う水素濃度の異常を水素計により検出する場合の留意事項</li> <li>：有意な圧力上昇がある規模の伝熱管破損に伴う水漏えいを、カバーガス圧力計により検出する場合の留意事項</li> <li>：有意な圧力上昇がある規模の伝熱管破損に伴う水漏えいを、圧力開放板 (ラプチャディスク) の破裂により検出する場合の留意事項 など</li> </ul> </li> <li>-事故の未然防止手段                                     <ul style="list-style-type: none"> <li>：ナトリウム-水バウンダリの健全性確保 (例 熱過渡、流力振動など)、ナトリウム-水反応の未然防止機能 (例 防護管など) に係る留意事項 など</li> </ul> </li> <li>-事故影響の緩和対策                                     <ul style="list-style-type: none"> <li>：伝熱管の耐ウェステージ性による破損伝播の制御、放出系、SG モジュール化、水側隔離及び早期減圧、ナトリウム-水反応生成物収納施設に係る留意事項 など</li> </ul> </li> </ul> </li> </ul> <p><u>[想定事象と評価について]</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>DBE 及び DEC の選定の考え方に関するガイドラインが必要と考えられる</li> <li>-DBE の想定だけでなく、SDC を受けて DEC を如何に定義するかがポイント (破損伝熱管本数の設定や、MS 機能の喪失を重量させるか等が議論となると考えられるが、設計依存の面が大きい)</li> <li>-想定した事象の検証の考え方も、ガイドラインに記載することが望ましい</li> <li>-安全上の要求は、ナトリウム-水反応による圧力上昇等に対して、ナトリウムバウンダリ (特に 1 次/2 次バウンダリ) の健全性 (基本的な安全機能) が維持できること                             <ul style="list-style-type: none"> <li>：伝熱管破損時に圧力が上昇する現象としては、破損直後の急峻な圧力波によるもの (初期スパイク圧) とその後のナトリウム・水反応によって発生する水素ガスの蓄積によるもの (準定常圧) がある</li> <li>：SDC ガイドラインに、財産保護の観点での設備対策をどのレベルまで記載するかについて議論が必要</li> </ul> </li> </ul>							

表 18 主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（2次系ナトリウム漏えい対策）

検討項目	検討内容	日本	仏国	米国	韓国	ロシア	インド	中国
2次系ナトリウム漏えい対策	主なクライテリア	47:原子炉冷却材系の設計 -想定されるナトリウム漏えいに対する漏えい検出と化学反応の影響緩和 -設計拡張状態として想定される大規模なナトリウム漏えいに対する原子炉の基本的な安全機能確保						
	各国の検討状況（設計概念）	<b>JSFR</b> ・2次系にエンクロージャ（区画化）を設置 ・エンクロージャ内を窒素雰囲気化 ・LBBに基づく微小漏えい検知  ・DEC 想定について検討中	<b>ASTRID</b> ・代替冷却材（鉛ビスマス） ・配管の2重構造（区画化） ・ナトリウム漏えいの早期検知	情報なし	<b>KALIMER-600</b> ・2線式ナトリウム検出器 ・キャッチパン ・消火設備	<b>BN-1200</b> ・セーフティジャケット ・建物の熱保護と鋼鉄化 ・LBB概念の適用	<b>PFBR</b> ・原子炉建屋内の配管の2重構造（窒素雰囲気） ※恐らくSG建屋内配管も2重構造 ・LBB概念の適用	・原子炉建屋の一部の配管は2重構造 ・コンクリート建造物の表面に鋼製ライナを設置 ・キャッチパン
	クライテリアとの対応	・DBA 対応（漏えい検知、事故影響の緩和）の観点では SDC に対応する ・DEC 対応を検討中であり SDC に対応する	・DBA 対応（漏えい検知、事故影響の緩和）の観点では SDC に対応する ・DEC 対応については不明	・不明	・DBA 対応（漏えい検知、事故影響の緩和）の観点では SDC に対応する ・DEC 対応については不明	・同左	・同左	・同左
詳細な設計検討上必要となる事項	<p><b>[事象想定と評価について]</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>DBA 及び DEC の選定の考え方に関するガイドラインが必要と考えられる。</li> <li>漏えい対策として LBB 概念の適用が考えられるが、LBB 概念の適用方法について各国の意思疎通が図れているか不明</li> <li>LBB 概念を適用する場合は、小口径配管について LBB が成立しないこと、LBB 成立配管の破損規模の包絡性等の留意点を記載する必要がある</li> <li>DBE と DEC の想定される破損規模について以下が考えられる <ul style="list-style-type: none"> <li>LBB 概念を適用する場合は、DBA として LBB 概念に基づく破損規模（例えばもんじゅでは 1/4Dt、ただし破損規模の評価手法は各国マター）、DEC としてはそれを超える破損規模（ギロチン破損など）となる</li> <li>LBB 概念を適用しない場合は、事故影響は更に厳しく設定する必要がある（例えば、DBA としてギロチン破損、DEC としてギロチン破損とナトリウム漏えいの影響緩和設備の破損など）</li> </ul> </li> </ul> <p><b>[2次ナトリウム漏えい対策について]</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>2次ナトリウム漏えい対策設備を設計する場合の留意点をガイドラインとしてまとめる必要があると考えられる。記載内容としては以下の項目が考えられる。</li> <li>2次系機器の信頼性を確保するための留意事項：適切な規格・基準、検査性、健全性（熱過渡荷重、地震条件、流体荷重、疲労、減肉）、小口径配管の排除</li> <li>ナトリウム漏えい検出器の設計上の留意事項：早期検出、検出性能の考え方、使用環境条件での健全性確保</li> <li>漏えい・燃焼対策設備(エンクロージャ、窒素注入、ナトリウムドレン等)への要求事項：性能要求、検査性、独立性、使用環境条件での健全性</li> <li>設計基準漏えいへの対応は各国とも策定していると考えられるが、設計拡張状態として考慮する大規模なナトリウム漏えいへの対応は不明確</li> </ul>							

表 19 主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（崩壊熱除去系）

検討項目	検討内容	日本	仏国	米国	韓国	ロシア	インド	中国
崩壊熱除去系	主なクライテリア	<p>51:崩壊熱除去系</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>-運転状態及び事故状態に対する炉停止状態の崩壊熱を最終除熱源へ導く手段を高い信頼性を持って確保すること</li> <li>:プラント停止状態における燃料、原子炉冷却材バウンダリ、および安全上重要な構築物の健全性の確保</li> <li>:外的事象も含めた共通要因故障に対する冗長性及び多様性の確保</li> <li>:冷却材の凍結防止</li> <li>-DEC 対応として2つ以上の熱輸送手段を有すること</li> <li>:そのうち少なくとも1つ以上により損傷した炉心を冷却可能であること</li> <li>:長期の全交流電源喪失における冷却性の確保</li> <li>:受動的除熱能力の活用</li> <li>:最終除熱源の多様性の確保</li> </ul>						
	各国の検討状況（設計概念）	<p><b>JSFR</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然循環型</li> <li>-DRACS[空冷]×1 系統</li> <li>-PRACS[空冷]×2 系統</li> <li>-最終除熱源は大気</li> <li>-唯一の動的機器は、空気冷却器の出入口ダンパ</li> <li>・DEC 対応設備（長期の SBO や最終除熱源の多様化を考慮）を検討中</li> </ul>	<p><b>ASTRID</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ DRACS、PRACS、SGACS、RVACS 等多様な残留熱除去系を標榜している</li> <li>・概念図では、DHX の最終除熱源は大気、RVACS は水冷</li> </ul>	<p><b>SMFR</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然循環型 DRACS×2 系統</li> </ul>	<p><b>KALIMER-600</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然循環型</li> <li>-IRACS</li> <li>-PDRC (DHX+AHX)</li> <li>・最終除熱源は大気</li> </ul>	<p><b>BN-1200</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然循環型 DRACS×4 系統 (空気熱交換器:10MWt ×8 基)</li> <li>・DRACS の最終除熱源は大気</li> </ul>	<p><b>CFBR</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然循環型 DRACS×3 系統</li> <li>・強制循環型 DRACS×3 系統</li> <li>・最終除熱源は大気</li> </ul>	<p><b>CDFR/CFR-1000</b></p> <p><b>CDFR</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然循環型 IRACS×3 系統 (AC:6 基)</li> </ul> <p><b>CFR-1000</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然循環型 DRACS×3 系統 (AC:6 基)</li> </ul>
	クライテリアとの対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>・DBE 対応（共通要因故障対策、凍結防止等）の観点では SDC に対応する</li> <li>・DEC 対応として、SBO や最終除熱源の多様性の考慮を検討中であり SDC に対応する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・DBE 対応の詳細は不明</li> <li>・多様な残留熱除去系を検討しており、DEC 対応の観点では SDC に対応していると考えられる</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・DBE 対応の詳細は不明</li> <li>・DEC 対応については未検討と考えられ、SDC に対応していない</li> <li>・最終除熱源が大気のみで多様性なし</li> </ul>	・同左	・同左	・同左	・同左
	詳細な設計検討上必要となる事項	<p><u>[事象想定と崩壊熱除去系の基本機能について]</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・DBA 及び DEC の考え方と崩壊熱除去系の基本機能に関するガイドラインが必要と考えられる。</li> <li>-DBA としては、起因事象+単一故障ベースの従来の考え方が参考となり、それに対応する崩壊熱除去系は、原子炉トリップ後に燃料、被覆管、冷却材バウンダリ及び構造材の健全性を確保することができ、低温停止状態へ移行してその状態を維持できることが要求される</li> <li>-DEC としては、「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（補足）」をブラッシュアップし、SDC ガイドラインとする</li> <li>-PLOHS からの炉心損傷に対する対策（カテゴリ 2）を国際標準として求めるか？不要とできる要件は何か？についての議論が必要である</li> </ul> <p><u>[崩壊熱除去系の安全設計]</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ナトリウム炉の DBA に対応した崩壊熱除去系の設計の基本技術は確立されており、設計高度化を検討していく中で整備が進められていくものと考えられる。</li> <li>・長期間の全交流電源喪失時の崩壊熱除去運転に必要な動的機器及び計測制御系の設計についての留意事項に関するガイドラインが必要であると考えられる。</li> <li>・DEC 対応設備の設計上の留意事項に関しては、「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（補足）」をブラッシュアップし、SDC ガイドラインとする。</li> <li>・DEC 対応設備の信頼性確保の考え方（重要度分類、多重性、多様性、独立性、検査性など）についてもガイドラインに要件を記載することが望ましい。</li> </ul>						

表 20 主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（原子炉格納施設）

検討項目	検討内容	日本	仏国	米国	韓国	ロシア	インド	中国		
原子炉格納施設	主なクライテリア	55：格納容器からの放射性物質放出の管理 -運転状態では許可された放出限度未満、事故状態では許容値未満の放出 -CV 貫通部の設計要件 56：格納容器の隔離 -事故時の CV 貫通配管の自動閉鎖 -CV 雰囲気直結しない配管の隔離弁設置要求 -CV 隔離要求の例外の容認		58:格納容器の状態の管理 -CV 内圧力・温度、核分裂生成物等の蓄積の管理 -CV 内の除熱能力 -CV 内に放出される核分裂生成物等の制御 など						
	各国の検討状況（設計概念）	<u>JSFR</u> ・鋼板コンクリート造格納容器（SCCV）を適用 ・隔離弁を設置しない貫通部（2次系配管、崩壊熱除去系2次系配管）は、IHX 破損時にインリークを担保 ・窒素ガス、アルゴンガス系配管には CV の上流・下流に1個ずつ隔離弁を設置 ・DEC 想定について検討中	<u>Super-Phoenix</u> ・鋼性トップドームとガードベッセルで2次コンテナメントを構成（1次コンテナメントは1次系冷却材バウンダリ） ・2次系及び残留熱除去系に格納容器隔離弁の設置がない可能性あり ・Super-Phoenix の格納容器隔離機能に関する設計は JSFR と同様と考えられる	<u>SMFR</u> ・鋼性トップドームとガードベッセルで格納バウンダリを構成 ・格納容器を貫通する2次系配管に隔離弁の設置がない可能性あり ・JSFR と同様の設計と考えられるが、研究段階の炉であるため、NRC の認可を受けたものではない	<u>KALIMER-600</u> ・上部の格納構造には CDA のような厳しい事象を緩和するためにドーム内面に金属性ライナを付けている ・格納容器の貫通部の主配管には、格納容器外側に単一の隔離弁が設けられている ・また、カバーガスやナトリウム浄化系のようなオープンループの貫通部には、二重の隔離弁が設けられている	<u>BN-1200</u> ・エンクロージャの使用により、冷却材漏えいの影響を防ぐ方針としている ・BN-1600～BN-800 では原子炉タンクガードベッセルを持つ（BN-1800 は不明）	<u>PFBR</u> ・主冷却系2次系配管や DHR 2次系配管には隔離弁の設置がない ・アルゴンガス系、換気空調系等には隔離弁2個の設置がある ・PFBR の格納容器隔離機能に関する設計は JSFR と同様と考えられる	<u>CRFR</u> ・矩形+ドーム型の格納容器（原子炉建屋） ・格納容器隔離機能及び原子炉容器ガードベッセルを持つ		
	クライテリアとの対応	・被ばく評価は未実施 ・格納容器隔離機能の観点では SDC に対応する ・DEC 対応として、格納容器内事象を検討中であり SDC に対応する	・被ばく評価の検討状況は不明 ・格納容器隔離機能の観点では SDC に対応すると考えられる ・格納容器内事象への対応は不明	・同左	・同左	・同左	・同左	・同左	・同左	
詳細な設計検討上必要となる事項	<p>[被ばく評価による原子炉格納施設の成立性確認について]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 回避不要とする放射能放出量目標を示す必要がある。</li> <li>・ 環境放出放射能による被ばく評価(DBA,DEC)により格納機能の成立性を確認することをガイドラインに記載する。</li> </ul> <p>[原子炉格納施設の安全設計について]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ CV 概念の構築のため設計基準（構造強度への要求）、設計条件(DEC を視野に入れた事象設定を含む)を明確にする必要がある。</li> <li>・ 隔離弁設置不要とする要件を明確にする必要がある。(6.24 「格納容器の貫通を含む安全系の信頼性が低下する場合」とは具体的には何を指すか?)</li> <li>・ CV 貫通部にコンファインメント（漏えい放射能閉じ込めと低減の空調設備を擁するもの）を形成する要求を記載する。</li> <li>・ CV 内雰囲気制御対策を必要とするための目安（温度・圧力・核分裂生成物・水素等）を明確にする必要がある。(6.28,6.29 との関連)</li> </ul> <p>[原子炉格納容器の DEC 対応について]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器の DEC 対応における留意点として、以下のような項目を明確にすることをガイドラインに記載する。                         <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 50%;">                             -CDA エナジェティクスによるナトリウム噴出燃焼対策・評価                              -漏えいした高温ナトリウムの燃焼熱・顕熱対策・評価                              -ナトリウム・コンクリート反応による水素発生と蓄積燃焼対策・評価                              -デブリ・コンクリート相互作用による水素発生と蓄積燃焼対策・評価                              -燃料デブリによるベースマット貫通対策・評価                         </td> <td style="width: 50%;">                             -ガス状放射性物質の崩壊熱による加熱対策・評価                              -DEC 時における信頼性確保の考え方                              -CV 冷却設備の要否                              -IVR の場合の1次バウンダリとの機能分担                              -その他（厳しい外的事象等）                         </td> </tr> </table> </li> </ul>								-CDA エナジェティクスによるナトリウム噴出燃焼対策・評価 -漏えいした高温ナトリウムの燃焼熱・顕熱対策・評価 -ナトリウム・コンクリート反応による水素発生と蓄積燃焼対策・評価 -デブリ・コンクリート相互作用による水素発生と蓄積燃焼対策・評価 -燃料デブリによるベースマット貫通対策・評価	-ガス状放射性物質の崩壊熱による加熱対策・評価 -DEC 時における信頼性確保の考え方 -CV 冷却設備の要否 -IVR の場合の1次バウンダリとの機能分担 -その他（厳しい外的事象等）
-CDA エナジェティクスによるナトリウム噴出燃焼対策・評価 -漏えいした高温ナトリウムの燃焼熱・顕熱対策・評価 -ナトリウム・コンクリート反応による水素発生と蓄積燃焼対策・評価 -デブリ・コンクリート相互作用による水素発生と蓄積燃焼対策・評価 -燃料デブリによるベースマット貫通対策・評価	-ガス状放射性物質の崩壊熱による加熱対策・評価 -DEC 時における信頼性確保の考え方 -CV 冷却設備の要否 -IVR の場合の1次バウンダリとの機能分担 -その他（厳しい外的事象等）									

表 21 主なクライテリアと各国のナトリウム冷却高速炉設計の対応関係（燃料取扱及び貯蔵施設）

検討項目	検討内容	日本	仏国	米国	韓国	ロシア	インド	中国	
燃料取扱及び貯蔵施設	主なクライテリア	<p>80：燃料取扱および貯蔵系</p> <p>【共通事項】-燃料の取扱と保管における燃料の健全性と特性の維持                      -燃料の検査、安全上重要な機器の保守や定期検査および試験                      -燃料の損傷防止                      -個々の燃料集合体の識別                      -放射線防護</p> <p>【使用済燃料プール特有の要件】                      -水の温度、水位、水化学(燃料の残留ナトリウムの浄化)、および放射能の管理</p> <p>【炉外燃料貯蔵槽特有の要件<sup>(註)</sup>】                      -ナトリウムの温度、化学的環境、および放射能の管理                      -漏えい事象時の燃料集合体露出防止</p> <p>(注) SDC 第 2 章の 2.3.2 「DEC に対する SFR 特有のアプローチ」に、『除熱系喪失の DEC に対する考え方 (カテゴリ 1 と 2) は、原子炉容器外で使用済燃料をナトリウム中で貯蔵する設備を設ける場合にも同様に考慮すべき』という趣旨の記載があるため、炉外燃料貯蔵槽を採用する場合、上記要件とは別に LOHRS 系 DEC への対応が必要。</p>							
	各国の検討状況 (設計概念)	<p><b>JSFR</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉外燃料貯蔵槽は外容器で、冷却系配管はエンクロージャで 2 重化</li> <li>早期炉心退避概念</li> <li>使用済燃料プールあり</li> <li>DEC 想定について検討中</li> </ul>	<p><b>Super-Phenix</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料貯蔵槽は保護容器で 2 重化 (配管は 2 重化していない)</li> <li>早期炉心退避概念</li> <li>使用済燃料プールあり</li> </ul>	<p><b>SMFR</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料貯蔵設備不要概念</li> </ul>	<p><b>KALIMER-600</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉外燃料貯蔵槽なし</li> <li>使用済燃料プールあり</li> </ul>	<p><b>BN-800/BN-1200</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉外燃料貯蔵槽なし</li> <li>使用済燃料プールあり</li> </ul>	<p><b>CFBR</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉外燃料貯蔵槽なし</li> <li>使用済燃料プールあり</li> </ul>	<p><b>CEFR</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉外燃料貯蔵槽なし</li> <li>使用済燃料プールあり</li> </ul>	
	クライテリアとの対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>長時間の SBO 対策と DEC 対策以外に関しては、上記クライテリアは SFR 設計において一般に考慮される要件と言えるため、当該設計は SDC に対応すると考えられる</li> <li>長時間の SBO や DEC 対応も検討中であり SDC に対応する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>長時間の SBO 対策と DEC 対策以外に関しては、上記クライテリアは SFR 設計において一般に考慮される要件と言えるため、当該設計は SDC に対応すると考えられる</li> <li>長時間の SBO や DEC 対応については不明</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>同左</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>同左</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>同左</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>同左</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>同左</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>同左</li> </ul>
	詳細な設計検討上必要となる事項	<p><b>[燃料取扱設備 (貯蔵設備を除く燃料移送処理設備) の安全設計について]</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ナトリウム炉の燃料移送処理設備の基本技術は確立されており、設計高度化を検討していく中で整備が進められていくものと考えられる。ただし、長時間の SBO 対策については東電福一事故を踏まえ SDC でも対策を要求しているため、今後検討が必要な項目と言える。</li> </ul> <p><b>[燃料貯蔵設備の安全設計について]</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心安全上考慮すべき DBA 及び DEC の選定の考え方、代表例のリストを含むガイドラインが必要と考えられる。</li> <li>-DBA としては、起因事象+単一故障ベースの従来の考え方が参考となる</li> <li>-DEC として、LOHRS 系 DEC 対策 (カテゴリ 1 と 2) への考慮が必要</li> <li>燃料貯蔵設備を設計する場合の留意点をガイドラインとしてまとめる必要がある。以下の項目が考えられる。</li> <li>-臨界安全性に係る裕度確保の考え方、試験・検査の考え方、放射線防護の考え方、プロセス監視とナトリウム凍結防止の考え方など</li> <li>-DEC 対策設備の考え方                         <ul style="list-style-type: none"> <li>: 炉外燃料貯蔵槽を採用する場合、IVS (in-vessel storage)方式と比較して、原子炉における PLOHS 時の崩壊熱の低減や、早期炉心退避などによる事故時管理方策が適用可能。</li> <li>: IVS 方式では、原子炉における PLOHS 時の崩壊熱の増加につながり、場合によっては炉心燃料と使用済み燃料が共通的に破損するリスクを内包していることを考慮する必要あり</li> <li>: 使用済燃料プールについては、PLOHS 時においても貯蔵燃料の露出まで蒸発するのに十分な時間余裕を有するようなインベントリを確保しておくことが望ましい</li> <li>: DEC 対策設備の信頼性確保の考え方 (重要度分類、多重性、多様性、独立性、検査性、早期炉心退避の様な低発生頻度事象の取扱など) についてもガイドラインに要件を記載することが望ましい</li> </ul> </li> <li>-事故時コンファインメント機能の確保に関する要件</li> </ul>							

表 22 東京電力福島第一原子力発電所事故の推定事象推移（事象発生後時間）

ユニット	炉心損傷開始	原子炉容器メルトスルー	水素爆発
1	4	15	25
2	77	109	
3	42	66	68

表 23 軽水炉の格納容器への負荷要因と対策

格納容器への負荷要因	影響（現象の説明）	対策
高圧炉心溶融	原子炉容器が高圧状態のまま破損した場合、溶融燃料の飛散等によって格納容器内雰囲気過熱される。	原子炉冷却材バウンダリの減圧機能の強化
水素燃焼	炉心で発生するジルコニウム-水反応等によって発生する水素が蓄積し、一定濃度に達すると爆燃・爆轟を引き起こす。	格納容器内の窒素雰囲気化(BWR) 格納容器体積確保と水素濃度制御(PWR)
水蒸気爆発	溶融燃料が水と接触することで水蒸気爆発を引き起こす。	発生可能性が小さいことを示す。
雰囲気圧力上昇	格納容器内に水蒸気、水素等が蓄積し圧力が上昇する。	原子炉注水、格納容器注水、格納容器除熱 格納容器ベント
格納容器温度上昇	原子炉容器が破損し溶融燃料が格納容器内に落下した場合、燃料デブリからの輻射熱等によって格納容器壁の温度が上昇する。	格納容器注水、格納容器除熱
燃料デブリによるベースマツト浸食	燃料デブリがベースマツト上に落下した場合、デブリ-コンクリート相互作用によって、ベースマツトが浸食される。	同上
燃料デブリによる格納容器過熱	燃料デブリが、格納バウンダリを構成するライナー等に接触する場合、これを溶融破損させる。	燃料デブリの接触防止

表 24 ナトリウム冷却高速炉の格納容器への負荷要因と対策

格納容器への負荷要因	影響（現象の説明）	対策例
再臨界による機械的エネルギー放出	炉心の過熱・膨張に伴って格納容器内にナトリウムが噴出・燃焼することで格納容器内圧力が急激に上昇する。	炉心損傷時の再臨界を回避して、大規模なナトリウムの噴出・燃焼を防止
ナトリウムの大規模燃焼	冷却材バウンダリの大規模破損によって漏えいしたナトリウムの大規模スプレイ燃焼によって圧力が急激に上昇する。	冷却材バウンダリの2重化 格納容器内の窒素雰囲気化
水素燃焼	ナトリウムとコンクリートあるいは燃料デブリが接触する場合、ナトリウム-コンクリート反応あるいは、デブリ-コンクリート相互作用によって発生する水素が蓄積し、一定濃度に達すると爆燃・爆轟を引き起こす。	ライナー敷設等によるナトリウムとコンクリートの接触防止（水素発生防止） 格納容器内の窒素雰囲気化
蒸気爆発	溶融燃料がナトリウムと接触することで蒸気爆発を引き起こす。	発生可能性が小さいことを示す。（ナトリウム-酸化物燃料系では、水-酸化物燃料系と比較して可能性は小さい）
雰囲気圧力上昇	格納容器内に水素等が蓄積し圧力が上昇する。格納容器内に放出されるFPガスの発熱等により雰囲気過熱され圧力が上昇する。	ライナー敷設等によるナトリウムとコンクリートの接触防止（水素発生防止） 格納容器雰囲気からの除熱 格納容器の耐圧強化
格納容器温度上昇	漏えいしたナトリウムの燃焼熱や顕熱等によって格納容器壁の温度が上昇する。	格納容器壁面への断熱材の敷設 コンクリート冷却
燃料デブリによるベースマツト浸食	燃料デブリがベースマツト上に落下した場合、デブリ-コンクリート相互作用によって、ベースマツトが浸食される。	燃料デブリの原子炉容器内保持・冷却（燃料デブリとコンクリートの接触防止）
燃料デブリによる格納容器過熱	燃料デブリが、格納バウンダリを構成するライナー等に接触する場合、これを溶融破損させる。	燃料デブリの原子炉容器内保持・冷却（燃料デブリの接触防止）

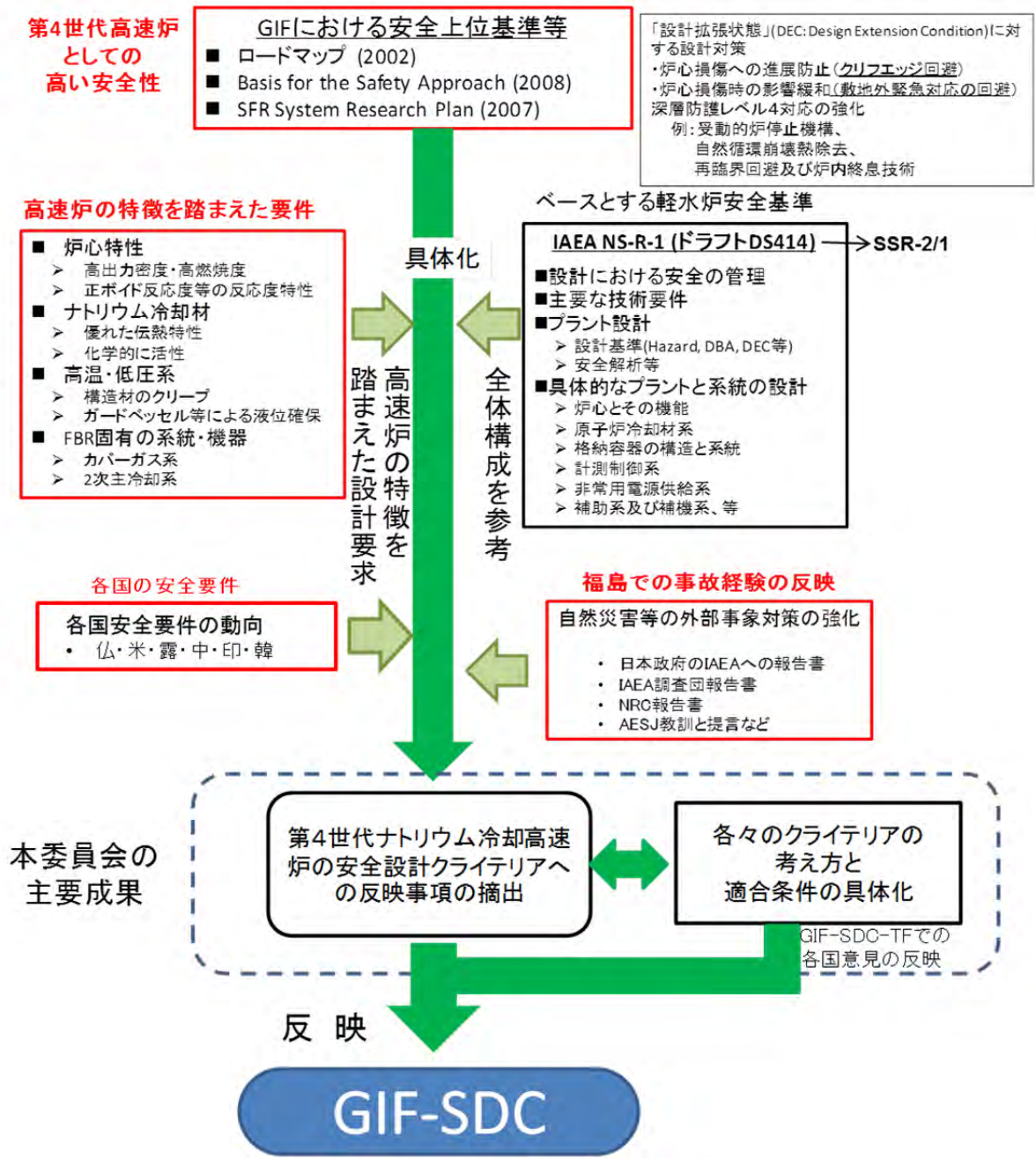


図 1 SDC 検討フロー

実施組織	JFY2011								JFY2012							
	4	6	7	9	10	12	1	3	4	6	7	9	10	12	1	3
GIF政策Gr (PG)		PG	SDC TF 設置承認		PG					PG					PG	SDC報告
GIF SDC-TF			SDC-TF 7/12-13		SDC-TF 12/5-6		SDC-TF 3/13-15				SDC-TF 7/17-18					
原子力学会 特別専門委員会		企画委員会承認	理事会承認	9/2	10/4	11/7	1/12		4/27	7/6	8/30	10/22				
				委員会					委員会							
							春の年会 委員会報告									春の年会 委員会報告

図 2 SDC 整備スケジュール

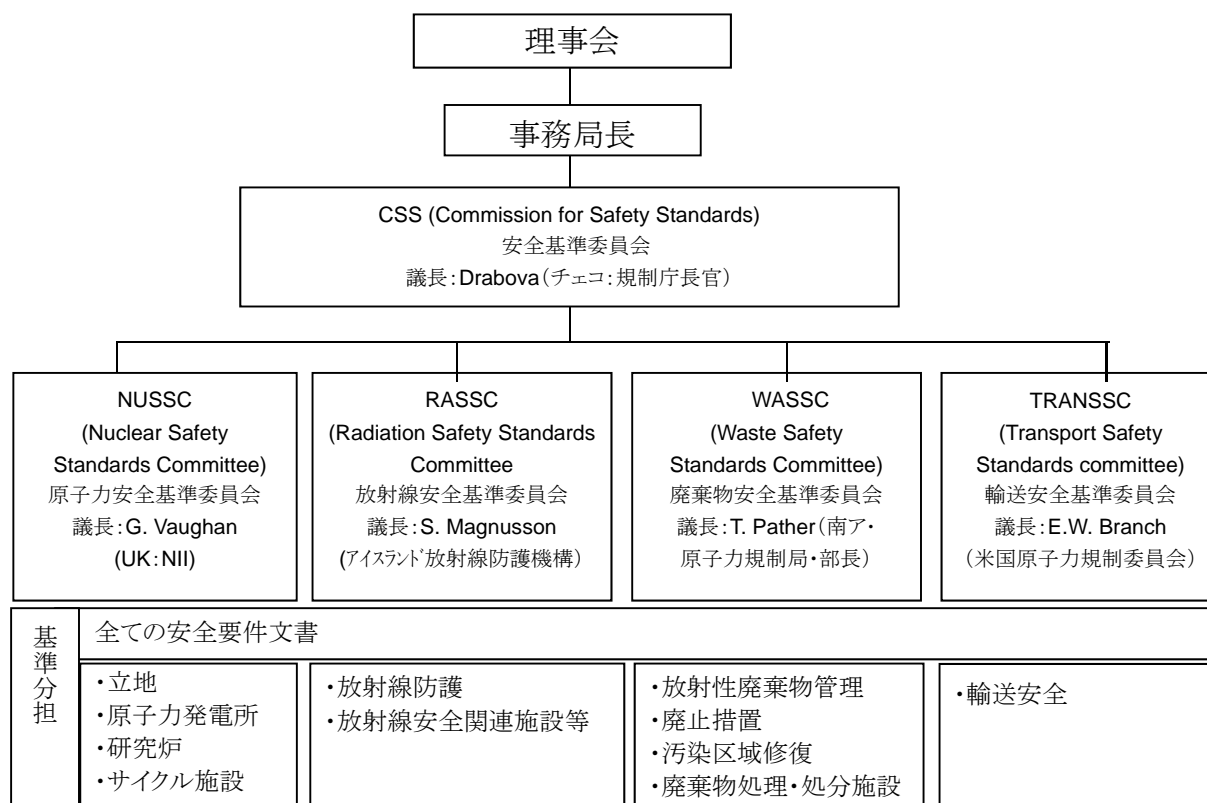


**CSS の役割**

- CSS は、IAEA 安全基準に関して総括的役割を持っており、安全規制に関する全体的プログラムに関し事務局長に助言を与える。
- CSS は、原子力、放射線、輸送及び廃棄物の安全に関連する基準及びその他の規制文書の策定において責任を有する上級政府職員からなる常設の委員会である。
- 委員は、事務局長により地域のバランス及び経験を勘案して任命される。(4年任期：現在25名)

**CSS の役割**

- IAEA 安全基準間の統一性及び一貫性を確保するため、基準策定ための方策及び戦略上の手引きを提供すること。
- IAEA 安全基準の作成及び検討プロセスに関与する委員会を通して委ねられた懸案事項を解決すること。
- IAEA 安全基準の作成及び検討プロセスに従って、理事会での承認対象の「安全原則」及び「安全要件」の内容を認証し、事務局長の権限の下で発行される「安全指針」の妥当性を決定すること。
- 基準の世界的な適用の促進を含め、安全基準に係る課題、関連する規制課題及び IAEA の安全基準活動とその関連プログラムについての全般的な助言と手引きを提供すること。



注: 議長名は 2012 年 9 月現在

図 3 IAEA・安全基準委員会 (CSS ; Commission for Safety Standards)



図 4 長期的 IAEA 基準体系

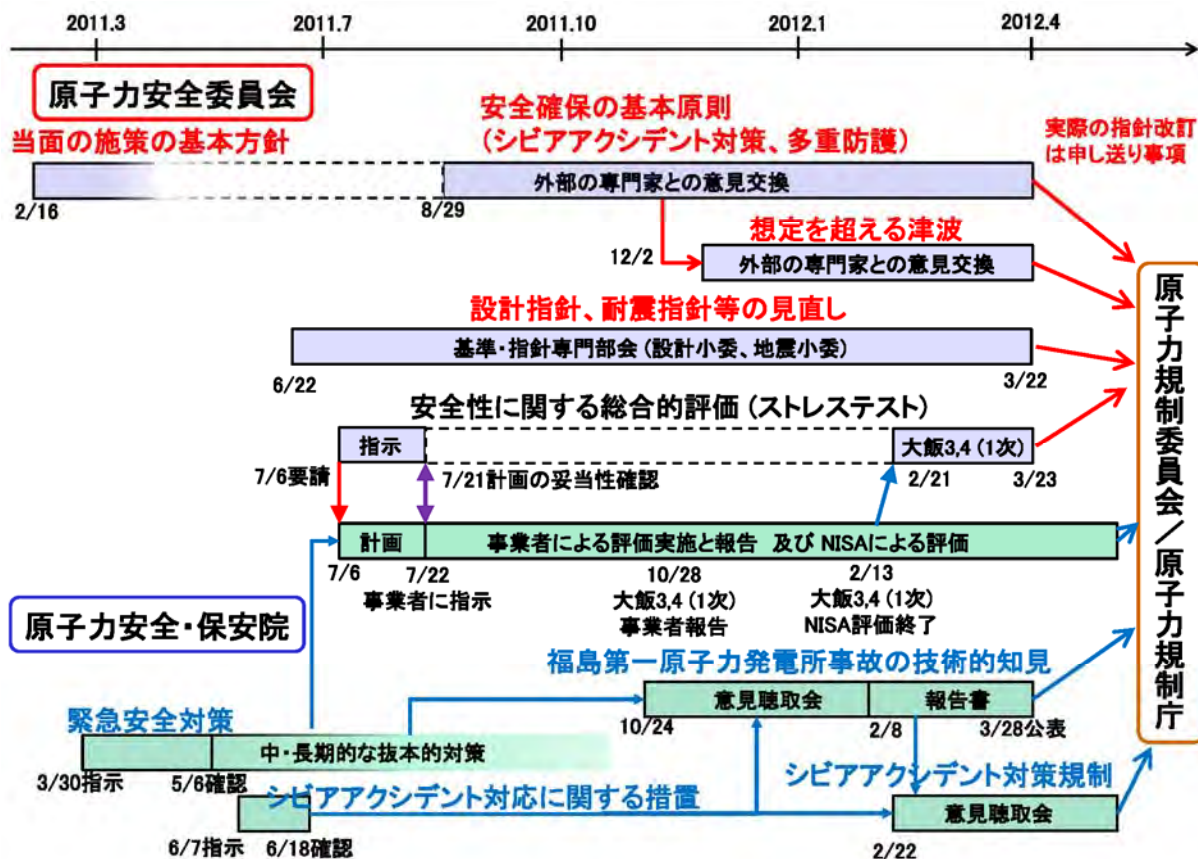


図 5 福島第一原子力発電所事故後の原子力安全委員会及び原子力安全・保安院の規制動向

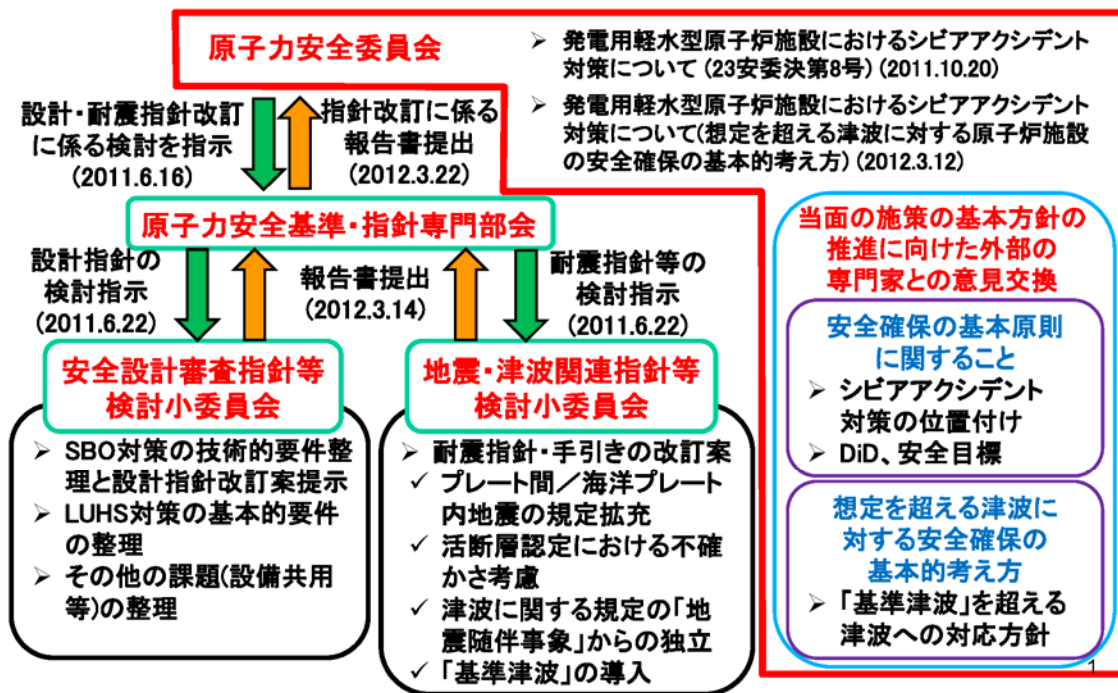


図 6 原子力安全委員会における検討の実施体制

DiD Levels				
Level 1	Level 2	Level 3	Level 4	Level 5
<b>plant states (considered in design)</b>				Off-site emergency response (out of the design)
Normal operation	AOO	DBA	DEC	
Operational states Normal operation	Anticipated operational occurrences	Accident conditions Design basis accidents	Design extension conditions (including Severe Accident conditions)	

図 7 深層防護の階層と設計で検討されるプラント状態（シビアアクシデントを含む）

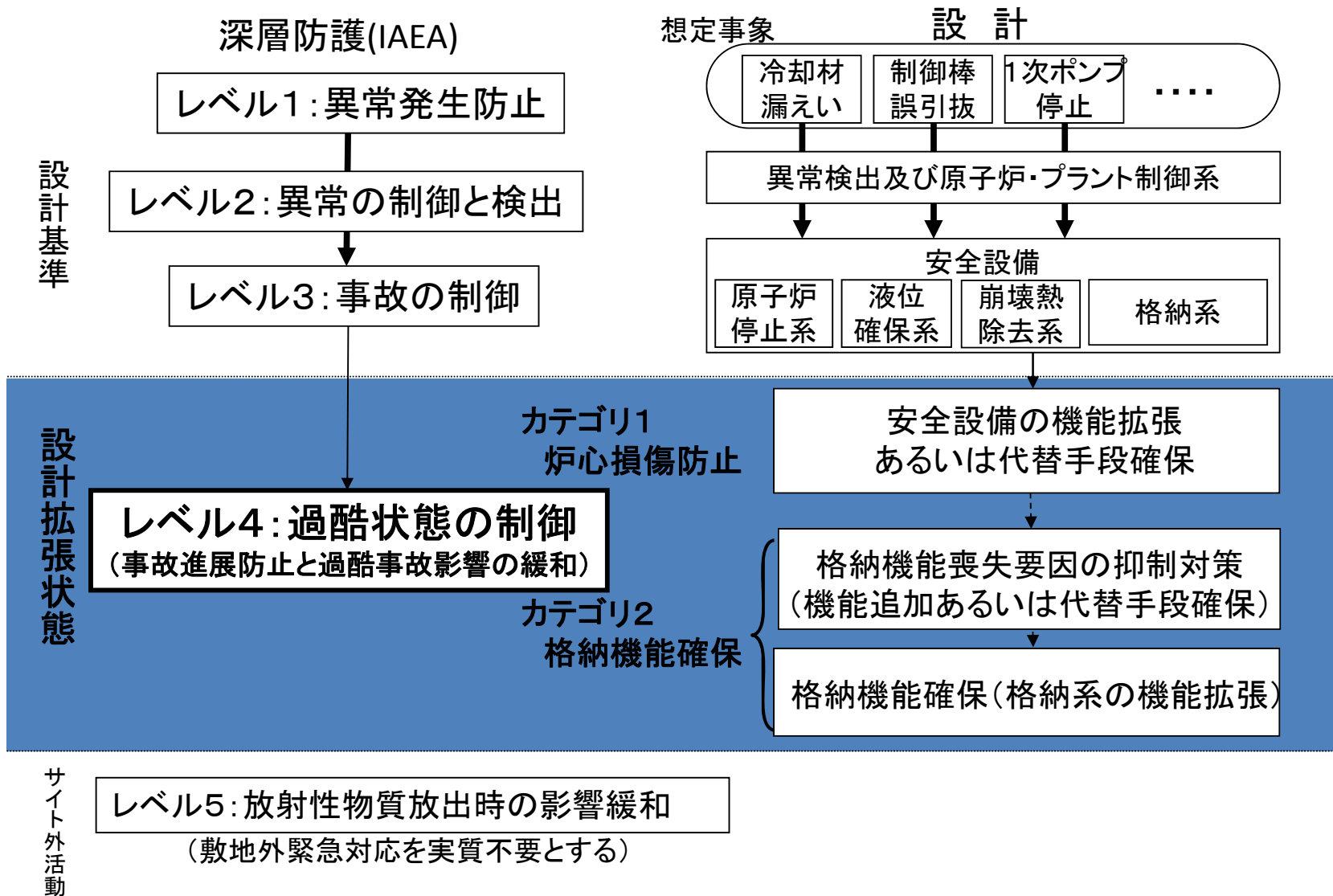
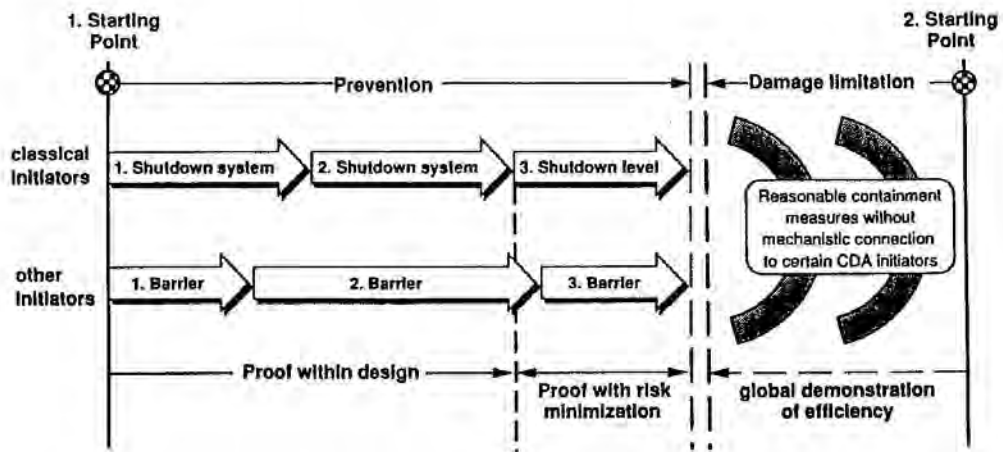


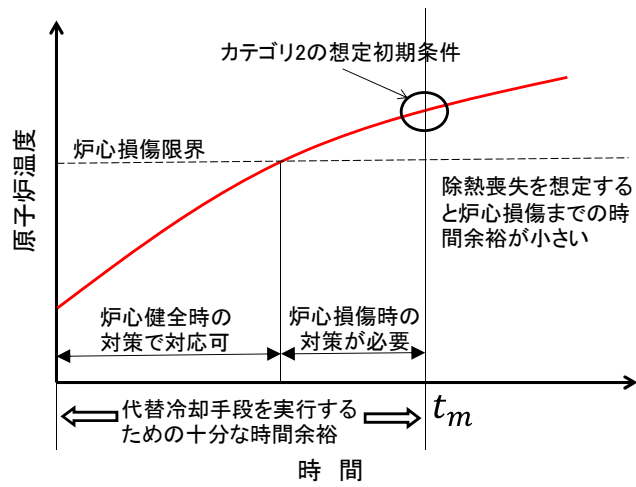
図 8 第 4 世代 SFR の深層防護と事象区分の考え方



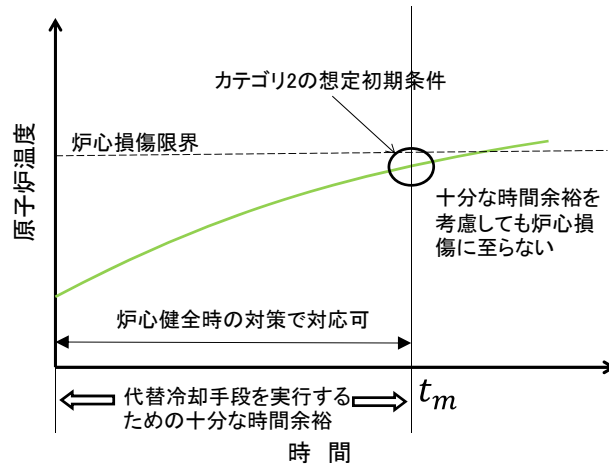
(出典 : R. Del Beccaro, C.H.Mitchell, G.Heusener, (1992, Oct. 25-29). *The EFR Safety Approach*. Proc. Int. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants Vol. III, pp29.1-1 ~29.1-8, Tokyo, Japan

図 9 EFR のリスク最小化アプローチ

出力／熱容量比:大



出力／熱容量比:中



出力／熱容量比:小

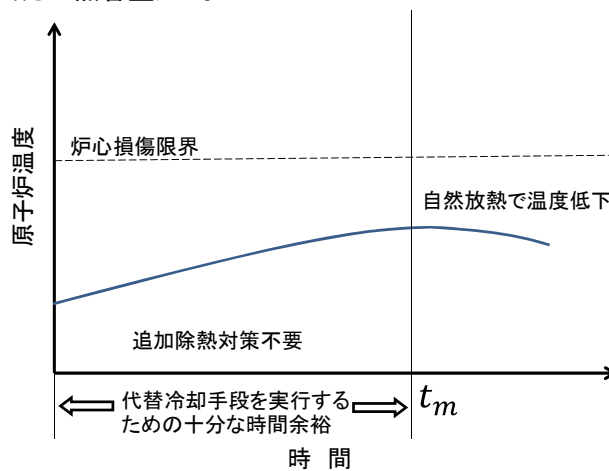


図 10 PLOHS のカテゴリ 2 の考え方

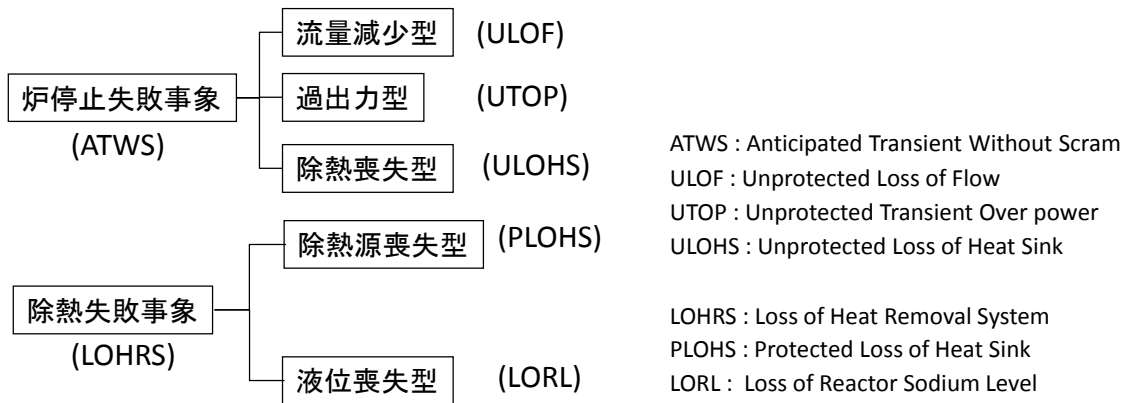


図 11 SFR で考慮すべき設計拡張状態



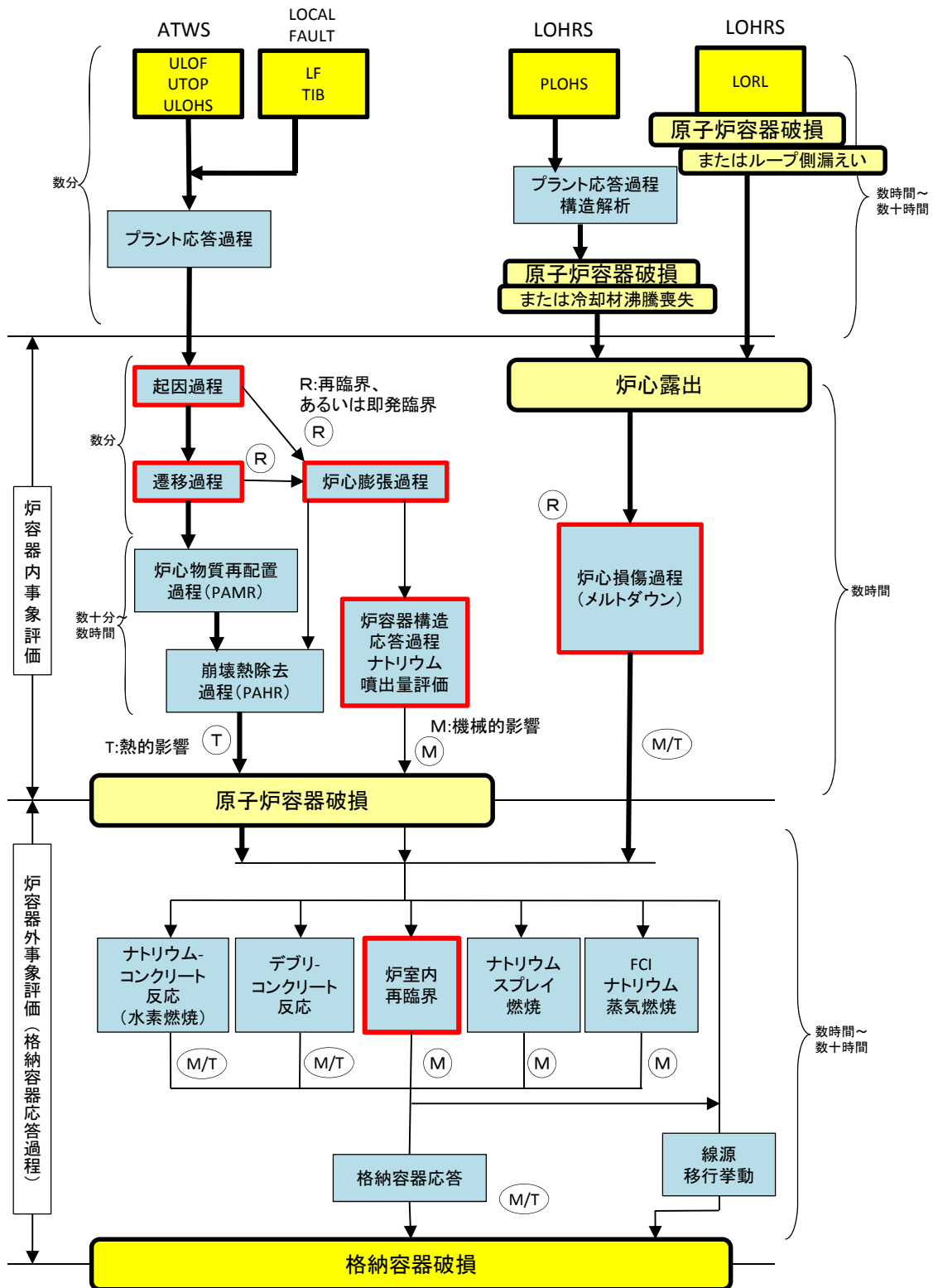
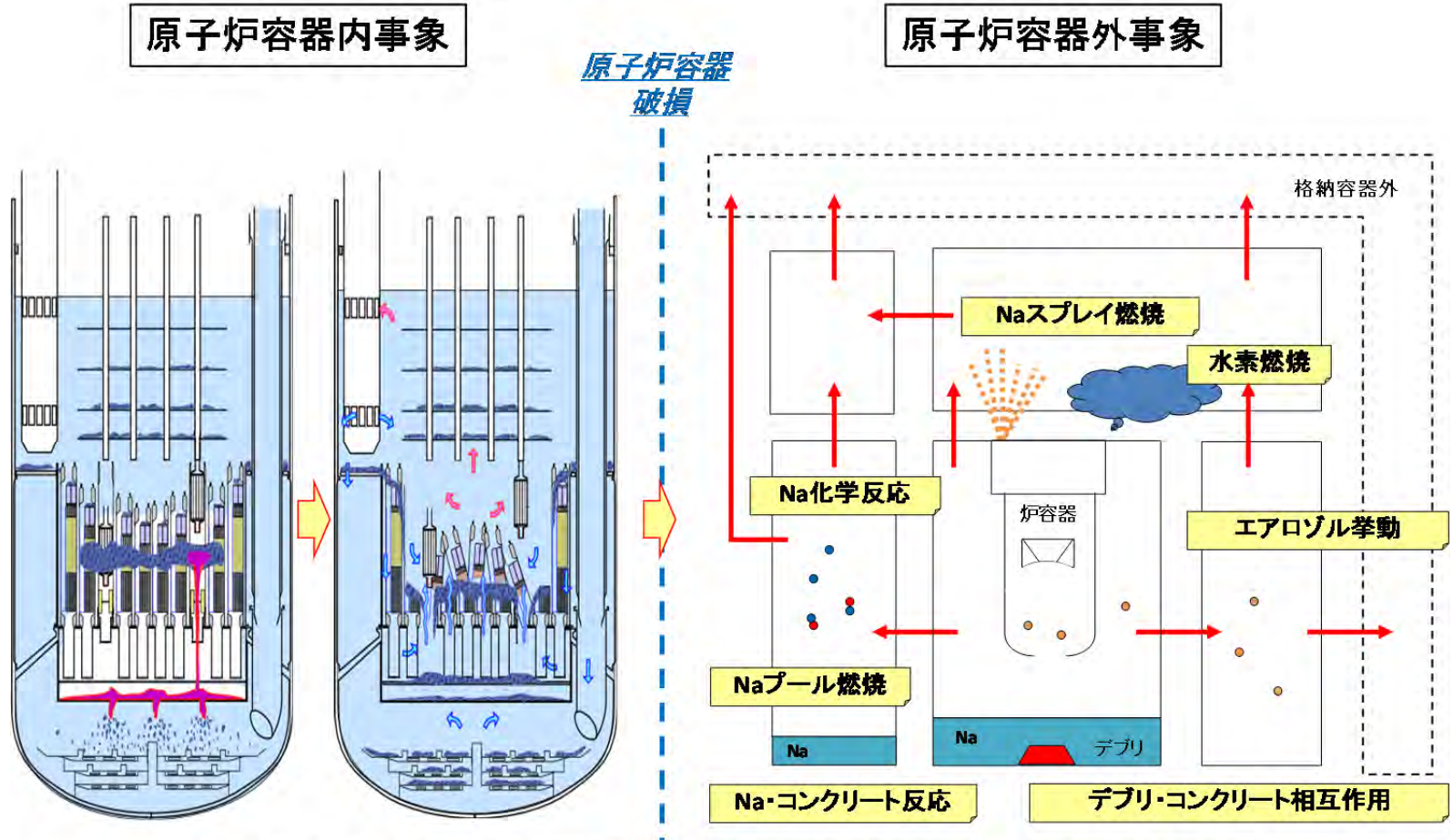


図 12 SFR のシビアアクシデントの事象進展



出典: 平成21年度 文部科学省 原子力システム研究開発事業 炉心損傷評価技術(レベル2PSA)の開発 成果報告書

図 13 SFR のシビアアクシデント時の物理・化学的な現象

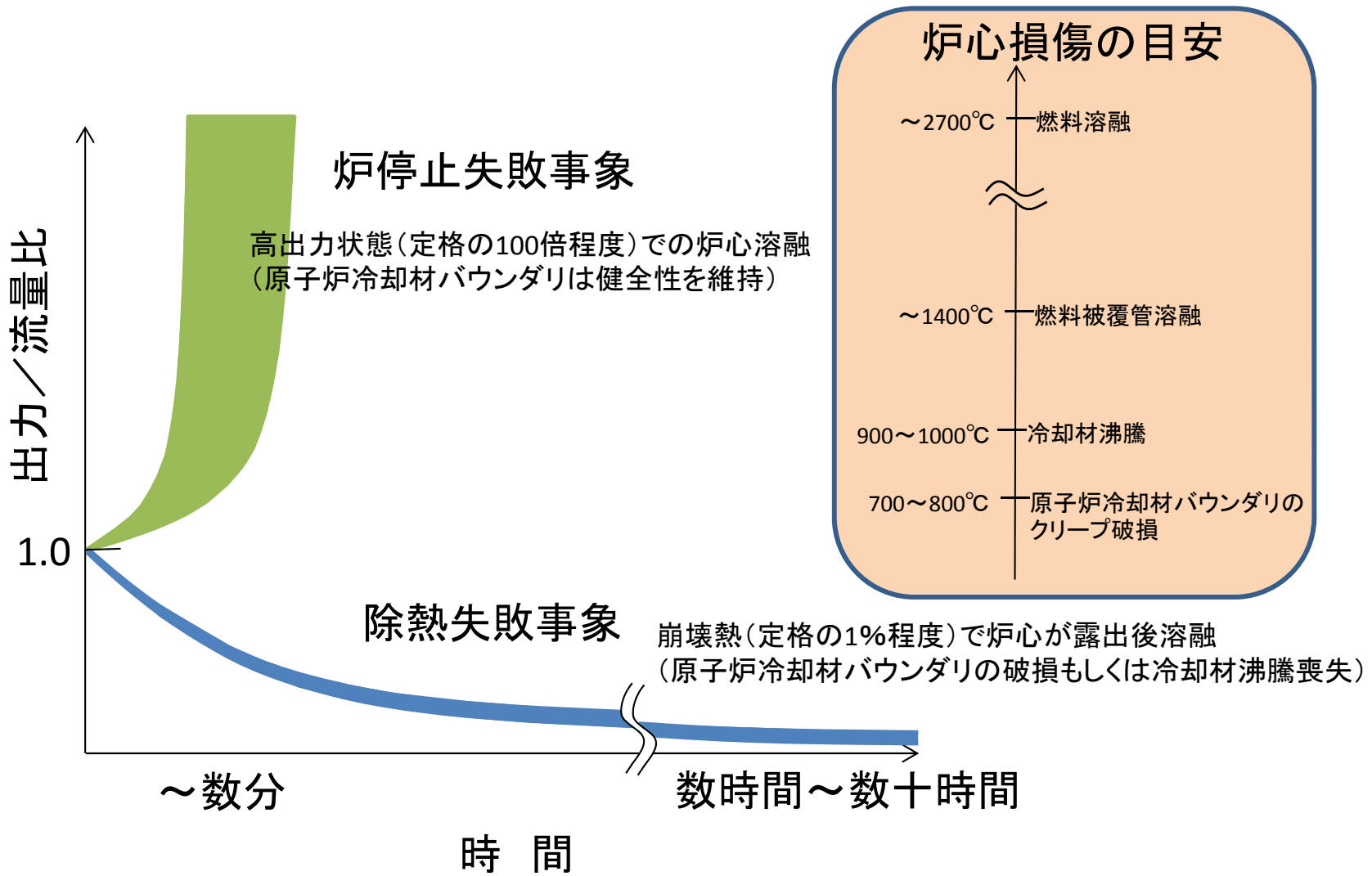


図 14 事象推移の特徴

SFRの特徴(低圧系であり冷却材喪失しにくい)を活かして、原子炉容器周りでの保持冷却を追求

ATWS系は原子炉容器内で終息させる  
(IVR : In Vessel Retention)

⊗ : 設計対策によって実効排除する  
⊗ : IVRと炉心露出防止によって排除される事象

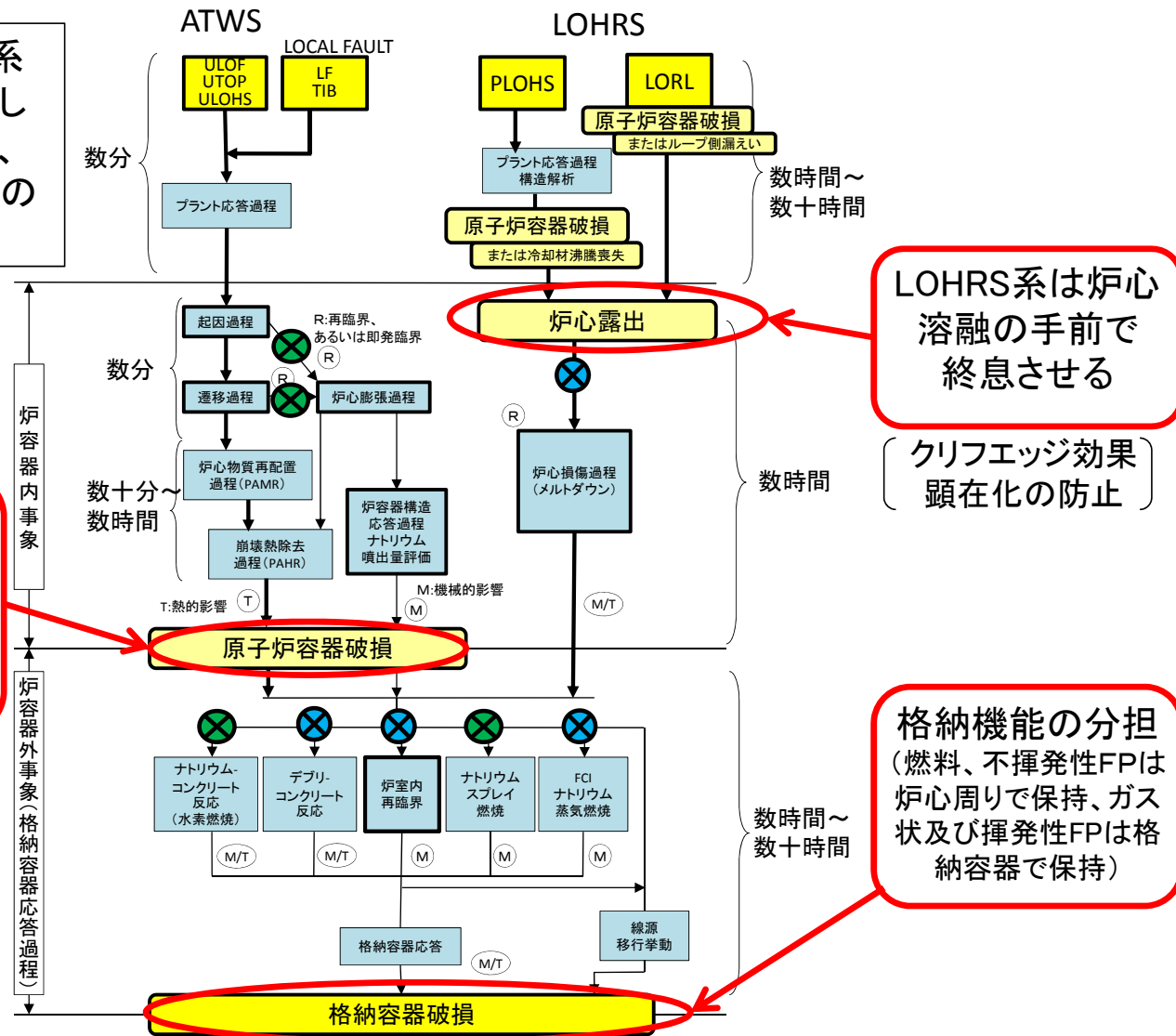


図 15 シビアアクシデントに対する安全設計ストラテジ

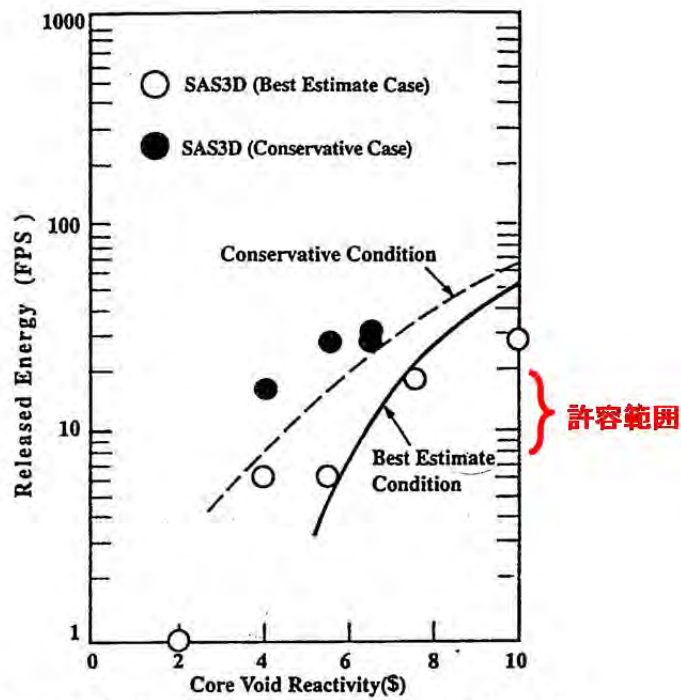


Fig.13 Relationship between core void reactivity and released energy during primary burst

(出典 : Endo, H., Takahashi, S., Ishida, M., and Hoshi, T. (1994) *A study of the initiating phase scenario of unprotected loss-of-flow in a 600 MWe MOX homogeneous core*. Technical committee meeting on material-coolant interactions and material movement and relocation in liquid metal fast reactors, IAEA/IWGFR, O-arai, Ibaraki, Japan,

図 16 炉心冷却材ボイド反応度と ULOF 起因過程発生エネルギーの関係の評価例

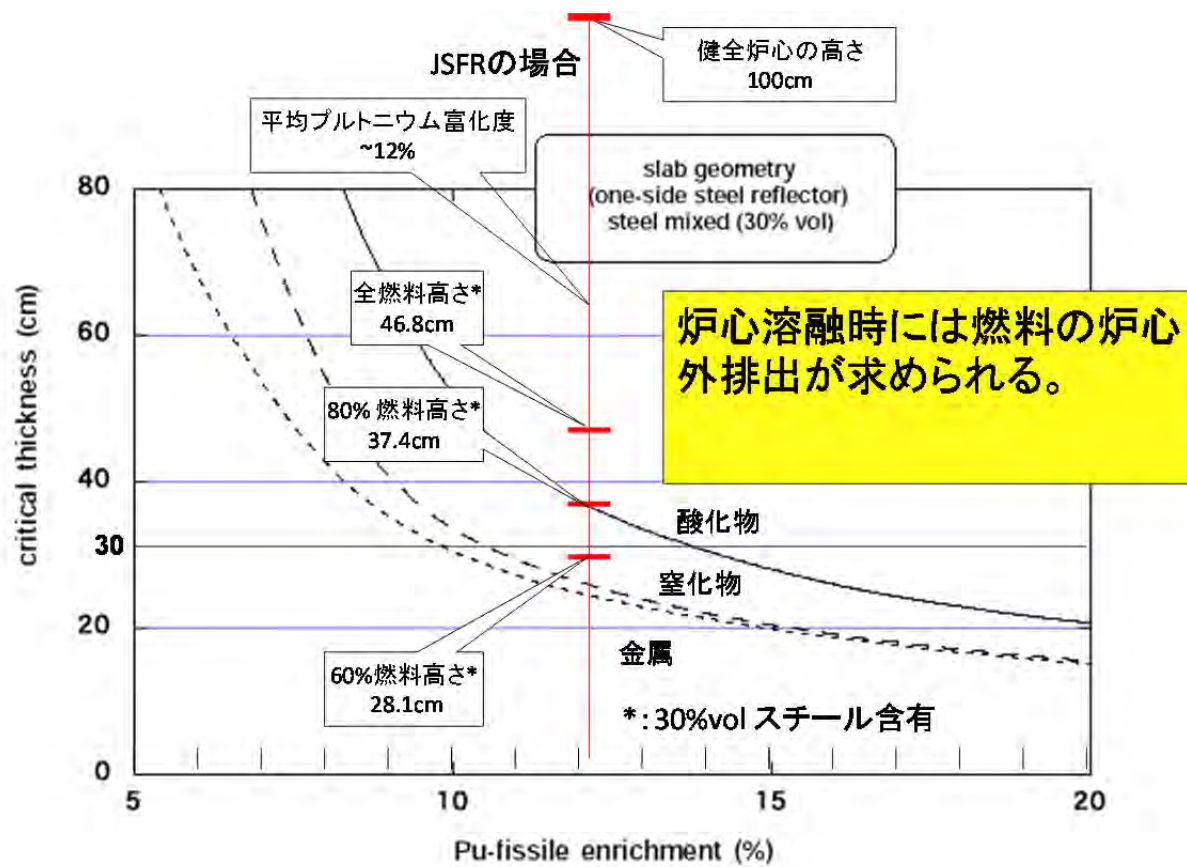
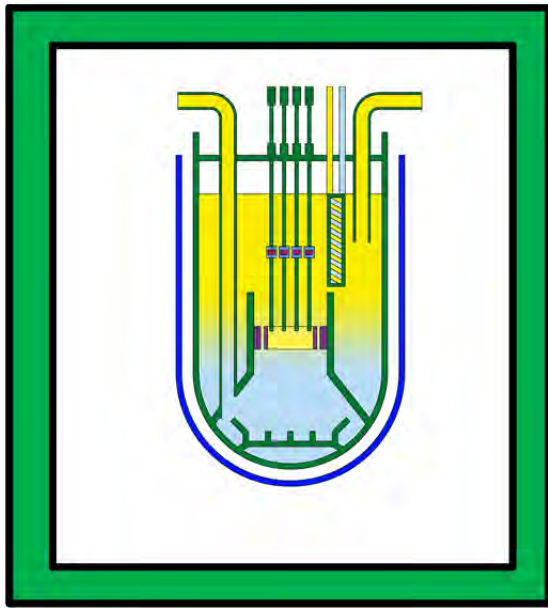
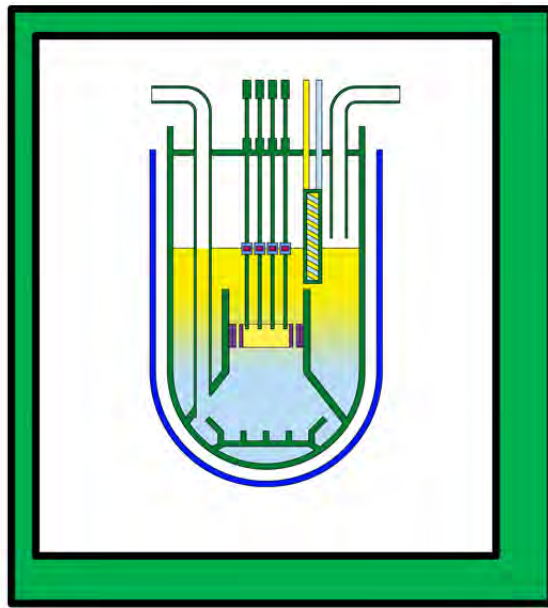


図 17 高速炉炉心の軸方向コンパクションを想定した場合の臨界性



健全状態



サイフォンブレイク状態  
(原子炉容器内の熱交換器で除熱可能)

図 18 LORL のループ破損対策のイメージ

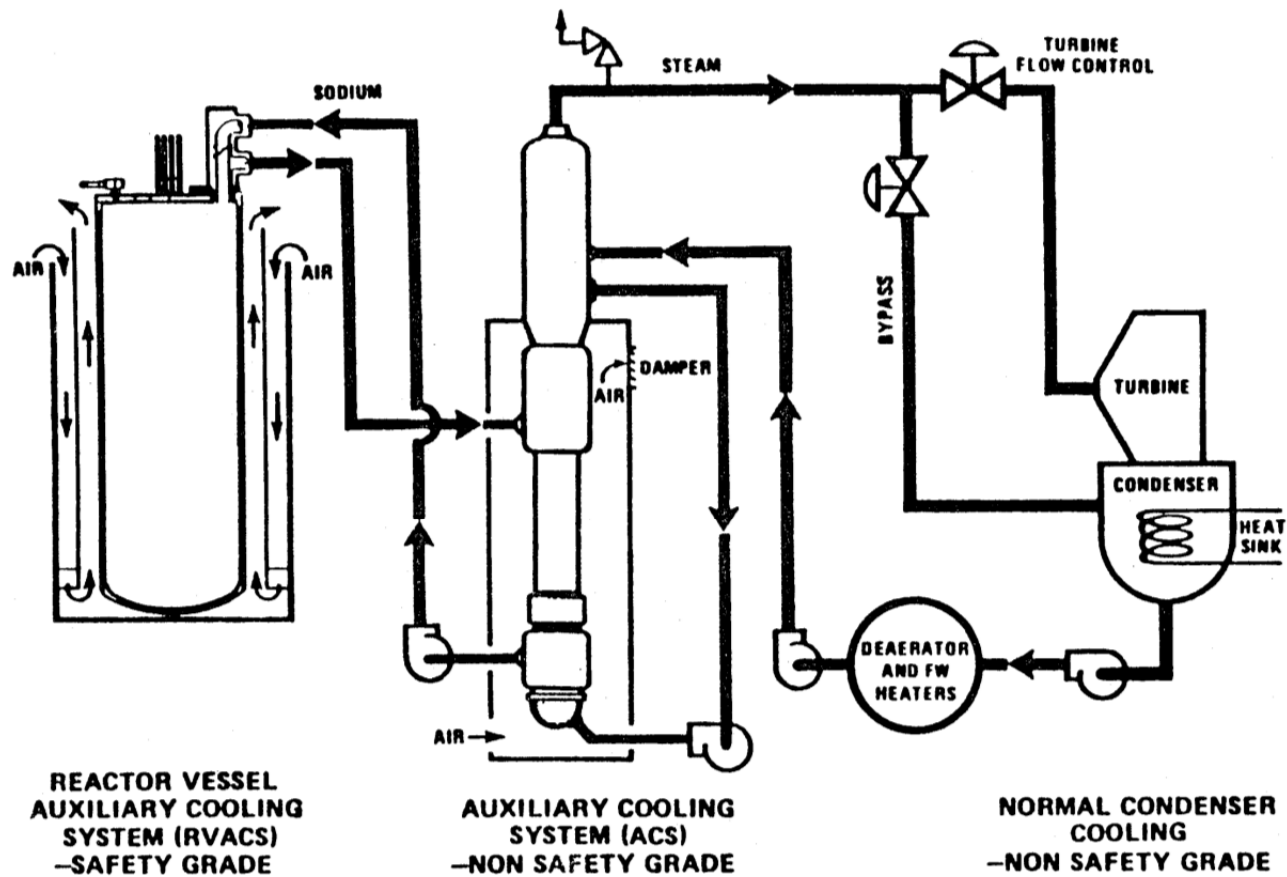


Figure 5.12 PRISM shutdown heat removal system

(出典：US NRC, "Preapplication Safety Evaluation Report for the Power Reactor Innovative Small Module (PRISM) Liquid-Metal Reactor Final Report", NUREG-1368, 1994.)

図 19 PRISM の崩壊熱除去系



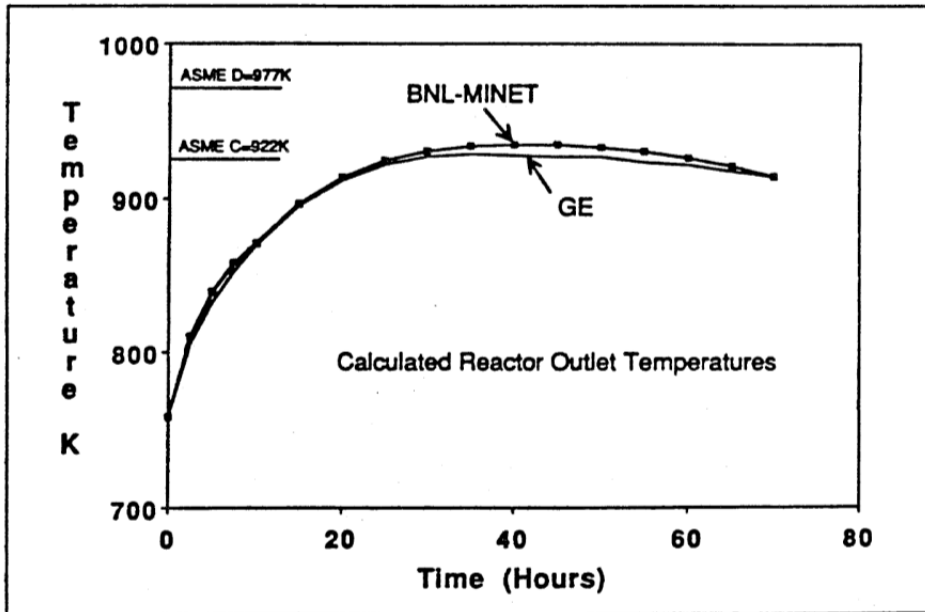


Figure B.23 PRISM LOHS with RVACS air flow ducting 75-percent blocked (Bounding Event 3B)

(出典 : US NRC, "Preapplication Safety Evaluation Report for the Power Reactor Innovative Small Module (PRISM) Liquid-Metal Reactor Final Report", NUREG-1368, 1994.)

図 20 PRISM における RVACS 空気流路の 75%閉塞状態時の LOHS 事象評価

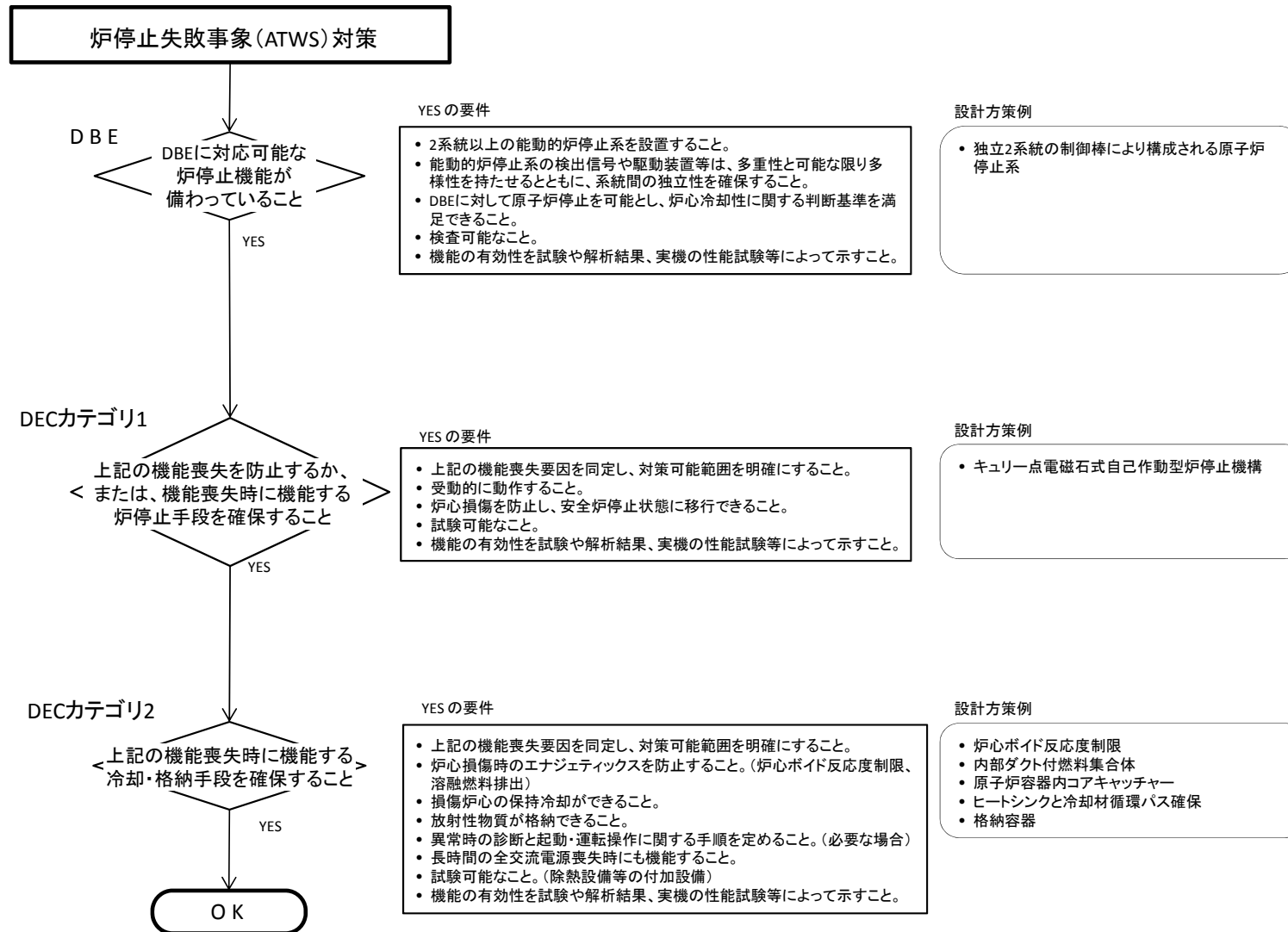


図 21 炉停止失敗事象対策

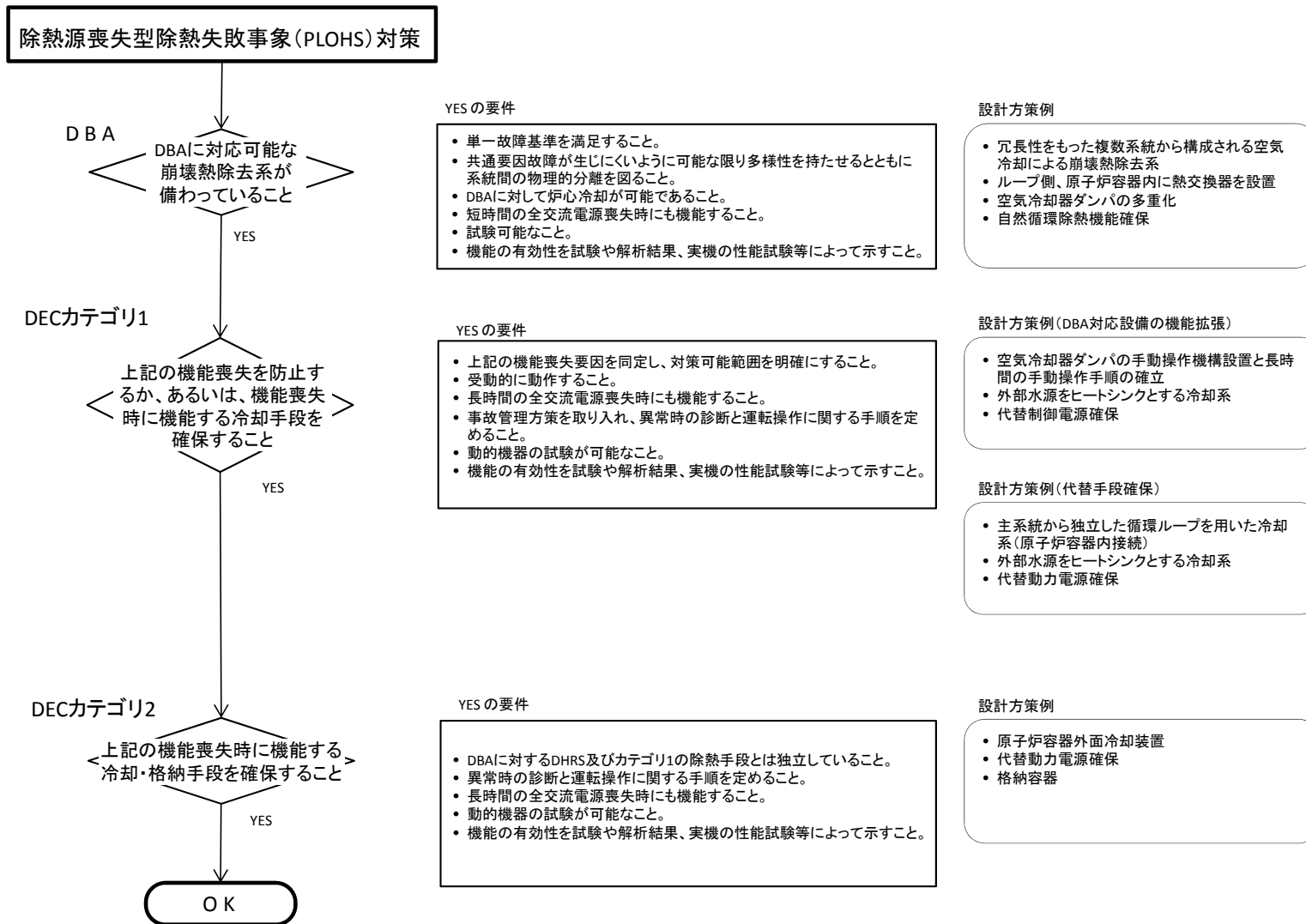


図 22 除熱源喪失型除熱失敗事象対策

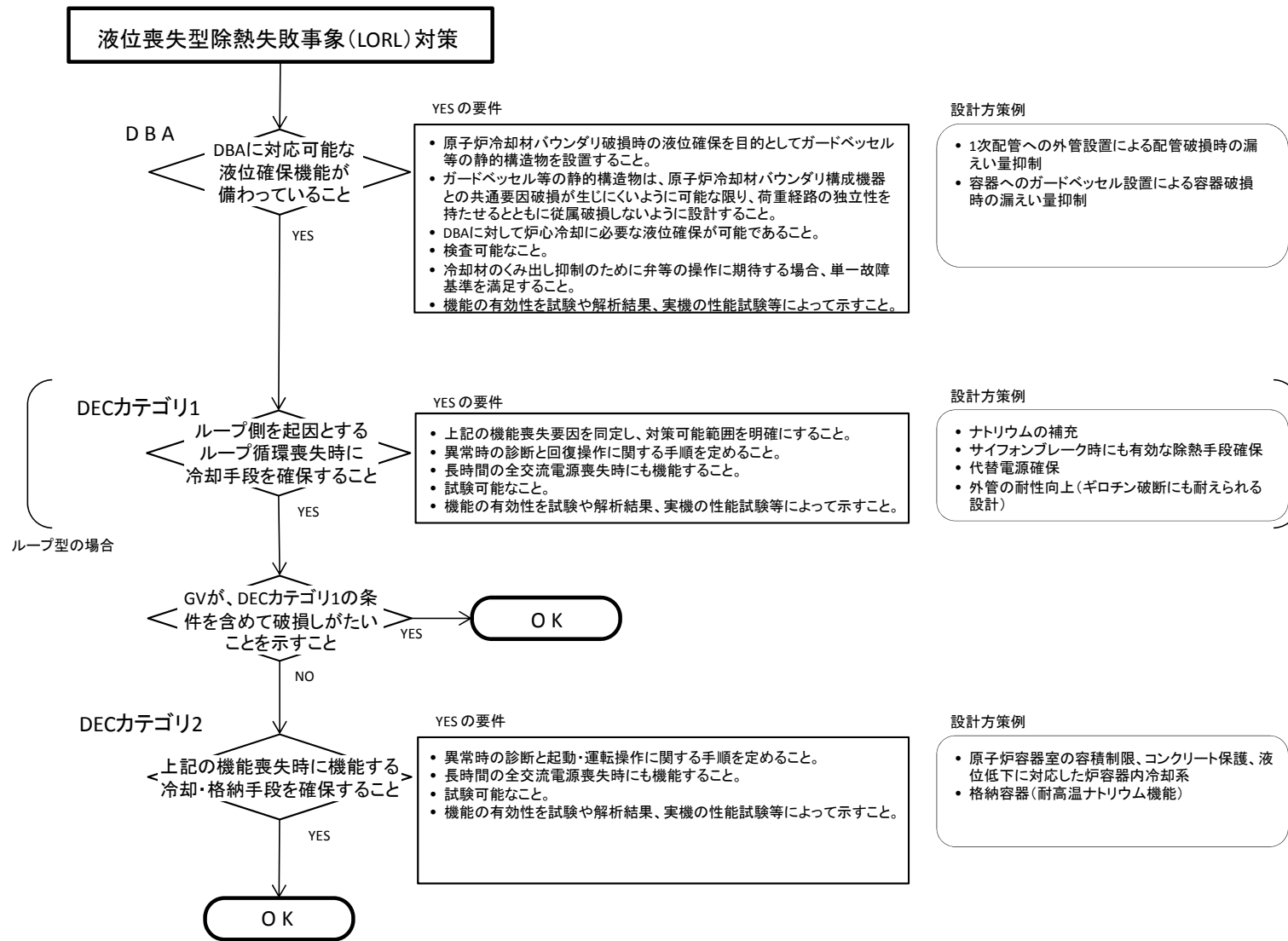


図 23 液位喪失型除熱失敗事象対策

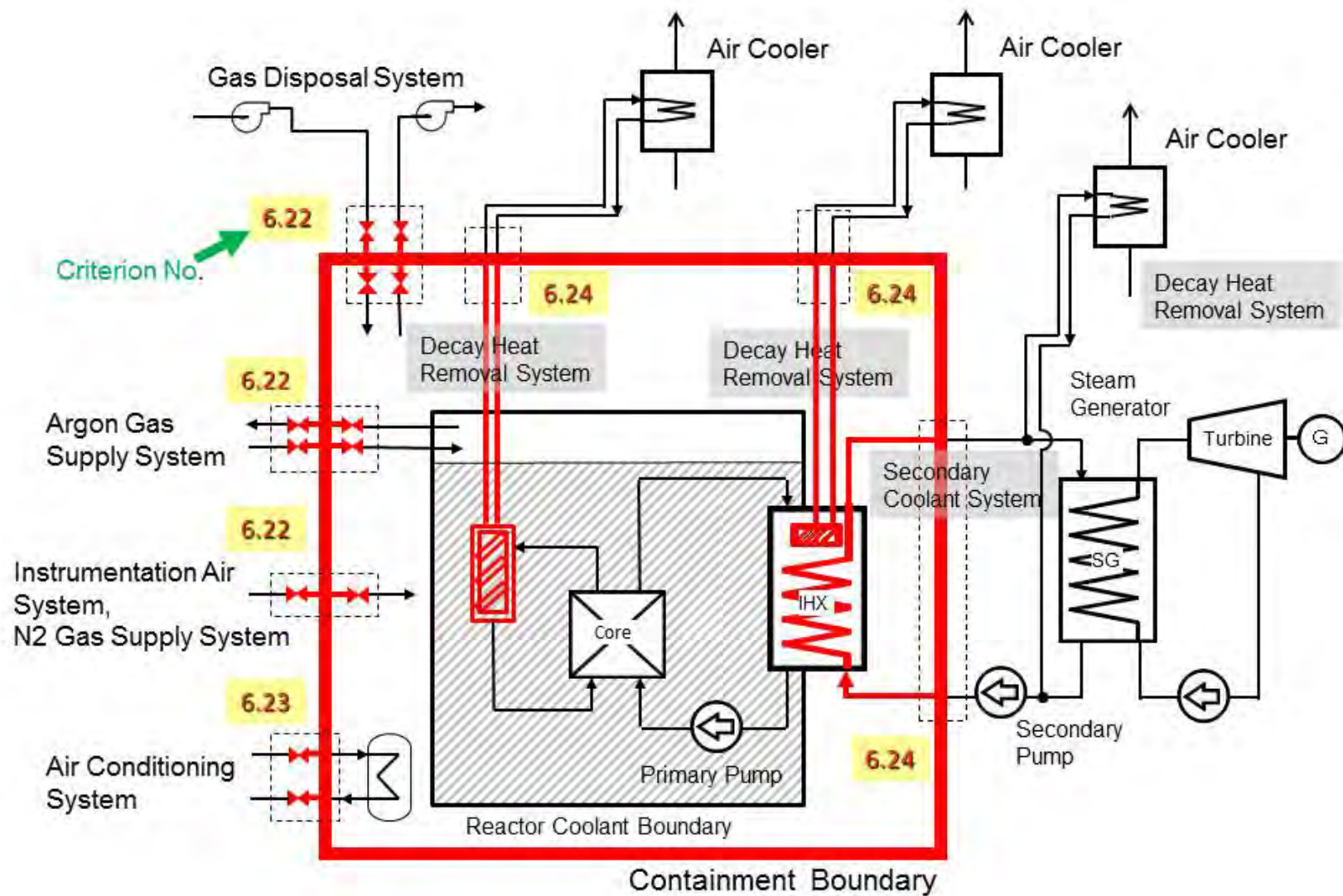


図 24 格納容器の隔離機能の概要

DiD レベル 1		DiD レベル 2		DiD レベル 3		DiD レベル 4	
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 25 深層防護と設計で考慮されるプラント状態

戦略	事故の発生防止			事故の影響緩和			
運転状態	通常運転	予期される運転時の異常	設計基準と複雑な運転上の事象	設計基準を超えるシビアアクシデント(SA)	SA後の状況		
防護レベル	レベル1	レベル2	レベル3	レベル4	レベル5		
目的	異常運転と故障の防止	異常運転の制御と故障の検出	設計基準の想定レベル以下での事故の制御	過酷プラント状態の制御(事故進展防止を含む) SAの影響緩和(格納機能防護を含む)	放射性物質の重大な放出による放射線影響の緩和		
必須手段	保守的設計と建設・運転における品質	制御、制限値及び防護系その他	工学的安全施設及び事故時手順	補完的手段及びアクシデントマネジメント(格納機能防護を含む)	運転員操作 サイト外緊急時対応		
制御	通常運転活動		設計基準内での事故の制御	アクシデントマネジメント			
手順	通常運転状態		非常用運転手順	非常用運転手順における極限的部分			
対応	通常運転システム		工学的安全設備	特別の設計設備	サイト外緊急時対応		
障壁の条件	燃料設計での許容限界値内で定められる範囲		燃料破損	重大な燃料損傷	燃料溶融	制御できない燃料溶融	格納機能喪失

図 26 深層防護の考え方 (IAEA SSR-2/1 版)

戦略	事故の発生防止			事故の影響緩和			
運転状態	通常運転	予期される運転時の異常	設計基準と複雑な運転上の事象	設計基準を超えるシビアアクシデント(SA)	SA後の状況		
防護レベル	レベル1	レベル2	レベル3	レベル4	レベル5		
目的	異常運転と故障の防止	異常運転の制御と故障の検出	設計基準の想定レベル以下での事故の制御	過酷プラント状態の制御(事故進展防止を含む) SAの影響緩和(格納機能防護を含む)	放射性物質の重大な放出による放射線影響の緩和		
必須手段	保守的設計と建設・運転における品質	制御、制限値及び防護系その他	工学的安全施設及び事故時手順	補完的手段及びアクシデントマネジメント(格納機能防護を含む)	サイト外緊急時対応		
制御	通常運転活動		設計基準内での事故の制御	アクシデントマネジメント			
手順	通常運転状態		非常用運転手順	非常用運転手順における極限的部分			
対応	通常運転システム	工学的安全設備			特別の設計設備	サイト外緊急時対応	
障壁の条件	燃料設計での許容限界値内で定められる範囲		燃料破損	重大な燃料損傷	燃料溶融	制御できない燃料溶融	格納機能喪失

出典)「IAEA INSAG-12 Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev.1」を基に作成

特別の設計設備を強化して、サイト外緊急時対応の負担を軽減

図 27 第4世代炉における深層防護の考え方

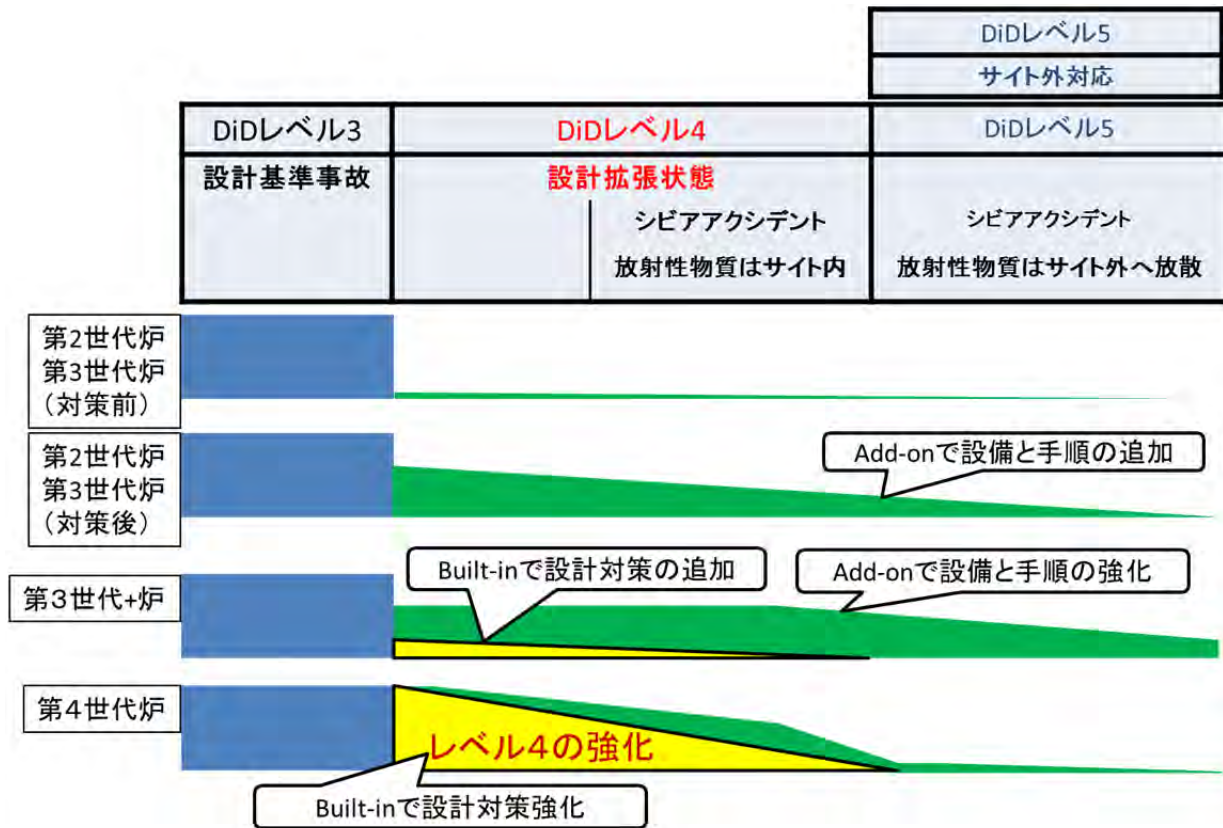


図 28 第4世代炉における DiD レベル4の強化

補完的手段	補完的手段 + 運転員操作	補完的手段 + 運転員操作	運転員操作	対策を支える 体制
特別な設計設備	設計設備(恒設) + 手順	設計設備(可搬) + 手順	手順	手順
	・専用設備 ・流用設備	・電源車 等		

設計で対応 ⇒ SSR-2/1で要求  
(DECの範囲)

↓  
手順は運転管理で対応 ⇒ SSR-2/2で要求

運転管理で対応 ⇒ SSR-2/2で要求

↓  
AMプログラムを整備  
緊急時対応を整備  
核セキュリティ対応

図 29 シビアアクシデント対策の分類

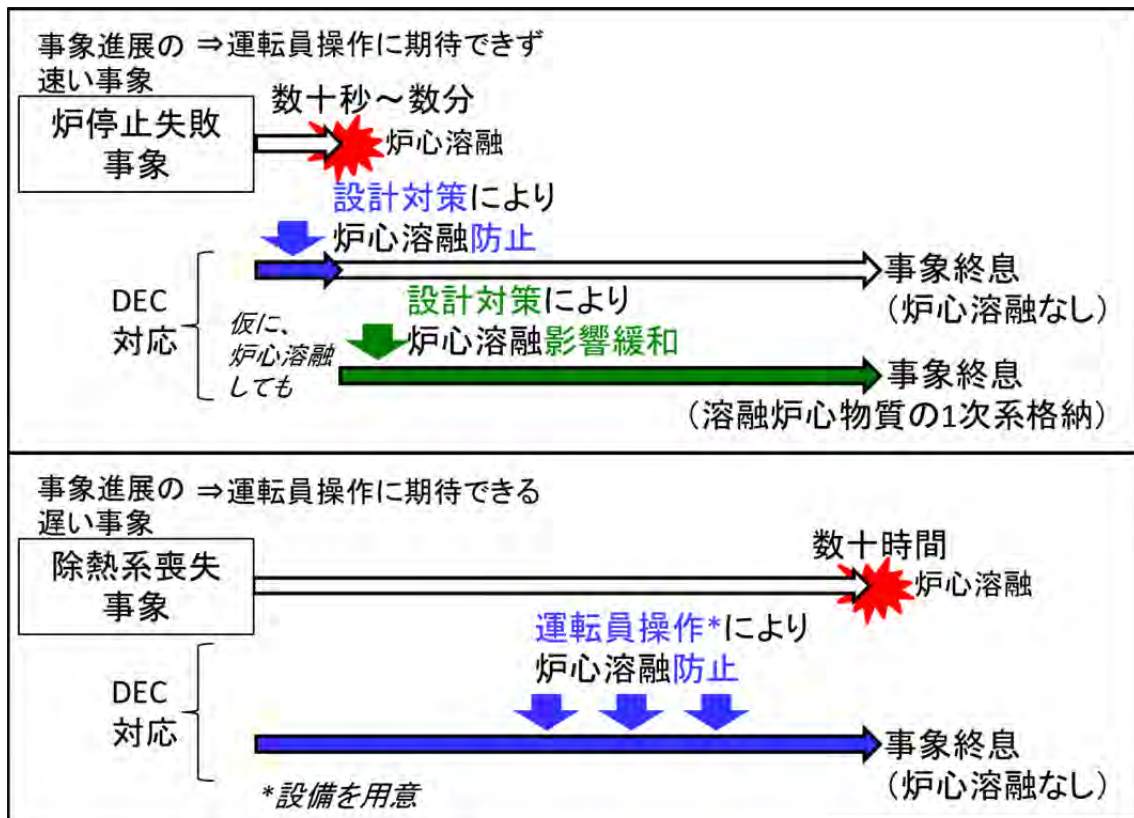


図 30 代表的な炉心損傷シナリオ



## 付録 A : 開催実績

### 第 5 回専門委員会開催報告

専門委員会名	第 5 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 4 月 27 日(金) 13:30 ~ 17:00
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、遠藤委員、中嶋委員、手塚委員、糸岡委員、松宮委員、坂場委員、植田委員、後藤委員、西川委員、与能本委員、中井委員)、常時参加者 11 名、オブザーバー 3 名
議 事	<p>1. 日本原子力学会 2012 年春の年会 総合講演報告 日本原子力学会 2012 年春の年会に行われた総合講演の内容及び質疑のポイントについて報告がなされた。</p> <p>2. 安全設計クライテリア(SDC)の検討の進め方 SDC の全体の検討フローを確認するとともに、平成 24 年度に検討する主な論点を整理し、今後 SDC へ反映していく旨が説明され議論がなされた。</p> <p>3. GIF-SDC-TF 第 3 回会合報告 GIF-SDC-TF 第 3 回会合の概要、主要な確認事項及び決定事項、その他報告事項、今後の予定が報告され、議論がなされた。</p> <p>4. SDC 第 3 次素案の検討</p> <p>4. 1 第 3 次素案の主なる修正点 GIF-SDC-TF の議論を反映した第 2 次素案から第 3 次素案への変更点を説明した。主に全体構成、安全に関わる基本的事項、SFR 特有の系統・機器、福島第一原子力発電所事故経験の反映について説明、議論がなされた。 SDC 第 3 次素案一式及び委員意見書様式が配布され、意見があれば、5/27 までに幹事宛に意見書を提出して頂きたい旨が説明された。</p> <p>4. 2 設計拡張状態の考え方について 設計拡張状態(DEC)の考え方について、基本的考え方、設計方針の十分性の考え方と満たすべき要件、SFR で考慮すべき DEC、事象の特徴に応じた設計要件の考え方、要点、格納容器の耐性確保、外的起因事象に対する考え方、ナトリウムの化学反応の DEC の考え方、燃料取扱設備の DEC の考え方について説明され、議論がなされた。</p> <p>5. 福島第一原子力発電所事故後の国内・海外の動向 国内規制動向の調査(原子力安全・保安院、原子力安全委員会)、海外規制動向調査(米国原子力規制委員会)について説明された。 次回委員会は平成 24 年 7/6 開催予定。詳細は別途連絡。</p>
備 考	

## 第 6 回専門委員会開催報告

専門委員会名	第 6 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 7 月 6 日(金) 13:30 ~ 17:00
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、植田委員、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、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 2 名
議 事	<p>1. 安全設計クライテリア(SDC)の検討の進め方 SDC の全体の検討フローを確認するとともに、今回検討する主な論点を整理、説明された。</p> <p>2. GIF における SDC に対する意見の概要 SDC 第 3 次素案への主たる海外コメントが報告され、主たる論点の内訳が説明され、議論がなされた。</p> <p>3. SDC 第 3 次素案への委員意見に対する回答 3. 1 SDC 第 3 次素案への委員意見に対する回答 SDC 第 3 次素案の各章(1~2 章、3~6 章、自由記述)について、委員意見に対する回答を説明され、議論がなされた。</p> <p>3. 2 アクシデントマネジメント(AM)の考え方 設計拡張状態の考え方の補足として、DEC の定義の確認、深層防護の考え方と AM の位置づけ、深層防護レベル 4 の強化についてなど説明され、議論がなされた。</p> <p>3. 3 設計拡張状態の考え方(補足) 設計拡張状態(DEC)の考え方の補足として、カテゴリ 1(炉心損傷防止)とカテゴリ 2(格納機能確保)の考え方、PLOHS のカテゴリ 2、LORL のカテゴリ 2、想定を超える外部事象の考え方、原子炉格納容器系の設計要件について説明され、議論がなされた。</p> <p>4. 報告書作成方針・工程・目次(案)の確認 報告書作成方、工程、目次(案)を説明された。</p> <p>5. 国内外のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要 各国(仏米露印中韓)で開発された高速炉の安全設計の概要について説明された。</p> <p>6. 福島第一原子力発電所事故後の国内・海外の動向 原子力安全・保安院、原子力安全委員会の規制動向の調査について説明された。</p> <p>7. ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント WS 報告 2012 年 6 月 12~13 日に敦賀にて開催された国際ワークショップ(WS)の概要、結果報告、成果等説明された。</p> <p>8. 開催計画 2012 年の特別専門委員会開催計画が説明された。</p> <p>次回委員会は平成 24 年 8 月 30 日開催予定。詳細は別途連絡。</p>
備 考	

## 第 7 回専門委員会開催報告

専門委員会名	第 7 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 8 月 30 日(木) 13:30 ~ 17:00
開催場所	イイノホール & カンファレンスセンター Room A3
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、橋爪委員、木倉委員、高田委員、遠藤委員、中嶋委員、手塚委員、糸岡委員、坂場委員、後藤委員、藤澤委員、西川委員、与能本委員、中井委員)、常時参加者 9 名、オブザーバー 3 名
議 事	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 安全設計クライテリア(SDC)の検討の進め方 SDC の全体の検討フローを用いて、今回検討する主な論点が整理、説明された。</li> <li>2. IAEA 安全基準 SSR-2/1:「原子力発電所の安全:設計」の改定状況 IAEA 安全基準の改定経緯、福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全基準(要件)の強化のポイント、SSR-2/1 の強化の詳細など説明され、議論がなされた。</li> <li>3. GIF-SDC-TF 第 4 回会合報告 GIF-SDC-TF のこれまでの経緯及び概要、主要な議論事項および決定事項、SDC に関する今後のスケジュールなど説明され、議論がなされた。</li> <li>4. ナトリウム冷却高速炉の安全性の考え方(案):論点の整理 設計拡張状態の考え方、格納容器の耐性確保、隔離機能の考え方、ナトリウムの化学反応の設計拡張状態の考え方、燃料取扱設備の設計拡張状態の考え方、外部起因事象と事故管理方策に対する考え方、深層防護と事故管理方策に対する考え方、能動系と受動系の活用の考え方、冗長性と多様性の要件について説明され、議論がなされた。</li> <li>5. 国内外のナトリウム冷却高速炉の SDC への設計適合性検討 主要システムの安全設計に関わる項目と各国の設計検討状況についてこれまで得られた情報を整理し、対応関係についても整理され、議論がなされた。</li> <li>6. 欧州におけるストレステスト ストレステスト実施までの経緯、評価手順、ピアレビュー、ピアレビュー後のアクションプラン、仏国の動向について説明され、議論がなされた。</li> <li>7. 報告書作成分担(案)の確認 報告書について、執筆分担 及び 工程の確認がなされた。9 月末までに、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。次回会合で報告書ドラフトを確認する予定。</li> <li>8. 開催計画 特別専門委員会開催計画が説明された。原子力学会 2013 年春の年会にて企画セッションを行うこと 及び 特別委員会終了後にこれまでの活動をまとめて学会誌記事に掲載することが合意された。 次回委員会は平成 24 年 10 月 22 日開催予定。詳細は別途連絡。</li> </ol>
備 考	

## 第 8 回専門委員会開催報告

専門委員会名	第 8 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 10 月 22 日(月) 13:30 ~ 17:00
開催場所	イイノホール & カンファレンスセンター Room B-1,2
参加人数	委員 20 名 (山口主査、守田幹事、島川幹事、小竹委員、植田委員、可児委員、橋爪委員、木倉委員、高田委員、遠藤委員、中嶋委員、手塚委員、糸岡委員、坂場委員、後藤委員、西川委員、与能本委員、中井委員)、委員代理出席 2 名、常時参加者 9 名、オブザーバー 5 名
議 事	<p>2. 報告書ドラフトの確認</p> <p>今年度の本特別専門委員会の報告書(ドラフト版)の確認がなされた。コメントがあれば、11/9 までにご連絡いただきたい旨が説明された。</p> <p>3. 主要な論点についての考え方</p> <p>安全設計クライテリア案の検討過程において議論された以下の主要な論点についての考え方、すなわち、設計拡張状態に関する安全設計クライテリアの背景となる考え方が説明され、議論がなされた。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計拡張状態の考え方とナトリウム冷却高速炉への適用</li> <li>・厳しい外部起因事象に対する設計対策の考え方</li> <li>・事故管理方策の考え方、</li> <li>・能動系と受動系の活用の考え方、</li> <li>・冗長性と多様性の要件</li> </ul> <p>3. 高速炉のシビアアクシデント対策規制の考え方</p> <p>高速炉のシビアアクシデント対策規制の考え方と課題、シビアアクシデント対策の妥当性判断基準など説明され、議論がなされた。</p> <p>4. 原子力学会における「原子力基本原則(案)」の策定</p> <p>「原子力基本原則(案)」の策定における経緯、原子力安全の目的、原子力基本安全原則について説明され、議論がなされた。</p> <p>5. その他</p> <p>2013 年春の年会(3/26-28)企画セッションについて、日程、企画セッションの目的、講演タイトル、講演者について説明され、了承された。また、年度末には本委員会活動を学会誌記事に寄稿する計画が述べられた。</p>
備 考	

# 付録 B : 安全設計クライテリア (第 1 章～第 2 章) 第 3 次/第 4 次素案

## 第 3 次素案

### Chapters 1 & 2 Contents (SDC-Rev3.0/1.8J, 12/April/2012)

#### Chapter 1: Introduction

- 1.1 Background
- 1.2 Objectives of the SDC
- 1.3 Principles of the SDC formulation

#### Chapter 2: Safety Approach to the SFR as a Generation-IV reactor system

- 2.1 Safety Goals & Basic Safety Approach of the GIF
- 2.2 Fundamental Orientations on Safety
  - 2.2.1 DiD and Plant States
  - 2.2.2 Relation among plant states, probabilistic and deterministic approaches
  - 2.2.3 Utilization of passive safety features
- 2.3 Safety approach of the Generation-IV SFR systems
  - 2.3.1 Target SFR Systems
  - 2.3.2 Approach to DEC specific to the SFR
  - 2.3.3 Approach based on basic characteristics of the SFR
  - 2.3.4 Lessons Learned from Fukushima Dai-ichi NPPs Accidents

## Chapter 1. Introduction

### 1.1 Background

When peaceful use of Generation-IV reactors is realized universally and commonly for all humankind, nuclear safety must ensure the highest level of safety that can reasonably be achieved for the protection of workers, the public and the environment from harmful effects of ionizing radiation arising from nuclear power plants.

The development of Generation-IV reactor system was started around the beginning of the 21<sup>st</sup> century, and six selected nuclear systems were recognized to have potential for fulfilling enhanced safety and reliability, economy, resource utilization and security at the levels suitable for ca. 2030-2040 eras.

The idea to establish “Safety Design Criteria (SDC)” for a selected Generation-IV reactor system, SFR, was proposed and discussed at the Policy Group (PG) meeting held in October 2010. For the time being, the Generation-IV SFR prototype/demo reactors are progressing into the conceptual design stage in order to prepare for the forthcoming licensing in the future.

As upper level safety standard, the PG established the safety and reliability goals for “Generation-IV Nuclear Energy Systems under the GIF Roadmap” in 2002 and the Risk & Safety Working Group proposed the “Basis for safety approach for design & assessment of Generation-IV Nuclear Systems”, hereinafter referred to as “GRM” and “BSA”, respectively. And the SFR System Steering Committee set the design goals of the SFR systems in the “SFR System Research Plan” in 2007, hereinafter referred to as “SRP”. On the other hand, the domestic codes & standards will be utilized when actualizing the designs of the structures, systems and components (SSCs). However, it can be recognized that there is a large gap between the upper level and the base level of codes & standards. The situation is depicted in Figure 1.

When Generation-IV SFR is utilized as the main fleet of the nuclear power plants, it is essential that SDC which ranks in the middle of the safety standard hierarchy should be established and should be applied to all SFRs universally for the realization of more enhanced safety design.

As for light water reactor cases, safety fundamentals (e.g. IAEA SF-1) and safety requirements (e.g. IAEA SSR2/1) have already been established, and these are utilized for safety regulations and for LWR safety designs. Generation-IV reactors are advanced/new systems, and safety requirements for them should be initially proposed from developer side for the reason that the detailed design information is owned by the developers, whereas the regulatory side has limited design information at the initial stage.

From the developer’s point of view, once SDC for the Generation-IV SFR system, GIF-SFR-SDC, is established, it will be utilized, at least partially, as initial drafts by safety authorities when faced with licensing of the SFR design. It is desirable that the approaches to safety review should be universally common, whereas attention should be paid on that the standard of safety review in each country is the matter of its regulatory body.

### 1.2 Objectives of the SDC

GIF has developed so far two fundamental documents for the Generation-IV reactor system, and one

document for the Generation-IV reactors' sodium coolant system. The GRM advocates goals for Generation-IV reactors in 'Safety & Reliability'. The BSA shows technology neutral methods how to meet the goals for Generation-IV reactor systems in their design and assessment processes. In the SRP, safety and reliability goals have been developed as developers' requirements as terminus ad quem.

The SDC is in between high level safety goals and base level codes and standards and it will be applied to the design of the SSCs such as reactor core, fuel, coolant system and containment by utilizing GIF's fundamental safety approaches and each country's codes and standards in order to achieve Generation-IV SFR systems' safety goals of GIF. Therefore, the objective of the SDC is to systematically and comprehensively clarify the criteria, which will be referred in the safety design of SFR system.

The SDC is for the safety design of the nuclear power plant, and as for security, it will be described only in the viewpoint of the interface with the safety.

The primary users of the GIF SFR SDC are the GIF SFR developers and designers. It should be recalled on the possibility that the SDC developed under the GIF might be referred in near future as a source material to establish the SFR safety requirements by the regulatory bodies. Hence, the potential users of the SDC are the SFR developers and designers outside the GIF and the current/future SFR concept developers and designers.

### 1.3 Principles of the SDC formulation

There are three points to be followed while formulating the SDC as shown in Figure 2. The first is that the safety level as for the Generation-IV reactor should be stringent, the second is that specific technical features of SFR should be taken into account, and the third is that the up-to-date knowledge should be incorporated – namely, the R&D results for innovative technologies and the lessons learned from the accident at the Tokyo Electric Power Company, Inc., Fukushima Daiichi Nuclear Power Station should be considered.

In order to formulate the SDC, three establishment policies are decided as follows:

#### 1) Overall policy

The SDC, once developed under the GIF, will be a kind of consensus on performance directions for future SFR. Namely, it will be international standards/criteria. At the same time, the actual SSC design is of developers' choices, and it is not intended that one specific design defined (selected) by the SDC.

#### 2) Policy on descriptions

For the safety design specific to the SFR, it is necessary that the basis of each criterion including the reason and background should be understood. It is also necessary that the correspondence relations should be identified without omission; which phenomenon/state/condition specific to the SFR relates to which specific SSC. Thus, phenomena/states/conditions specific to the SFR must be clearly described in the corresponding criteria of the SSCs.

#### 3) Definition, Expression and Terminology

IAEA SSR 2/1 is the safety design requirement that was established for Generation-III LWR systems by the IAEA with participants of various countries' nuclear regulatory bodies, and therefore

when establishing safety design criteria for SFR as Generation-IV reactor system, SSR 2/1 should be respected as a reference document on its basic approach towards safety, comprehensive formulation, and terms and definitions. The SDC intends to maintain the basic structures of texts in SSR 2/1. When making changes in order to clarify the criteria as GIF-SFR SDC, the original texts of SSR 2/1 will be referred to the extent possible. The safety-related terms for the SDC are basically the same as the ones defined in the IAEA Safety Glossary (2007), and the additional definitions in the SDC will be made on specific terms for Generation-IV SFR system.

Meanwhile, attentions will be included on the GIF safety goals/ approaches and the criteria specific to SFR. Based on safety goals/approaches, the criteria giving performance directions will be described in in-depth and in-detail manner. As for the approaches important to safety, the criteria on each SSC will be described as well as on the plant overall criteria. It is important that the links/combinations between criteria should be understood easily, and the style/format just listing criteria should be avoided.



## 2.1 Safety Goals & Basic Safety Approach of the GIF

In the GRM, the high-level three goals for Generation-IV were proposed as the Safety & Reliability. The GRM also mentions in the essential role for nuclear energy that safety is an essential priority. In the BSA, it is described: 1) main safety principles [e.g. Defence-in-Depth (DiD), Risk-informed], 2) basic approaches for safety design and safety assessment, and 3) safety assessment methods and tools. The safety & reliability goals which were proposed in the GRM are explained in detail as well. The BSA also includes recognitions on technology gaps, by examining current plant technology and potential safety improvements.

As a whole, the safety goals are explained in the GRM and the BSA as below:

❖ Safety and Reliability-1)

Generation-IV nuclear energy system operations will excel in safety and reliability. Namely, it focuses on the safety and reliability in the DiD Level 1-2 [Operational states].

❖ Safety and Reliability-2)

Generation-IV nuclear energy systems will have a very low likelihood and degree of reactor core damage, by improved accident management and minimization of consequences. It mentions minimizing frequency of initiating events, and design features for controlling and mitigating any initiating events without causing core damage – it focuses on the safety design for severe accident prevention in the DiD Level 1-3 and 4.

❖ Safety and Reliability-3)

Generation-IV nuclear energy systems will eliminate the need for offsite emergency response. This expression which is defined in the GRM & BSA surely means to provide measures to inhibit radioactive materials release to the environment under conditions such that certain emergency response is required. And note that this does NOT deny/or/eliminate the necessity of off-site emergency response as the fifth level defence in depth. It mentions safety architecture to manage and mitigate severe plant conditions in order to ensure that any release of radioactive material to the environment is as low as reasonably achievable and below acceptable limits in accident conditions – it focuses on the safety designs for severe accident mitigation in the DiD 4.

It can be summarized that, from the view point of the SDC establishment, the GRM presents safety goals as a Generation-IV reactor system and the BSA provides the explanation of GRM safety goals with clarifying correspondence of DiD levels, and also provides technology neutral and basic safety approach for achieving GRM main safety goals.

According to the requirement #20: Design Extension Conditions [DEC] in the IAEA SSR 2/1 for Generation-III reactor system, it is required to prevent occurrences and/or to mitigate consequences of the DEC 'as low as reasonably practicable'. It also requires the practically elimination of the significant radioactive releases, whereas an exceptional condition is attached: '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

protection of the public, and sufficient time shall be made available to implement these measures.’ It is required to achieve ‘the elimination of the need of off-site emergency response’ as a GIF goal and thus, the robustness for the DEC as required for Generation-IV reactor is reasonably judged by clarifying prevention of its occurrences and the mitigation of its consequences. After making provision for ‘what if’ on low probability events, it can be judged that safety has enough sufficiency to be upgraded from ‘as far as reasonably practicable’ to ‘practically elimination’. As for the significant release of radioactive material, in order to achieve the GIF goal, safety design to enable the practically elimination will be required without adding any exception conditions.

## 2.2 Fundamental Orientations on Safety

### 2.2.1 DiD and Plant States

The SDC follows the defence in depth philosophy as the most basic safety approach. The definition of the DiD follows the definitions as in SSR 2/1 which consults INSAG-12 in the principle of DiD.

The plant states definition follows as in SSR2/1: i.e. operational states include normal operation and anticipated operational occurrences [AOO]; accident conditions includes design basis accidents [DBA] and design extension conditions [DEC]. The safety design based on DiD shall provide design measures for every each plant states, i.e. normal operation, AOO, DBA & DEC. Design measures for each plant state correspond to the each level of DiD as shown in Figure X [ref: IAEA INSAG-12, Figure 3, p.86.] The design for operational states and design basis accidents shall be conservative with due account of uncertainties of design conditions and transient phenomena. Meanwhile, the design for DEC shall be effective on manage/control the transient events based on the best estimate from the viewpoint of preventing radioactive material releases to the environment even in the plant state of DEC.

In order to ensure the safety of a nuclear power plant facility, the release of radioactive materials including nuclear fuel materials from every facility must be prevented, and thus the appropriate management of radioactive materials and measures against abnormal events must be provided for fuel handling and storage system and for radioactive waste management facility, as well as for the reactor system.

The position of plant states/probabilities and regulation framework is that the frequencies of each plant states are not defined in the SDC, as not described in the IAEA/INSAG-12. It is reasonably understood that normal operation, AOO and DBAs are supposed to be counterparts of regulatory defined event categories in the IAEA member countries. It is out of scope of the SDC to define/comment on the relation between plant states and frequencies or the authorized limits of the regulations.

### 2.2.2 Relation among plant states, probabilistic and deterministic approaches

Generation-IV reactor systems intend to achieve higher safety level than that of Generation-III systems. In order to realize this, the basic idea is to realize a highly reliable system with very low probability of accidents and to enhance countermeasures against severe accidents, and then to improve well-balanced safety throughout the whole DiD.

The events to be considered for the safety design are internal events resulting from failures of plant

components and external events resulting from natural phenomena at exterior of the nuclear power plants and human activities. As for internal events, AOO, DBA and DEC will be defined and design measures for each of them must be built in. As for external events, design conditions will be decided in accordance with site conditions, and measures will be built in in order to protect safety facilities as necessary with additionally considering margin to the design conditions. The followings are the approaches of measures for normal operation, AOO, DBA and DEC:

◇ Safety on normal operation, AOO and DBA

Feedbacks on ‘operation/accident experiences’ and ‘maintenance/repair experiences’ are important. Namely, based on exiting experiences and existing technologies up to Generation-III reactors, modification and improvement of them will enable to gain higher reliability and enable to reach to the safety level required for Generation-IV reactors. First of all, the high reliability system with rare troubles will be aimed. This will be achieved by the improvement and development obtained by existing reactors’ operational experiences, by the enhancement of safety margins through the introduction of new technologies, and by the improvement of the inspection technology capable of preventing troubles. Then, the same will be applied for the prevention of the proceeding of abnormal transients and the termination of the accidents.

◇ Safety on DEC

Providing practical measures against beyond DBA conditions is important for the safety on DEC. Namely, practical measures against various conditions beyond DBA are provided in order to prevent their occurrences and mitigate their consequences by utilizing existing and new technologies. This will enable to gain the robustness of higher level and enable to reach to the safety level required for Generation-IV reactor systems. Passive design measures which are capable of terminating accidents, even in the case of malfunctions of countermeasures against DBA, will be required for DEC. On the other hand, when an event has sufficient time to proceed, accident management measures based on improved procedures will be adopted as necessary. When the accident management measures are needed, the design will prepare for the capability of their implementation.

Consideration will be needed in effective functioning of design measure for each DiD level, so that a specific event will not be a dominant factor. The selections of DBA & DEC and the identification of practical elimination will be based on the combinational usage of:

- ◇ “Deterministic approach based on fundamental characteristics of reactor system”,
- ◇ “Operation experience” & “External event experience”, and
- ◇ “Licensing experience”.

Representative event types (categorized groups) common to the reactor system are identified based on the fundamental characteristics of the reactor system and on the operating/developing experiences with

supplementary referring the existing PSA results, although individual DBA and DEC selections depend on the specific plant design. The application of Probabilistic Safety Assessment [PSA] from the initial design phase will be needed in order to estimate the effectiveness of design measures.

### 2.2.3 Utilization of passive safety features

Provisions of well-balanced design measures are necessary by utilizing appropriate combination of active safety systems and passive safety systems in order to enhance safety against the whole wide-ranging events including DBA and DEC.

For DBA, it is effective to well characterize the safety features of structures, systems and components (including inherent safety) and, to enhance the reliability of the engineering safety systems based on the proven technologies (e.g. active safety systems) that have been conventionally and widely used.

As for DEC, however, it is reasonable to ensure diversity with different operation principles, not by further multiplexing the measures already applied for DBA. To utilize passive safety and inherent safety will be the key; namely, the design shall pursue the capability of termination of accidents, even in the postulated failure of engineering safety systems.

## 2.3 Safety approach of the Generation-IV SFR systems

### 2.3.1 Target SFR Systems

The target SFR systems for establishing the SDC are so-called sodium-cooled fast reactors --- sodium for reactor core cooling and fast spectrum. At the same time, the SDC is the activity under GIF so that the SFR systems under the GIF are recognized as general/standard SSCs. The SRP provides the configurations of the target SFR systems, and makes further explanations on safety and reliability goals which are developed from the GRM safety goals with qualitative/ quantitative design metrics.

The SFR systems under the GIF are as follows:

System structure	Loop-type, Pool-type, Small modular
Electric output	50 - 2,000MWe
Coolant system	Primary and secondary [intermediate] coolant system utilizing sodium coolant
BOP system	Water/Steam cycle (alternative concept: Supercritical CO <sub>2</sub> cycle)
Fuel	MOX, Metal, others

Technical solutions based on the recent and current R&Ds are utilized to enhance the reliability and robustness of the SFR, and to construct the reasonable safety design as well. That is to say, the continuous efforts to develop new safety-related technologies by including industrial partnership and owners/operators as users will surely lead to the improvement of the safety levels specified by the SDC. In adopting new technologies, it is necessary to prepare for the means to evaluate their effectiveness.

### 2.3.2 Approach to the DEC specific to the SFR

Fast reactors including SFR have a characteristic that a core is not in the maximum reactivity system, and thus they have possibility to result in severe positive reactivity insertion due to sodium voiding and fuel concentration resulting from core disruptive accident (CDA) in the DEC. In order to manage the excessive reactivity insertion that may occur during CDA, the prevention and mitigation measures against CDA must be provided as built-in safety designs. For the DEC, it is required to be provided with core damage prevention (*Category 1*) and ensuring containment functions (*Category 2*). Plant conditions beyond the design basis by, for example multiple failures of safety equipments, are postulated as DEC, and some typical conditions will be defined as representatives, by considering similarities and comprehensiveness of the postulated plant conditions. Such definition will be done in a deterministic manner, and the information obtained by PSA will be referred to the envelop conditions and occurrence frequencies besides SFR operation experiences.

Typical DEC is possible to be considered based on the general and fundamental SFR characteristics. According to the PSA study for SFR, core damage accidents are generally categorized into two major event groups: 1) loss of reactor shutdown events and 2) loss of heat removal events. The former group is further categorized into three types: 1-1) loss of flow type, 1-2) overpower type and 1-3) loss of heat removal type, and the latter group is further categorized into two types: 2-1) loss-of-heat-removal type and 2-2) loss-of-coolant-level type. This event categorization can be applied to general SFR systems including SFR systems under GIF.

As for the loss of reactor shutdown events, category 1 includes passive reactor shutdown, category 2 includes reducing the energy during core damage and retaining/cooling of the damaged core. In addition to the essential difference as design measures, the time margin leading to core damage is relatively small, and thus both category 1 and category 2 must be provided. As for the loss of heat removal events, measures are to be provided to maintain sodium coolant level for core cooling and to ensure decay heat removal sources regardless of core damage. There is no essential differences of measures between category one and category two for this types. In addition, there is enough time to lead to core damage, then a variety of measures might be provided. This will be also true of the case of storing spent fuel in sodium outside of the reactor containment.

DEC shall be defined so that the sodium chemical reaction (combustion resulting from leakage, sodium-water reaction resulting from steam generator tube rupture) will not affect the core safety, in reference to their countermeasures.

The capability of ensuring containment integrity will be required for DEC. Therefore, containments will be required to be capable of enduring thermal and mechanical loads generated during postulated event transient. Sodium combustion, sodium concrete reaction, debris-concrete interaction, and combustion of accumulated hydrogen which have the potentials to load to the containment must be prevented or mitigated, and thus considering the countermeasure against them will be required as well.

### 2.3.3 Approach based on basic characteristics of the SFR

✧ Core and Fuel Characteristics

The core characteristics of SFR are that a core is not included in the maximum reactivity system and it has possibility to become positive void reactivity at the center area of a reactor core especially. Considering these characteristics, the core design is required to have an inherent reactivity feedback characteristic. The release of significant mechanical energy must be also prevented during CDA.

As for fuel elements and fuel assemblies, utilization of fast neutron under the conditions of high power density, high burn up, and high temperature sodium must be considered.

✧ Physical and Chemical Properties Sodium Coolant

Sodium has a characteristic that it is high thermal conductivity; the boiling temperature is high around 880 degree C at the atmospheric pressure. Hence, decay heat removal is capable by natural circulation. From the viewpoint of ensuring the reliability of decay heat removal system, the design shall be required to be capable of passive heat removal function by natural circulation.

Sodium is chemically active; it necessitates preparing measures to sodium leak (fire & reaction with water) so that the sodium leak does not effect on the safety of the reactor core. The secondary coolant system is indispensable for the SFR system to control/manage the consequences of sodium fire and sodium-water reaction not to affect the reactor core integrity in accident conditions. Sodium is opaque, so that submerged visual monitoring and inspection are demanding. It also freezes under room temperature. Hence, due accounts are necessary on the capabilities of inspection, maintenance and repairing in the SSCs' designs with considering the operating conditions for them. Application of Leak Before Break (LBB) concept would enable continuous leakage-monitoring as an inspection method for the coolant boundary.

✧ Material usage environment

The SFR is operated under high temperature (e.g. the coolant temperature range is around 400-600 degree C) and high fluence conditions. Due consideration of creep and radiation effect on materials is necessary.

✧ Operation under low pressure condition

The SFR is operated under low pressure conditions nearly atmospheric pressure. Hence, the coolant leakage does not lead the loss of coolant accident such as in the LWR; depressurization, coolant boiling and loss of cooling capability. Hence, the emergency core coolant systems for coolant injection under high/low pressurized conditions as used in the LWR do not necessary for the SFR system. Instead, maintaining sodium coolant level above the reactor core in the reactor vessel is indispensable for reactor core cooling.

The SDC are deduced from the basic characteristics, operation and accident experiments, and the safety approach specific to the SFR systems. The criteria for several structures, systems and components specific to the SFR as below are to be included in the SDC.

- ◇ Reactor Core
  - Fuel element and assemblies
  - Reactor core structure and characteristics
  - Reactor shutdown
- ◇ Reactor Coolant System
  - Secondary coolant system
  - Decay heat removal system
- ◇ Containment System
- ◇ Supporting and Auxiliary Systems, Fuel Handling & Storage
  - Sodium heating systems
  - Sodium purification system
  - Cover gas system
  - Fuel Storage in sodium pool tank

#### 2.3.4 Lessons Learned from Fukushima Dai-ichi NPPs Accidents

Fukushima Dai-ichi nuclear power plant accidents, caused by the Great East Japan Earthquake of March 11, 2011, gave universal recognition of the need of enhancing measures against severe accident and external events of nuclear system.

Sequence analysis, factorial analysis, and the study of lessons learned from them are being conducted right now, and the SDC has reflected the lessons learned up to the present which are capable of applying to Generation-IV SFR system.

Key points on the lessons learned listed in below are based on the Japanese Government Report. Although the items which are out of the scope of the SDC are not included: e.g. safety culture. There are three categories identified at this moment as the lessons for the safety of the GIF SFR system.

- ◇ As for the strengthen preventive measure against a severe accident due to extreme external hazards, the key points are:
  - Power supplies, and
  - Robust cooling functions (core, CV & spent fuel pools).
- ◇ As for the enhancement of response measures against severe accidents, the key points are:
  - Measures to prevent hydrogen explosions, and
  - Instrumentation to identify status of reactor core and CV.
- ◇ As for the reinforcement of safety infrastructure, the key point is:
  - Ensuring independency and diversity of safety systems.

Provisions on the design basis for external events will be upgraded – it is for all the NPPs including SFR. For example, long term power loss may become an initiator of SA and it should be assumed as DEC, therefore the design must consider ensuring power supply during long term external power loss. Enhancing passive functions will reduce the dependency on power supply and it is also effective as a countermeasure against

power loss. External events such as earthquakes, tsunami and flood may become initiators of SA and they should be assumed as DEC, therefore required protection measures should be provided as well as ensuring margin.

SDC clearly and concretely requires prevention/mitigation of wide spectrum of severe accidents as for preparations to the 'what if' conditions. The stress tests show the safety margins of the NPPs above the design basis – it can be said that the stress test is a kind of approach to evaluate the preparation/provision to the 'what-if' conditions of the nuclear power plants. In that sense, the stress tests can show how large the safety margins are to the design basis, and the SDC can deal with how broad/further the prevention and mitigation are against severe accidents.

The efforts to update the SDC by including new lesson learned from the Fukushima NPPs accidents will be continued under/after the GIF SDC establishment work.



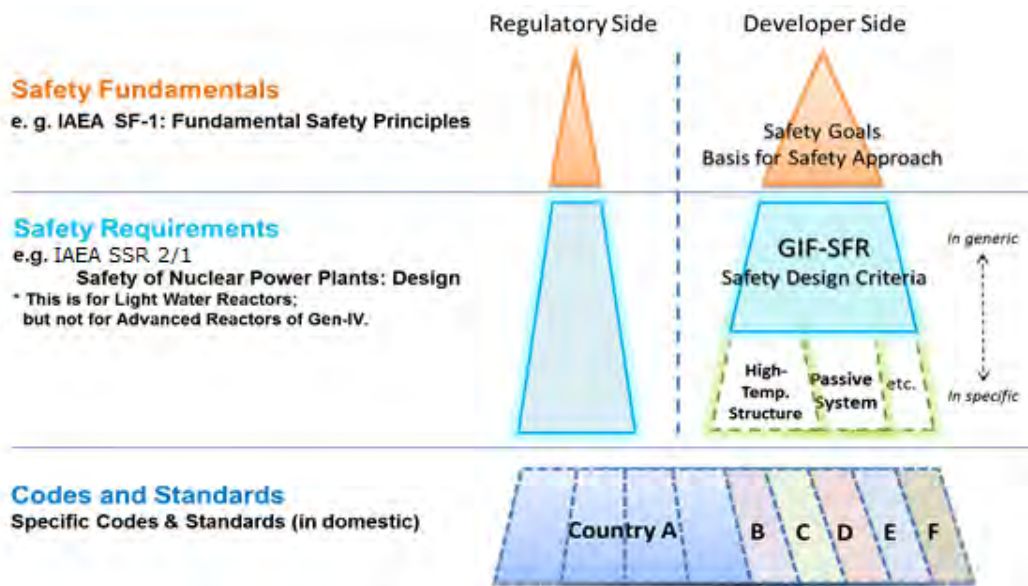


Figure 1 Hierarchy of Safety Standards

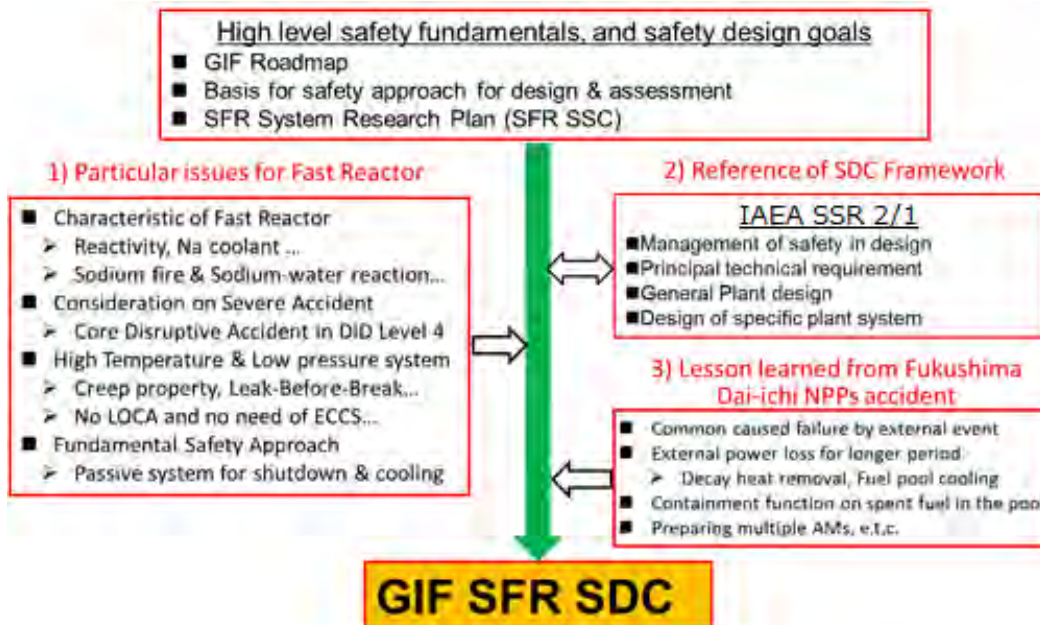


Figure 2 Basic Scheme to outline the SDC

DiD Levels				
Level 1	Level 2	Level 3	Level 4	Level 5
<b>plant states (considered in design)</b>				Off-site emergency response (out of the design)
Normal operation	AOO	DBA	DEC	
Operational states Normal operation	Anticipated operational occurrences	Accident conditions Design basis accidents	Design extension conditions (including Severe Accident conditions)	

Figure 3 DiD level & Plant States (including Severe Accident)

based on IAEA INSAG-12 & SSR-2/1

## 第3次素案

### 第1章/第2章の章節構成 (SDC-Rev3.0/1.8J, 12/April/2012)

#### 第1章 はじめに

- 1.1 背景
- 1.2 SDCの目的
- 1.3 SDCの策定方針

#### 第2章 第4世代原子力システムとしてのSFRに対する安全アプローチ

- 2.1 GIFの安全目標と基本的安全アプローチ
- 2.2 安全に関する基本的考え方
  - 2.2.1 DiDとプラント状態
  - 2.2.2 プラント状態、発生確率及び決定論的手法の関係
  - 2.2.3 受動的な安全特性の活用
- 2.3 第4世代SFRの安全アプローチ
  - 2.3.1 対象とするSFR
  - 2.3.2 SFR特有のDECに対するアプローチ
  - 2.3.3 SFRの基本特性に応じたアプローチ
  - 2.3.4 福島第1原子力発電所事故からの教訓

## 第1章 はじめに

### 1.1 背景

第4世代炉が広く一般的に、普遍性を持って世界人類の平和利用のために活用される際には、原子力発電所の従事者、一般公衆及び環境が、原子力発電所に起因する電離放射線の影響から、最高レベルの安全性で、適切に防護されるべきである。

第4世代原子力システムの開発は21世紀初頭に開始され、安全性と信頼性、経済性、資源有効利用およびセキュリティについて2030～40年頃に求められるレベルを達成できる可能性があるものとして、6つの原子力システムが選定された。

第4世代原子力システムの一つであるSFRを対象に「安全設計基準(SDC)」を定める案が、2010年10月のGIF政策会合(PG)で提案・議論された。現在のところ、第4世代SFRの原型炉/実証炉は概念設計段階にあり、今後は許認可準備に向けた準備に進もうとしている。

GIFにおける上位の安全基準としては、「第4世代原子力システムに関わるGIFロードマップ」(2002年PG)、及びリスク・安全作業部会(2008年RSWG)による「第4世代原子力システムの設計・評価に対する安全アプローチの基礎」が存在している。SFRシステムとしての安全目標は、SFRシステム運営委員会(2007年)により「SFRシステム研究開発計画書」(SRP)において定められている。一方、実際に構造・システム・機器の設計を行う際には、各国固有の規格・基準類が適用される。しかしながら、図1で示すとおり、上位レベルの規格・基準と、下位レベルの規格・基準の間には大きな隔たりがあることが認識される。

第4世代SFRが実用化される際に、全てのSFRにおいて、より強化された安全設計が普遍的に実現されているためには、安全基準の階層の中位レベルに位置する安全設計クライテリア(SDC)が定められ、統一的に適用されていることが不可欠である。

軽水炉の場合、安全原則(IAEA SF-1等)及び安全要件(IAEA SSR 2/1等)が定められ、既にこれらは軽水炉の安全規制や安全設計において使用されている。第4世代原子炉はより進歩した新しいシステムであり、その詳細な設計情報は開発者が所有し、他方規制側は初期段階では限られた設計情報しかもっていないことから、それらの安全要求は、初期の段階では開発側から提案されるべきものである。

開発者側の視点に立てば、第4世代SFRシステムのSDC(GIF-SFR-SDC)が一旦定められた際には、SFR設計の許認可を受ける際、SDCは安全当局によって(少なくとも部分的には)参照されることとなる。ここで、安全審査での考え方は国際的に共通であることが望ましいが、同時に、注意すべきは、各国における安全審査の基準はあくまで各国規制当局の判断によるものであることである。

### 1.2 SDCの目的

GIFがこれまで作り上げてきたものとして、第4世代炉のあるべき姿に関する基本的文章が2つ、第4世代ナトリウム冷却炉のシステムを示した文章が1つある。GRMでは、「Safety & Reliability」の中で第4世代原子力システムとしてあるべき基本的安全原則を掲げている。BSAでは、設計や評価に際し、第4世代炉の安全目標を満たすために必要な基本的アプローチが、技術的に中立な手法として提示されている。SRPでは、安全性と信頼性に関わる目標が、開発者側としての開発ゴールとして定められている。

SDCは、高位の安全目標と基盤レベルの規格・基準の中間に位置しているが、第4世代SFRシステムがGIFの安全目標を達成するよう、GIFで定められた基本的安全アプローチと各国固有の規格基準を用いて、炉心・燃料、冷却系、格納容器等といった構築物・系統及び機器の設計の際に適用されることとなる。そのため、SDCの位置づけは、SFRシステムの安全設計において参照されるクライテリアを、系統的・包括的に明確にすることにある。

なお、SDC は原子力プラントの安全設計のためのものであることから、セキュリティについては、安全とのインターフェースという観点のみの記載とする。

GIF SFR SDC の第 1 ユーザーは、GIF の SFR の開発者と設計者である。さらに規制当局が近い将来 SFR の安全要件を定める際には GIF で開発された SDC を基礎資料として参照する可能性を留意すれば、GIF 枠外の SFR の開発者や設計者、加えて現在/将来における SFR の開発者及び設計者が、SDC のユーザーとして想定される。

### 1.3 SDC 策定方針

SDC 構築のポイントは図 2 に示されるように 3 つあり、それは、第 4 世代炉としての高い安全性の反映、SFR の技術的特徴の反映、そして最新の研究開発成果と東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓の反映である。SDC 構築に際しては、以下の 3 つの策定方針を定めた。

#### ◇ 全体方針

GIF において一旦 SDC が構築されれば、それは将来の SFR の性能に関する方向性を示したコンセンサス、すなわち国際的な標準・判定指標となる。同時に、具体的にどのような SSC 設計とするかの選択は開発者のものであり、SDC がある特定の設計を規定・選定することを意図しない。

#### ◇ 記述方針

SFR 特有の安全設計として、各クライテリアの意味するところが、その理由と背景を含めて理解されることが重要である。また、SFR 特有の現象・状態・条件が、どの特定の構築物、系統および機器との対応関係にあるかが、もれなく特定できることが必要である。従って、SFR 固有の現象・状態・条件は、対応する構築物・系統および機器のクライテリアにおいて、明確に記述されていなければならない。

#### ◇ 定義、表現及び用語

IAEA SSR 2/1 は、各国原子力規制機関の参画する IAEA のもとで第 3 世代軽水炉を念頭に策定されたものであり、第 4 世代原子力システムとしての SFR の安全設計クライテリアの構築においても、SSR 2/1 の安全に対する基本的な姿勢、包括的なアプローチ、用語・定義などについては、尊重すべき参照文献である。よって SDC においては、SSR 2/1 の文章としての基本構成を維持することとする。また GIF-SFR の SDC としての要件を示すための変更を加える場合でも、SSR 2/1 の原文はできる限り活用することとする。用語については、IAEA Safety Glossary (2007) を基本的に用いることとし、SDC においては第 4 世代炉及び SFR に特有の用語を対象に定義を行う。

一方、GIF の安全目標・アプローチ及び SFR 固有のクライテリアに関しては注意喚起をはかることとなる。安全目標・アプローチに基づいて、性能の方向性を与えることとなるクライテリアに対しては、綿密で詳細な記述とする。安全上重要な考え方に関しては、プラント全般に対するクライテリアに加えて、それぞれの構築物、系統および機器に関するクライテリアとしても記載する。基準間の関連性や組み合わせが容易に理解できることが重要であり、基準の羅列だけのような表現形式は避ける。

## 第2章 第4世代炉としてのSFRに関する安全アプローチ

### 2.1 GIFの安全目標と基本的安全アプローチ

GRMでは、第4世代炉に対する安全性・信頼性に関わる高位の目標が提案されている。同時に、GRMでは、「原子力エネルギーの重要な役割」として、安全が第一優先であることも述べられている。BSAは、1) 主たる安全原則（深層防護 DiD、リスク情報活用等）、2) 安全設計及び安全評価に対する基本的手法、3) 安全評価の方法を述べた文章である。その中で、GRMで提案された安全性・信頼性に関わる目標が詳細に説明されている。BSAには、第4世代システムの技術ギャップとして、現在のプラント技術と安全性の改良の可能性についての認識も述べられている。

GRM及びBSA全体としては、下記のように安全目標が説明されている。

#### 安全性と信頼性-1)

第4世代原子力システムの運転は、安全性と信頼性に優れていること、と述べられている。すなわち、DiDレベル1-2（運転状態）における安全性と信頼性に注目している。

#### 安全性と信頼性-2)

第4世代原子力システムの炉心損傷の可能性とその影響の程度は、改良されたアクシデントマネジメントと影響の最小化策により、極めて低いものであること、と述べられている。起因事象の頻度の最小化、及び炉心損傷を引き起こすことがないように、幅広い事象を管理・緩和するよう言及している。これは、DiDレベル1-3及び4におけるシビアアクシデント防止に重点を置いたものである。

#### 安全性と信頼性-3)

敷地外緊急時対応の必要性を除外することが述べられている。GRM及びBSAで定義されたこの表現は、緊急時対応が必要とされる状況下において、放射性物質が環境に放出されることを抑制する対策を講じることを意味している。ここで留意すべきは、この安全目標は、深層防護第5レベルとしての敷地外緊急時対応自体を否定若しくは除外することを意図していないということである。放射性物質の環境への放出を合理的に達成可能な限り低く、かつ事故状態でも許容値未満とするため、本目標は、厳しいプラント状態を管理し緩和するための安全の枠組みについて言及していることから、DiD Level 4でのシビアアクシデントの緩和に重点を置いたものとなっている。

SDC構築の視点から要約すると次のようになる。GRMは第4世代原子炉システムとしての安全目標を提示しており、またBSAはGRMの安全目標に解説を加えるとともに、深層防護レベルとの対応を示し、またGRM安全目標を達成するための技術的に中立な基本的な安全アプローチを提案している。

第3世代炉システムでは、IAEA SSR2/1の安全要件20：設計拡張状態(DEC)の中で、DECの発生防止あるいは影響緩和の対策をas low as reasonably practicableで求めている。大規模な放射性物質の放出に対しては実質除外可能とする安全性を求めるが、除外条件が付与される。「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。」GIFでは「敷地外緊急時対応必要性の排除」を達成する目標のため、DECの発生防止と影響緩和を明示することにより、第4世代炉に求められるロバスト性を有すると判断される。確率的に低く、かつ、“what if”への備えがなされていることで、as low as reasonably practicableからpractically eliminationへ格上げに足る安全性を有すると判断する。また大規模な放射性物質の放出に対しては、GIFの安全目標を達成するために、実質除外可能とする安全設計を、例外条件を付帯することなく目指す。

## 2.2 安全に関する基本的考え方

### 2.2.1 DiD とプラント状態

SDC においては、DiD の概念に基づいてクライテリアを定める。SSR 2/1 では、INSAG-12[参考文献追而] の DiD 原則を参考にして、DiD が定義されている。

プラント状態の定義は SSR2/1[2] に従う。すなわち運転状態は、通常運転と運転時の異常な過渡変化 (AOO) を含む。事故の状態は、設計基準事故 (DBA) と設計拡張状態 (DEC) を含む。深層防護に基づいた安全設計により、通常運転、AOO、DBA 及び DEC それぞれのプラントの状態に対し、設計対策を講じなければならない。それぞれのプラント状態に対する設計対策は、深層防護の各レベルと図 3 のように関係づけられる。運転状態及び設計基準事故に対する設計は、設計条件や過渡現象の不確かさを十分考慮した保守的なものとする。一方、DEC に対する設計は、DBA を超えるプラント状態に対しても放射性物質の環境への放出を防止する観点から、最も確からしいと評価される事象推移に対して効果が得られるものでなければならない。

原子炉施設の安全性を確保する上では、核燃料物質を含めた放射性物質を内包する全ての設備からの放出を防止する必要があり、原子炉本体に加えて、燃料取扱貯蔵設備、放射性廃棄物処理設備についても、適正な放射性物質の管理と異常時の対策が講じられなければならない。

プラントの状態や発生頻度と規制枠組みに関する SDC の立場であるが、IAEA/INSAG-12 でそれに関する記述がないように、プラント状態に関する発生頻度については、SDC においては定義されない。ただし、通常運転、AOO 及び DBA は、IAEA 加盟国内における規制上定義された事象カテゴリに対応するものであろう。プラント状態と発生頻度の関連性や安全規制上の制限値について、定義あるいは言及することは SDC 活動の範囲外である。

### 2.2.2 プラント状態、発生確率及び決定論的手法の関係

第 4 世代炉システムは第 3 世代炉システムより高いレベルの安全性を達成するものであるが、それを実現するための基本的な考え方としては、事故発生確率の低い信頼性の高いシステムを実現した上で、シビアアクシデントに対する対策を強化して、DiD 全体を通じてバランスの取れた安全性向上を図る。

安全設計上考慮すべき事象は、プラント構成機器の異常を起因とする内的事象及び、プラント外部の自然現象や人的活動を起因とする外的事象である。内的事象については、AOO、DBA、DEC を定め、それぞれについての設計対策が取り入れられる (Build-in)。外的事象については、サイト条件に応じて設計条件を定めるが、設計基準を超える状態も考慮して裕度を確保するとともに、必要に応じて安全設備を防護するための方策を取り入れられる (Build-in)。これを通常運転状態、AOO、DBA と DEC との対応で示すと次のようになる。

#### ◇ 通常運転状態、AOO 及び DBA における安全性

「運転・事故経験」と「保守・補修経験」のフィードバックが重要となる。すなわち、第 3 世代炉までの既存経験/従来技術に基づき、それを改良/発展へフィードバックすることを通じて、より高い信頼性を獲得することにより、第 4 世代炉として求められる安全レベルに到達する。まず、トラブルが起きがたい信頼性の高いシステムの実現を目指す。これは、既存炉の運転経験を反映した改良・発展、新技術を導入した裕度の向上、トラブルを未然に防止する検査技術の向上によって達成される。異常な過渡の進展防止と事故の終息についても、同様に信頼性向上を達成する。

#### ◇ DEC における安全性

DEC における安全性としては、DBA を超える状態への具体的な備えが重要となる。すなわち、DBA を超える様々な状態に対し、それらの発生防止及び影響緩和の対策を、従来技術+新技術を用いて具体的に図ることを通じて、より高いレベルのロバスト性を獲得することにより、第 4 世

代炉システムとして求められる安全レベルに到達する。DEC に対する設計方策としては、DBA に対する方策が機能しない場合にも事故終息が可能となるような受動的なものが求められる。一方で、事象の進展に時間的な余裕がある場合には、整備された手順に基づいた事故管理方策も必要に応じて取り入れる。事故管理方策が必要となる場合、その実行が可能となるように設計上準備しておく。

特定の事象が支配要因とならないように、DiD の各レベルの設計方策が有効に機能するように配慮しなければならない。DBA 及び DEC の選定とプラクティカル・エリミネーションの特定については、以下を組み合わせる。

- ◇ 原子炉システムの基本的特性に基づいた決定論的手法
- ◇ 運転経験及び外部事象経験
- ◇ 許認可における経験

DBA と DEC における個別の事象選定は特定のプラント設計に依存するものの、原子炉システムが共通に有する基本的特性及びこれまでの運転・開発経験に基づき、既存の PSA の知見を参照して、代表的な事象タイプ(グループ)を同定する。設計方策の有効性を判断する手法として、設計段階から PSA 確率論的安全評価 (PSA) の知見を活用することが求められる。

### 2.2.3 受動的な安全特性の活用

DBA 及び DEC を含めた幅広い事象全体に対して安全性を高めるために、動的な安全システムと受動的な安全システムを適切に組み合わせ、バランス良く設計対応することが必要である。

DBA に対しては、系統・機器の安全上の特徴(固有安全性を含む)を十分把握(well-characterized)し、従来から広く用いられ、実績がある安全システム(例:動的安全系など)を主体とした工学的安全系の信頼性をより高いレベルへと高めることが有用である。

DEC に対しては、DBA で適用した方法をさらに多重化するよりも、作動原理等が異なった方法を用いて多様性を確保することが合理的である。そのため、受動安全性や固有安全性を活用することがポイントとなる。これによって、工学的安全系の失敗を想定しても、事故の終息が図れる設計を追求する。

## 2.3 第4世代 SFR の安全アプローチ

### 2.3.1 対象とする SFR システム

SDC を定める際に対象となる SFR システムは、ナトリウムによる炉心冷却と高速中性子スペクトルを利用した、いわゆるナトリウム冷却高速炉を対象とする。同時に、SDC は GIF のもとで行われることから、GIF における SFR システムを構築物・系統及び機器の一般的・標準的なものとして想定する。SDC 構築の観点からは、SRP は対象となる SFR システムを規定している。さらに SRP では、GRM の安全目標から導かれる安全性と信頼性に関する開発目標が、質的・量的な設計尺度でもって設定されている。

GIF において設定された SFR システムは以下のとおりである。

システム構造	ループ型、プール型、小型モジュラー
電気出力	50 - 2,000MWe
冷却システム	ナトリウム冷却材を使用する一次冷却材系及び二次[中間]冷却材系を有する
BOP システム	水・蒸気サイクル (代替案: 超臨界 CO <sub>2</sub> サイクル)
燃料	MOX, 金属, その他



昨今の R&D に基づいた技術的解決策が、SFR の信頼性とロバスト性を強化しつつ合理的な安全設計を構築するために活用される。すなわち、産業界やユーザー(所有者/運転者)を含めた枠組みによる安全関連新技術の継続的な開発努力が、SDC で規定する安全レベルに高めることに繋がっている。新技術の導入にあたっては、実機におけるその機能の有効性を検証する手段を用意することが必要である。

### 2.3.2 DEC に対する SFR 特有のアプローチ

SFR を含めた高速炉は、炉心が最大反応度体系になく、DEC である炉心崩壊事故 (CDA) に伴って、冷却材の沸騰や燃料が集中化することにより、厳しい正反応度投入に至る可能性がある。CDA において発生する可能性がある過度の反応度投入に対応するため、CDA の防止と緩和のための対策が、安全設計として取り入れなければならない。設計拡張状態に対して、炉心損傷防止 (カテゴリ1) と格納機能確保 (カテゴリ2) を備えることを要件とする。設計拡張状態は、設計基準を超えるプラント状態、例えば安全設備の多重故障を考慮した場合など、であり、その類似性や包絡性を考慮していくつかの代表的な状態が設定される。これらの設定は決定論的に行われるが、SFR の運転経験に加えて、状態の網羅性や発生可能性について PSA によって得られる情報を参照する。

設計拡張状態は、SFR の一般的特徴を考慮して想定すべき状態を抽出する。SFR を対象とした PSA 研究の成果によれば、炉心損傷事故は炉停止失敗事象と除熱系喪失事象に大別される。前者は流量喪失型、過出力型、除熱喪失型に、後者は除熱喪失型と液位喪失型に細分される。この分類は、GIF における SFR システムを含む SFR システム一般に対して適用可能である。設計拡張状態は、これらの事象タイプ毎に、それぞれの事象の特徴を考慮して設定する必要がある。

炉停止失敗事象については、カテゴリ 1 は受動的炉停止、カテゴリ 2 は炉心損傷時のエネルギー低減、損傷炉心の保持・冷却であり、設計対策として本質的な違いがあることに加えて、炉心損傷に至るまでの時間的余裕が小さいことから、カテゴリ 1 とカテゴリ 2 の両者を備える必要がある。これに対して、除熱系喪失事象では、炉心損傷の有無に関わらず、炉心を冷却するためのナトリウムの液位確保と除熱源の確保が要点であり、カテゴリ 1 とカテゴリ 2 で対策の本質的な違いはない。加えて、炉心損傷に至るまでに時間的余裕があることから、様々な対策を講じる。このことは、原子炉容器外で使用済燃料をナトリウム中で貯蔵する設備を設ける場合にも同様である。

ナトリウムの化学反応 (漏えいに伴う燃焼、蒸気発生器伝熱管破損に伴うナトリウム-水反応) が炉心の安全に影響が及ぶことがないように、その抑制対策に関連して設計拡張状態を設定することとする。

設計拡張状態に対して、格納容器の健全性が確保されることが必要である。このため、想定する事象推移において生じる熱的・機械的負荷に対して格納容器が耐えられるようにする必要がある。また、格納容器の負荷となりうるナトリウム燃焼、ナトリウム-コンクリート反応、デブリ-コンクリート相互作用、水素の蓄積燃焼について、これらを防止あるいは緩和する対策を合わせて検討する必要がある。

### 2.3.3 SFR の基本特性に応じた安全アプローチ

#### ◇ 炉心・燃料特性

SFR の原子炉の炉心特性として、最大反応度体系になっていないこと、また特に原子炉炉心の中央部で正のボイド反応度になる可能性があることがあげられる。これらの特性を考慮しても、炉心が固有の反応度フィードバック特性を持つように設計を行う必要がある。また、CDA 時に顕著な機械的エネルギーが放出されることを防止することが必要である。

燃料要素と燃料集合体については、高速中性子を利用し、高出力密度・高燃焼度・高温ナトリウムの条件で使用されることを考慮する必要がある。

◇ ナトリウム冷却材の物性及び化学的特性

ナトリウムは高い熱伝導性を持つという特性があり、沸騰温度は高く大気圧で約 880℃である。従って崩壊熱は自然循環により除去することが可能である。崩壊熱除去設備の信頼性確保の観点から、自然循環による受動的な除熱機能を有する設計とする必要がある。

ナトリウムは化学的に活性である。すなわち、ナトリウム漏えいが原子炉炉心の安全性に影響しないよう、ナトリウム漏えい（火災及び水との反応）の対策を講じる必要がある。SFR では 2 次ナトリウム系を設けるけることが必須となる。具体的には、2 次ナトリウム系は事故状態（事故及び設計拡張状態）において、ナトリウム火災とナトリウム-水反応の影響が炉心に及ばないようにする必要がある。

ナトリウムは不透明であることから、視覚による液中での観察や検査が困難である。また室温では凝固する。これらのことから、検査・保守・補修を考慮した設計を行うとともに、それらを実施する際の環境条件にも十分留意する必要がある。破断前漏えい（LBB）の考え方をを用いることで、冷却材バウンダリの検査手法として連続漏えい監視が可能となる。

◇ 材料の使用環境

SFR は高温度及び高照射状態で運転される（例：冷却材の温度幅は 400～600℃程度である）。クリープ及び材料への放射能の影響について十分に考慮することが必要である。

◇ 低圧力状態での運転

SFR は大気圧と同程度の低圧力状態で運転される。従って冷却材の漏えいが LWR における冷却材の減圧沸騰と冷却能力の喪失のような冷却材喪失事故を引き起こすことはない。従って、LWR で使用されるような高/低圧力状態での冷却材注入のための緊急炉心冷却システムは、SFR システムには必要ではない。その代わりに、原子炉容器内でナトリウム冷却材の液位が原子炉炉心より常に上になるように保つことが原子炉冷却のために不可欠となる。

SDC は、SFR の基本的な特徴、運転・事故経験、及び SFR システムに固有な安全アプローチから導かれたものとなる。下記に示す SFR 固有の構造・系統・機器に対する SDC が設けられなければならない。

◇ 炉心

- 燃料要素及び燃料集合体
- 原子炉炉心の構造と特性
- 原子炉停止

◇ 冷却材系

- 2 次冷却系
- 崩壊熱除去系

◇ 格納系

◇ 補助系・補機系、燃料取扱・貯蔵系

- Na 予熱系
- Na 純化系
- カバーガス系
- Na プールタンクによる燃料貯蔵系

2.3.4 福島第 1 原子力発電所事故からの教訓の反映

2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災後の東京電力福島第 1 原子力発電所事故は、原子力システムに

おけるシビアアクシデント対策と外的事象への対策をより一層強化する必要性について、世界共通の認識を与えた。

事故の経過分析と要因分析、それらから得られる教訓については、現在進行中であるが、現時点で得られている教訓で第4世代 SFR システムに対して適用可能なものは、SDC において反映した。

下記に挙げる重要な教訓は、日本国政府の報告書に基づいている。なお、SDC の範疇外となるいくつかの項目については含んでいない（例：安全文化など）。GIF SFR システムの安全性として、現時点で特定された教訓は3つある。

- ◇ 非常に大規模な外的ハザードによるシビアアクシデントへの防止対策の強化に関する要点は以下のとおり：
  - 電源
  - (炉心、格納容器及び使用済み燃料プールに関する)頑強な冷却機能
- ◇ シビアアクシデント対応策の強化に関する要点は以下のとおり：
  - 水素爆発防止対策
  - 原子炉炉心及び格納容器の状態監視のための計装
- ◇ 安全設備の強化に関する要点は以下のとおり：
  - 安全系の独立性及び多様性を確保すること

SFR を含む全ての原子力発電所を対象とした、外部事象に対する設計基準は改良されてゆくであろう。例えば、長時間の電源喪失は SA の起因(initiator)となる可能性があることから、これを DEC として想定し、長時間の外部電源喪失時の電源確保に配慮した設計としなければならない。受動的機能の強化は電源への依存度を低減し、電源喪失への対策としても有効である。外的事象、例えば地震、津波、洪水等は、SA の起因となる可能性があることから、これらについては DEC として想定し、裕度を確保するとともに、必要な防護対策を備えなければならない。

SDC では、設計想定を超える'what if'への備えとして、幅広いスペクトラムのシビアアクシデントに対して、その防止と緩和を明示的・具体的に求めている。原子力発電所のストレステストでは、設計基準を超えた安全の余裕の度合いが示される。ストレステストは、'what if'への備えを考慮する方法の一つであるにとらえることができる。その意味で、ストレステストは設計基準を超えた安全の余裕の程度を示し、SDC はシビアアクシデントの防止・緩和がどの程度広く・深いものかを示すものと言うことができる。

SDC をよりよいものとするため、福島第1原子力発電所事故で得られる新しい教訓を取り込んでゆくことは、GIF SDC 構築作業において今後も継続されるであろう。

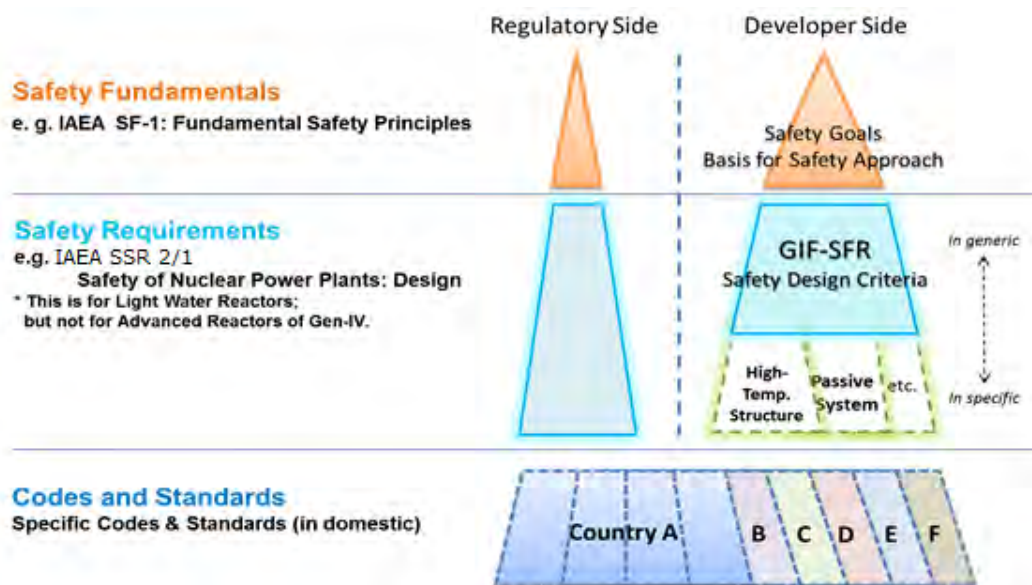


図1 安全要求類の階層

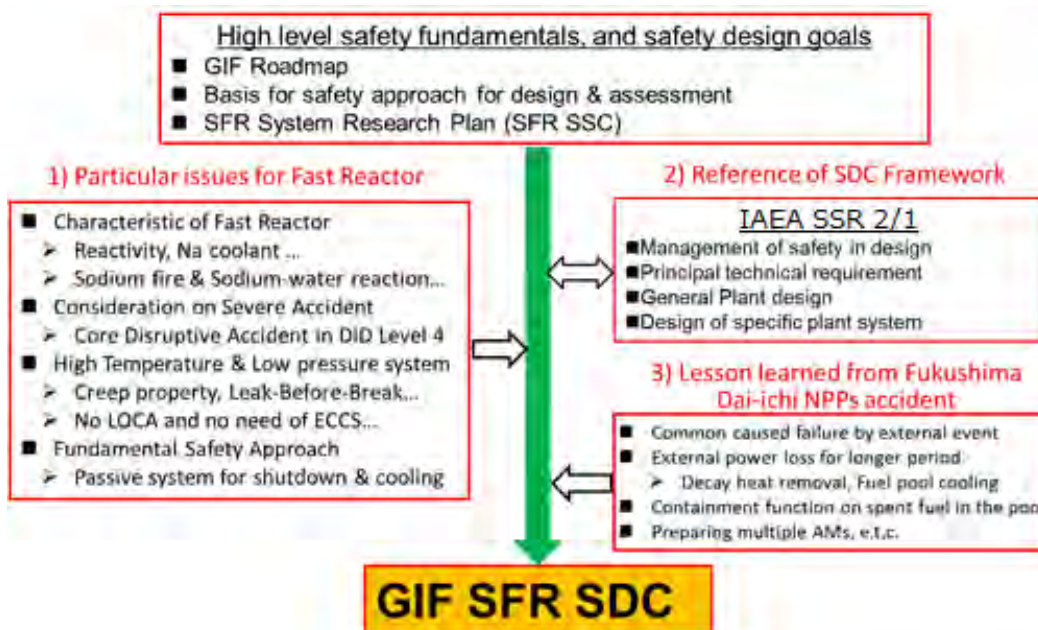


図2 SDC 策定の基本的な進め方

DiD Levels				
Level 1	Level 2	Level 3	Level 4	Level 5
<b>plant states (considered in design)</b>				Off-site emergency response (out of the design)
Normal operation	AOO	DBA	DEC	
Operational states Normal operation		Accident conditions Design basis accidents		
	Anticipated operational occurrences		Design extension conditions (including Severe Accident conditions)	

図3 深層防護の階層とプラント状態（シビアアクシデントを含む）

IAEA INSAG-12 及び SSR-2/1 を元に作成

## 第 4 次素案

### Chapters 1 & 2 Contents

#### Chapter 1: Introduction

- 1.4 Background
- 1.5 Objectives of the SDC
- 1.6 Principles of the SDC formulation

#### Chapter 2: Safety Approach to the SFR as a Generation-IV reactor system

- 2.1 Safety Goals & Basic Safety Approach of the GIF
- 2.2 Fundamental Orientations on Safety
  - 2.2.1 DiD and Plant States
  - 2.2.2 Relation among plant states, probabilistic and deterministic approaches
  - 2.2.3 Utilization of passive safety features
- 2.3 Safety approach of the Generation-IV SFR systems
  - 2.3.1 Target SFR Systems
  - 2.3.2 Approach to DEC specific to the SFR
  - 2.3.3 Approach based on basic characteristics of the SFR
  - 2.3.4 Lessons Learned from Fukushima Dai-ichi NPPs Accidents

## Chapter 1. Introduction

### 1.1 Background

When peaceful use of Generation-IV reactors is realized universally and commonly for all humankind, nuclear safety must ensure the highest level of safety that can reasonably be achieved for the protection of workers, the public and the environment from the harmful effects of ionizing radiation arising from nuclear power plants.

The development of Generation-IV reactor systems was started around the beginning of the 21<sup>st</sup> century, and six selected reactor systems were recognized to have potential for fulfilling enhanced safety and reliability, economy, resource utilization and security at the levels suitable for ca. 2030-2040 eras.

The idea to establish “Safety Design Criteria (SDC)” for a selected Generation-IV reactor, the SFR, was proposed and discussed at the Policy Group (PG) meeting held in October 2010. At this time, the Generation-IV SFR prototype/demonstration reactors are progressing into the conceptual design stage in order to prepare for licensing in the future.

As the high-level safety standard, the PG established safety and reliability goals for “Generation-IV Nuclear Energy Systems under the GIF Roadmap”<sup>[1]</sup> in 2002 and the Risk & Safety Working Group proposed the “Basis for safety approach for design & assessment of Generation-IV Nuclear Systems”<sup>[2]</sup>, hereinafter referred to as “GRM” and “BSA”, respectively. The SFR System Steering Committee set the design goals of the SFR systems in the “SFR System Research Plan”<sup>[3]</sup> in 2007, hereinafter referred to as “SRP”. On the other hand, it is recognized that domestic codes & standards will be utilized when developing the detailed designs of structures, systems and components (SSCs). However, there is a large gap between the high-level safety standard and the detailed level of codes & standards. The situation is depicted in Figure 1.

Before Generation-IV SFR system is developed as the main reactor for a fleet of nuclear power plants, it would be beneficial if the SDC, which fills the gap in the safety standard hierarchy, would be established and would be universally applicable to all SFRs for the realization of designs with enhanced safety.

For light water reactors, the safety fundamentals (e.g. IAEA SF-1<sup>[4]</sup>) and safety requirements (e.g. IAEA SSR2/1<sup>[5]</sup>) have already been established, and these or comparable domestic standards are utilized for the design and regulation of LWRs. Generation-IV reactors are advanced/new systems, and the technologies and the associated safety issues are likely to be more fully understood by the developers than the regulators, at least in the initial phases of development. For this reason, it is appropriate for the developers to propose safety criteria to guide design.

From the reactor developer’s point of view, once the SDC for the Generation-IV SFR system, GIF-SFR-SDC, is established, it will be available for use in developing the design and may guide the initial license application to be reviewed by safety authorities when faced with licensing of an SFR design. While it would be desirable that the approaches to safety review should be common internationally, it must be recognized that the safety standards and the license application review process in each country is solely the responsibility of its regulatory body.

### 1.2 Objectives of the SDC

To date, GIF has developed two fundamental documents for the Generation-IV reactor system, and one document for the Generation-IV reactors’ sodium coolant system. The GRM advocates goals for Generation-IV reactors in ‘Safety & Reliability’. The BSA provides technology-neutral methods on how to meet the goals for Generation-IV reactor systems in their design and assessment processes. In the SRP, safety and reliability goals have been developed for reactor developers.

The SDC is placed between high-level safety goals and detailed codes and standards and it is intended to be applicable

to the design of the SSCs such as reactor core, fuel, coolant system and containment. The SDC reflects GIF's fundamental safety approaches in order to achieve the GIF safety goals in the Generation-IV SFR systems. Therefore, the objective of the SDC is to systematically and comprehensively define, state, and organize the design criteria for safety, which will be referenced in the safety design of the SFR system.

The SDC is for the design of the nuclear power plant so that the design meets the safety goals, and may include the interface with security concerns that relate to reactor or plant safety.

The primary users of the GIF SFR SDC are expected to be the GIF SFR developers and designers. There is the possibility that the SDC developed under GIF might be considered in the future as a reference for developing domestic SFR safety requirements by the regulatory bodies. Hence, the potential users of the SDC may also include SFR developers and designers outside of GIF as well.

#### 1.4 Principles of the SDC formulation

There are three points to be followed while formulating the SDC as shown in Figure 2. The first is that the safety level as for the Generation-IV reactor should be stringent, the second is that specific technical features of SFR should be taken into account, and the third is that the latest knowledge should be incorporated as they become available – for example, the R&D results for innovative technologies and the lessons learned from the accident at the Tokyo Electric Power Company, Inc., Fukushima Daiichi Nuclear Power Station should be considered.

In order to formulate the SDC, three establishment policies are decided as follows:

##### 1) Overall policy

The SDC, once developed under the GIF, is intended to be a consensus by the international R&D community on safety performance directions for future SFRs. In this sense, it can be viewed as the latest international thinking on what safety criteria should be for the SFR to serve as a reference to SFR designers. At the same time, it is recognized the actual SFR design is the choice of the developers, and it is not the intent of the SDC to define/select one specific design

##### 2) Policy on descriptions

For the safety design specific to the SFR, it is necessary that the basis of each criterion including the reason and background should be clearly stated for understandings. It is also necessary to identify the correspondence between the phenomenon/state/condition specific to the SFR and the SSC to which it relates by clearly describing the phenomena/states/conditions and how they affect the corresponding criteria for the SSCs.

##### 3) Definition, expression and terminology

IAEA SSR 2/1 is the safety design requirement that was established for Generation-III LWR systems by the IAEA with participants of various countries' nuclear regulatory bodies, and therefore when establishing safety design criteria for SFR as Generation-IV reactor system, SSR 2/1 should be considered as a reference document on its basic approach towards safety, comprehensive formulation, and terms and definitions. The SDC intends to maintain the basic structures of texts in SSR 2/1. When making changes in order to clarify the criteria as GIF-SFR SDC, the original texts of SSR 2/1 will be referred to the extent possible. The safety-related terms for the SDC are basically the same as the ones defined in the IAEA Safety Glossary <sup>[6]</sup> (2007), and the additional definitions in the SDC will be made as needed on specific terms for the Generation-IV SFR system.

Meanwhile, attention will be given to the GIF safety goals/approaches and the criteria specific to SFR. Based on safety goals/approaches, the criteria providing performance targets will be described in depth and in a detailed manner. As for the approaches important to safety, the criteria on each SSC will be described as well



as on the overall plant criteria. It is important that the links/combinations between criteria should be understood easily, and the style/format of just listing criteria should be avoided.

### 2.1 Safety Goals & Basic Safety Approach of GIF

In the GRM, the three high-level goals for Generation-IV were proposed for Safety & Reliability. The GRM also mentions the essential role that safety has for nuclear energy. In the BSA, the following are described: 1) main safety principles [e.g. Defence-in-Depth (DiD), Risk-informed], 2) basic approaches for safety design and safety assessment, and 3) safety assessment methods and tools. The safety & reliability goals which were proposed in the GRM are explained in detail as well. The BSA also includes recognition of technology gaps by examining current plant technology and identifying potential safety improvements.

As a whole, the safety goals are explained in the GRM and the BSA as below:

✧ Safety and Reliability–1)

Generation-IV nuclear energy system operations will excel in safety and reliability. Namely, it focuses on safety and reliability in the DiD Level 1-2 [Operational states].

✧ Safety and Reliability–2)

Generation-IV nuclear energy systems will have a very low likelihood and degree of reactor core damage. It mentions reducing frequency of initiating events, and design features for controlling the progression of the accident in response to initiating events and mitigating the consequences of any initiating events without causing core damage – it focuses on the safety design for severe accident prevention in the DiD Level 1-3 and 4, and the reliable safety designs with the accident management improve the safety of the nuclear energy system.

✧ Safety and Reliability–3)

As a purpose to stimulate R&D, the GIF set the safety goal that Generation-IV nuclear energy systems will eliminate the need for off-site emergency response. This expression in the GRM & BSA means to provide measures to prevent radioactive materials release to the environment under conditions such that certain emergency response is required. And note that this does NOT deny/or/eliminate the necessity of off-site emergency response as the fifth level defence in depth. It mentions safety architecture to manage and mitigate severe plant conditions in order to ensure that any release of radioactive material to the environment is below acceptable limits in accident conditions – it focuses on the safety designs for severe accident mitigation in the DiD 4.

It can be summarized that, from the view point establishing the SDC, the GRM presents safety goals as a Generation-IV reactor system and the BSA provides the explanation of GRM safety goals with clarifying correspondence of DiD levels, and also provides a technology-neutral and basic safety approach for achieving the GRM main safety goals.

According to requirement #20: Design Extension Conditions [DEC] in the IAEA SSR 2/1 for Generation-III reactor system, it is required to prevent occurrences and/or to mitigate consequences of the DEC to ‘as low as reasonably practicable’. It also requires the practical elimination of significant radioactive releases, whereas an exceptional condition is attached: ‘*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 protection of the public, and sufficient time shall be made available to implement these measures.*’ It is required to achieve ‘the elimination of the need of off-site emergency response’ as a GIF goal and thus, the robustness for the DEC as required for Generation-IV reactor is reasonably judged by clarifying prevention of its occurrences and the mitigation of its consequences. After making provision for ‘what if’ on low probability events, it can be judged that safety has enough sufficiency to be upgraded from ‘as far as reasonably practicable’ to ‘practical elimination’. As for the significant release of radioactive material, in order to achieve the GIF goal, safety

design to enable the practical elimination will be required without adding any exception conditions.

## 2.2 Fundamental Orientations on Safety

### 2.2.1 DiD and Plant States

The SDC follows the defence in depth philosophy as the most basic safety approach. The definition of DiD follows the definitions in SSR 2/1 which consults INSAG-12<sup>[7]</sup> for the principle of DiD.

The plant state definitions follow as in SSR2/1: i.e. operational states include normal operation and anticipated operational occurrences [AOO]; accident conditions includes design basis accidents [DBA] and design extension conditions [DEC]. The safety design based on DiD shall provide design measures for every plant state, i.e. normal operation, AOO, DBA & DEC. Design measures for each plant state correspond to the each level of DiD as shown in Figure 3. The design for operational states and design basis accidents shall be conservative with due account of uncertainties of design conditions and transient phenomena. Meanwhile, the design for DEC shall be effective on manage/control the transient events based on the best estimate from the viewpoint of preventing significant radioactive material releases to the environment even in the plant state of DEC.

In order to ensure the safety of a nuclear power plant facility, the release of radioactive materials including nuclear fuel materials from every facility must be prevented, and thus the appropriate management of radioactive materials and measures against abnormal events must be provided for the fuel handling and storage systems and for the radioactive waste management facility, as well as for the reactor system.

It is reasonably understood that normal operation, AOO and DBAs are supposed to be counterparts of regulatory defined event categories in the IAEA member countries. It is out of scope of the SDC to define/comment on the relation between plant states and frequencies or the authorized limits of the regulations.

### 2.2.2 Relationship among plant states, probabilistic and deterministic approaches

Generation-IV reactor systems aim at achieving a higher safety level than that of Generation-III systems. In order to realize this, the basic concept is to improve well-balanced safety throughout the whole DiD by realizing a highly reliable system with very low probability of accidents and enhancing countermeasures against severe accidents.

The events to be considered for the safety design are internal events resulting from failures of plant components, external events resulting from natural phenomena, and human activities. For internal events, AOO, DBA and DEC will be defined and design measures for each of them must be built in the design. As for external events, design conditions will be established in accordance with site conditions in order to protect safety facilities, with additional margin to the design conditions included as necessary. The following are the approaches for normal operation, AOO, DBA and DEC:

✧ Safety for normal operation, AOO and DBA

Feedback on 'operation/accident experience' and 'maintenance/repair experience' are important. Namely, modification and improvement based on the experience and existing technologies up to Generation-III reactors will enable higher reliability to achieve the safety level required for Generation-IV reactors. High reliability system with rare troubles will be achieved by improvement and development obtained from existing reactors' operational experience, by the enhancement of safety margins through the introduction of new technologies, and by the improvement of inspection technology capable of detecting conditions that could lead to failures. These high reliability systems are effective for the prevention/mitigation of the abnormal transients and the accidents.

✧ Safety for DEC

Providing practical measures for managing beyond DBA conditions is important for the safety of DEC. Namely, practical measures against various conditions considered as the DEC are provided in order to prevent their occurrences and mitigate their consequences. This will enhance the robustness and enable reaching the safety level required for Generation-IV reactor systems. Due consideration of the potential for common cause failures shall be taken on the safety design for the DBA, and due consideration for applying passive design measures by utilizing/enhancing favorable safety features specific to the SFR system will be required for DEC. On the other hand, accident management measures will be adopted as necessary for the event which proceeds slow enough to be managed. For these events, the design measures will be prepared for the capability of the implementation of the accident management.

Consideration will be needed for the effective functioning of design measures for each DiD level, so that a specific event will not be a dominant factor. The identification/selection of DBA, DEC and the practical elimination condition will be based on the combinational usage of:

- ◇ “Deterministic approach based on fundamental characteristics of the reactor system”,
- ◇ “Operation experience” & “External event experience”, and
- ◇ “Licensing experience”.

Typical representative event types (categorized groups) common to the reactor system are identified based on the fundamental characteristics of the reactor system and on the operation/external event/licensing experiences with supplementary referring the existing Probabilistic Safety Assessment [PSA] results, although individual DBA and DEC selections depend on the specific plant design. The application of PSA from the initial and through the design phases will be needed in order to estimate the effectiveness of design measures <sup>[8]</sup>.

### 2.2.3 Utilization of passive safety features

Provisions of well-balanced design measures are necessary by utilizing appropriate combination of active safety systems and passive safety systems in order to enhance safety against the whole wide-ranging events including DBA and DEC. Note that performance of passive safety system does not largely rely on its power source so that its capability is expected even under the DEC although fine control might be unsuited.

For DBA, it is effective to well characterize the safety features of structures, systems and components (including inherent characteristics) and, to enhance the reliability of the engineering safety systems based on the proven technologies (e.g. active safety systems with adequate redundancy and diversity) that have been conventionally and widely used.

As for DEC, however, it is reasonable to ensure diversity with different operation principles, not by further multiplexing the measures already applied for DBA. To utilize passive safety and inherent safety will be the key; namely, the design shall pursue the capability of termination of accidents, even in the postulated failure of engineering safety systems.

## 2.3 Safety approach of the Generation-IV SFR systems

### 2.3.1 Target SFR Systems

The target SFR systems for establishing the SDC are so-called sodium-cooled fast reactors --- sodium for reactor core cooling and fast spectrum. At the same time, the development of the SDC is the activity under GIF so that the SFR systems under the GIF are recognized as general/standard SSCs. The SRP provides the configurations of the target SFR

systems, and makes further explanations on safety and reliability goals which are developed from the GRM safety goals with qualitative/ quantitative design metrics. Hence, the SFR systems provided in the SRP are recognized to be standard in general.

The SFR systems under the GIF are as follows:

System structure	Loop-type, Pool-type, Small modular
Electric output	50 - 2,000MWe
Coolant system	Primary and secondary [intermediate] coolant system utilizing sodium coolant
BOP system	Water/Steam cycle (alternative concept: Supercritical CO <sub>2</sub> cycle)
Fuel	MOX, Metal, others

Technical solutions based on the recent and current R&D<sup>[9],[10]</sup> are utilized to enhance the reliability and robustness of the SFR, and to construct the safety design as well. That is to say, the continuous effort to develop new safety-related technologies by including industrial partnership and owners/operators as users is intended to lead to the improvement of safety levels for the SFR system. In adopting new technologies, it is necessary to prepare for the means to evaluate their effectiveness.

### 2.3.2 Approach to the DEC specific to the SFR

Fast reactors including the SFR have a characteristic that a core is not in the most reactive configuration, and thus they have possibility to result in positive reactivity changes when assuming sodium voiding, clad discharge and fuel concentration resulting from a core disruptive accident (CDA) in the DEC. In order to manage the excessive insertion of positive reactivity that may occur during CDA, prevention and mitigation measures for such conditions must be provided as built-in measures. For the DEC, it is required to be provided with core damage prevention (hereinafter refer to *Category 1*) and ensuring containment functions (hereinafter refer to *Category 2*). Plant conditions beyond the design basis caused for example by an initiating condition combined with multiple failures of safety equipment, are postulated as DEC, and some typical conditions will be defined as representatives, by considering similarities and comprehensiveness of the postulated plant conditions. Such definition will be done in a deterministic manner, and the information obtained from the PSA will be referenced to envelope conditions and occurrence frequencies along with data from SFR operational experience.

Typical DEC is possible to be considered based on the general and fundamental SFR characteristics. According to the PSA study for SFR, core damage accidents are generally categorized into two major event groups: 1) failure of reactor shutdown events and 2) loss of heat removal events. The former group is further categorized into three types: 1-1) loss of flow type, 1-2) overpower type and 1-3) loss of heat removal type, all with failure to scram, and the latter group is further categorized into two types: 2-1) loss-of-decay-heat-removal type and 2-2) loss-of-coolant-level type. This event categorization applies in general to all SFR systems including the SFR systems under GIF.

For the failure of reactor shutdown events, the measures for both category 1 and category 2 must be provided, because there is an essential difference in the measures (passive or inherent reactor shutdown for category 1, and restricting generated energy during core damage and retaining/cooling of damaged core for category 2) and the time margin leading to core damage is relatively small.. For the loss of heat removal events, the same kind of measures would be provided for both category 1 and category 2, because there is no difference in the principle of measures (maintain

sodium coolant level for core cooling and ensure decay heat removal even under the conditions with or without core damage) and there is enough time prior to core damage so that a variety of measures with diversity might be provided depending on the circumstances of the event. The degree of core damage varies depending on the time margin to the core damage after losing the decay heat removal function. The measures for the loss of heat removal events will be also applied for the spent fuel storage pool using sodium which might be located outside of the containment.

DEC shall be considered to define the countermeasures to the sodium chemical reaction (e.g. combustion resulting from leakage, sodium-water reaction resulting from steam generator tube failure) so as not to affect the safety of the reactor core.

The capability of ensuring containment integrity will be required for DEC. Therefore, containment will be required to be capable of enduring thermal and mechanical loads generated during the event transient. Sodium combustion, sodium concrete reaction, debris-concrete interaction, and combustion of accumulated hydrogen which have the potential to load or otherwise threaten the integrity of the containment must be prevented or mitigated, and thus considering prevention and mitigation against them will be required as well.

### 2.3.3 Approach based on basic characteristics of the SFR

#### ◇ Core and Fuel Characteristics

The core characteristics of an SFR are that the core fuel is not in the most reactive configuration, and it has possibility to become positive void reactivity at the center area of a reactor core. Considering these characteristics, the reactor core shall be designed to have the inherent reactivity feedback to control reactor power in the operational states. The release of significant mechanical energy must be also prevented during CDA.

As for fuel elements and fuel assemblies, utilization of a fast neutron spectrum under the conditions of high power density, high burn up, and high temperature sodium must be considered.

#### ◇ Physical and Chemical Properties Sodium Coolant

Sodium has high thermal conductivity. The boiling temperature is 883C at atmospheric pressure, significantly higher than the typical average core outlet temperature for an SFR of 500 – 550C. Hence, decay heat removal is possible using natural circulation due to the favorable coolant characteristics that single-phase liquid sodium can change its temperature largely. From the viewpoint of ensuring the reliability of decay heat removal system, the provision shall be made on utilizing passive heat removal function by natural circulation.

Sodium is chemically active; it necessitates preparing measures to manage sodium leaks (sodium fire on contact with air & reaction with water) so that a sodium leak does not affect the safety of the reactor core. The secondary coolant system is indispensable for the SFR system to control/manage the consequences of sodium fire and sodium-water reaction not to affect the reactor core integrity in accident conditions. Sodium is opaque, so that submerged visual monitoring and inspection are demanding. It also freezes at room temperature, having a melting point of 98C. Hence, due consideration is necessary on the capabilities for inspection, maintenance and repairing in the design of the SSCs and in considering the operating conditions for them. Sodium allows the use of low pressure coolant systems so that application of the Leak Before Break (LBB) concept is feasible and would enable continuous leakage-monitoring as an inspection method for the coolant boundary. Application of LBB would be considered as well in the determination of design basis leaks.

#### ◇ Material usage environment

The SFR operates at relatively high temperature compared to an LWR (e.g. the coolant temperature range is around 300-600 degree C) and high fast neutron fluence conditions. Due consideration of creep and radiation effects on fuel and structural materials is necessary.

◇ Operation under low pressure condition

The SFR is operated under low pressure conditions, close to atmospheric pressure and temperatures far below the boiling point. Hence, coolant leakage does not lead to the type of loss of coolant accident experienced in an LWR with depressurization, coolant boiling and the loss of cooling capability. Hence, the emergency core cooling systems for coolant injection under high and low pressure conditions as used in the LWR is not necessary for the SFR. The only requirement is maintaining the sodium coolant level above the reactor core in the reactor vessel, which is indispensable for reactor core cooling, as long as there is sufficient heat removal capability.

The SDC are deduced from the basic characteristics of the SFR, operational experience, experiments on accident phenomena, and the safety approach required for the SFR systems. The criteria for structures, systems and components specific to the SFR as listed below are reflected in the SDC with accounting the specific features of the SFR.

- ◇ Reactor Core
  - Fuel elements and assemblies
  - Reactor core structure and characteristics
  - Reactor shutdown
- ◇ Reactor Coolant Systems
  - Primary coolant system
  - Secondary coolant system (Intermediate coolant system)
  - Decay heat removal system
- ◇ Containment System
- ◇ Supporting and Auxiliary Systems, Fuel Handling & Storage
  - Sodium heating systems
  - Sodium purification system
  - Cover gas system
  - Fuel storage in sodium

#### 2.3.4 Lessons Learned from TEPCO's Fukushima Dai-ichi NPPs Accidents

The TEPCO's Fukushima Dai-ichi nuclear power plant accidents, caused by the Great East Japan Earthquake of March 11, 2011, recall the need for ensuring that sufficient design measures against severe accidents and extreme external events have been implemented in the nuclear plant.

Sequence analysis, factorial analysis, and the study of lessons learned from them are being conducted right now, and the SDC has reflected the lessons learned up to the present which are capable of applying to Generation-IV SFR system.

Key points on the lessons learned listed in below are based on the Japanese Government Report. Although the items which are out of the scope of the SDC are not included: e.g. safety culture. The items listed below are the lessons potentially related to the safety of the GIF SFR system.

- ◇ As for the strengthen preventive measure against a severe accident due to extreme external hazards, the key points are:

- Power supplies, and
- Robust cooling functions (core, CV & spent fuel pools).
- ✧ As for the enhancement of response measures against severe accidents, the key points are:
  - Measures to prevent severe mechanical loads on CV, and
  - Instrumentation to identify status of reactor core and CV.
- ✧ As for the reinforcement of safety infrastructure, the key point is:
  - Ensuring independency and diversity of safety systems.

Provision for external events needs to be sufficiently robust in coordination with anticipated conditions at the reactor site. For example, the design must consider ensuring power supply during long term loss of all AC power. Enhancing passive functions will reduce the dependency on power supply and it is also effective as a countermeasure against power loss. External events such as earthquakes, tsunami and flood may become initiators of SA, therefore required protection measures should be provided as well as ensuring margin.

SDC clearly and concretely requires prevention/mitigation of wide spectrum of accident conditions including severe accidents as for preparations to the ‘what if’ conditions. The stress tests show the safety margins of the NPPs beyond the design basis – it can be said that the stress test is a kind of approach to evaluate the preparation/provision to the “what-if” conditions of the nuclear power plants. In that sense, the stress tests can show how large the safety margins are to the design basis, and the SDC can deal with how broad/further the prevention and mitigation are against severe accidents.

The efforts to update the SDC by including new lesson learned from the TEPCO’s Fukushima Dai-ichi NPPs accidents will be continued under/after the GIF SDC establishment work.



### References

- [1] USDOE & GIF “A Technology Roadmap for Generation-IV Nuclear Energy Systems”, GIF-002-00 (2002)
- [2] GIF Risk & Safety Working Group, “Basis for safety approach for design & assessment of Generation-IV Nuclear Systems”, GIF/RSWG/2007/002 (2008)
- [3] GIF SFR System Steering Committee, ‘System Research Plan’ (2007)
- [4] IAEA, “Fundamental Safety Principles”, SF-1 (2006)
- [5] IAEA, ‘Safety of Nuclear Power Plants: Design’, SSR-2/1 (2012)
- [6] IAEA, “IAEA Safety Glossary, Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection, 2007 Edition” (2007)
- [7] IAEA, “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev.1”, INSAG-12 (1999)
- [8] GIF Risk & Safety Working Group, “An Integrated Safety Assessment Methodology (ISAM) for Generation IV Nuclear Systems”, Report GIF/RSWG/2010/002/Rev. 1 (2008)
- [9] GIF, “GIF R&D Outlook for Generation IV Nuclear Energy Systems” (2009)
- [10] GIF, “GIF 2007 Annual Report” (2008)

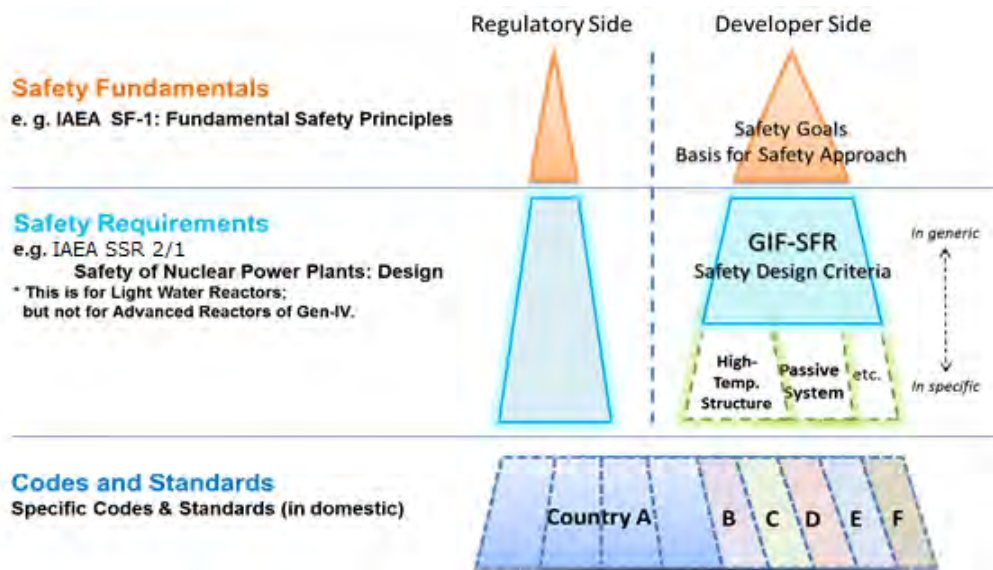


Figure 1 Hierarchy of Safety Standards

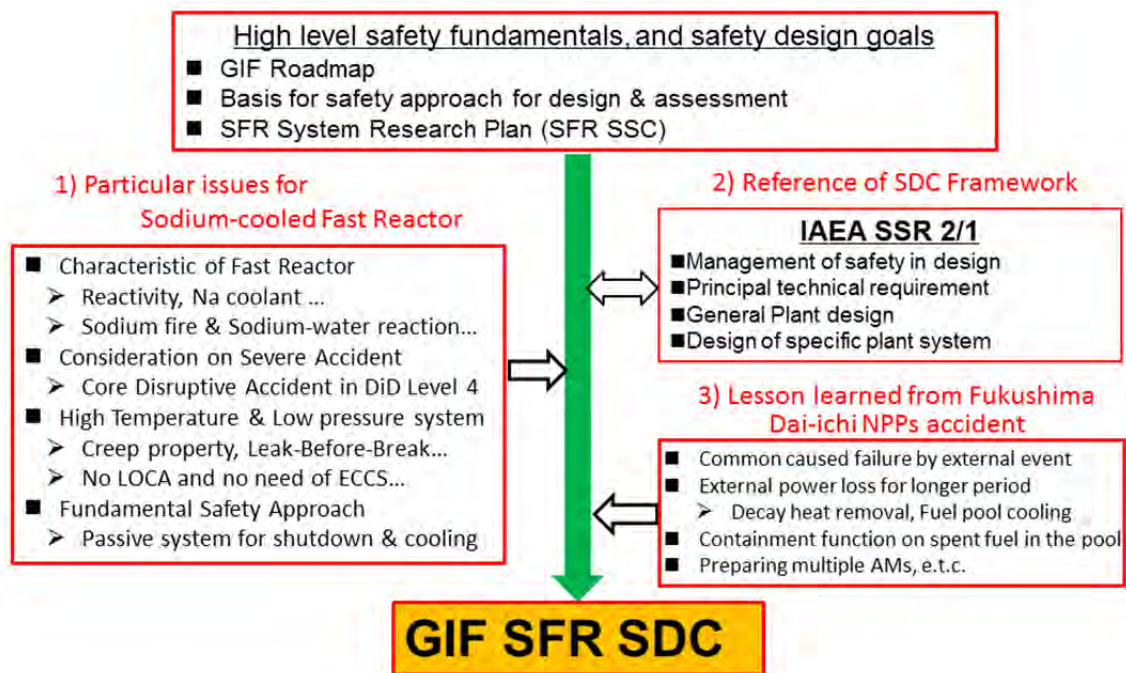


Figure 2 Basic Scheme to outline the SDC

DiD Levels				
Level 1	Level 2	Level 3	Level 4	Level 5
<b>plant states (considered in design)</b>				Off-site emergency response (out of the design)
Normal operation	AOO	DBA	DEC	
Operational states Normal operation		Accident conditions Design basis accidents		
	Anticipated operational occurrences		Design extension conditions (including Severe Accident conditions)	

Figure 3 DiD level & Plant States (including Severe Accident)  
based on IAEA INSAG-12 & SSR-2/1

## 第4次素案

### 第1章/第2章

#### 目次

#### 第1章 はじめに

- 1.1 背景
- 1.2 SDC の目的
- 1.3 SDC の策定方針

#### 第2章 第4世代原子力システムとしての SFR に対する安全アプローチ

- 2.1 GIF の安全目標と基本的安全アプローチ
- 2.2 安全に関する基本的考え方
  - 2.2.1 DiD とプラント状態
  - 2.2.2 プラント状態、発生確率及び決定論的手法の関係
  - 2.2.3 受動的な安全特性の活用
- 2.3 第4世代 SFR の安全アプローチ
  - 2.3.1 対象とする SFR
  - 2.3.2 SFR 特有の DEC に対するアプローチ
  - 2.3.3 SFR の基本特性に応じたアプローチ
  - 2.3.4 福島第1原子力発電所事故からの教訓

## 第1章 はじめに

### 1.1 背景

第4世代炉が広く一般的に、普遍性を持って世界人類の平和利用のために活用される際には、原子力発電所の従事者、一般公衆及び環境が、原子力発電所に起因する電離放射線の影響から、最高レベルの安全性で、適切に防護されるべきである。

第4世代原子力システムの開発は21世紀初頭に開始され、安全性と信頼性、経済性、資源有効利用およびセキュリティについて2030～40年頃に求められるレベルを達成できる可能性があるものとして、6つの原子力システムが選定された。

第4世代原子力システムの一つであるSFRを対象に「安全設計基準(SDC)」を定める案が、2010年10月のGIF政策会合(PG)で提案・議論された。現在のところ、第4世代SFRの原型炉/実証炉は概念設計段階にあり、今後は許認可準備に向けた準備に進もうとしている。

GIFにおける上位の安全基準としては、「第4世代原子力システムに関わるGIFロードマップ」<sup>[1]</sup>(2002年PG)、及びリスク・安全作業部会(2008年RSWG)による「第4世代原子力システムの設計・評価に対する安全アプローチの基礎」<sup>[2]</sup>が存在している。SFRシステムとしての安全目標は、SFRシステム運営委員会(2007年)により「SFRシステム研究開発計画書」<sup>[3]</sup>(SRP)において定められている。一方、実際に構造・システム・機器の設計を行う際には、各国固有の規格・基準類が適用される。しかしながら、図1で示すとおり、上位レベルの規格・基準と、下位レベルの規格・基準の間には大きな隔たりがあることが認識される。

第4世代SFRが実用化される際に、全てのSFRにおいて、より強化された安全設計が普遍的に実現されているためには、安全基準の階層の中位レベルに位置する安全設計クライテリア(SDC)が定められ、統一的に適用されていることが不可欠である。

軽水炉の場合、安全原則(IAEA SF-1<sup>[4]</sup>)及び安全要件(IAEA SSR 2/1<sup>[5]</sup>)が定められ、既にこれらは軽水炉の安全規制や安全設計において使用されている。第4世代原子炉はより進歩した新しいシステムであり、その詳細な設計情報は開発者が所有し、他方規制側は初期段階では限られた設計情報しかもっていないことから、それらの安全クライテリアは、初期の段階では開発側から提案されるべきものである。

開発者側の視点に立てば、第4世代SFRシステムのSDC(GIF-SFR-SDC)が一旦定められた際には、SFR設計の許認可を受ける際に、SDCは安全当局によるレビューにおいて参照されることとなる。ここで、安全審査での考え方は国際的に共通であることが望ましいが、同時に、注意すべきは、各国における安全基準や安全審査の手続きは、あくまで各国規制当局の判断によるものであることである。

### 1.2 SDCの目的

GIFがこれまで作り上げてきたものとして、第4世代炉のあるべき姿に関する基本的文章が2つ、第4世代ナトリウム冷却炉のシステムを示した文章が1つある。GRMでは、「Safety & Reliability」の中で第4世代原子力システムとしてあるべき基本的安全原則を掲げている。BSAでは、設計や評価に際し、第4世代炉の安全目標を満たすために必要な基本的アプローチが、技術的に中立な手法として提示されている。SRPでは、安全性と信頼性に関わる目標が、開発者側としての開発ゴールとして定められている。

SDCは、高位の安全目標と基盤レベルの規格・基準の中間に位置しているが、第4世代SFRシステムがGIFの安全目標を達成するよう、GIFで定められた基本的安全アプローチと各国固有の規格基準を用いて、炉心・燃料、冷却系、格納容器等といった構築物・系統及び機器の設計の際に適用されることとなる。そのため、SDCの位置づけは、SFRシステムの安全設計において参照されるクライテリアを、系統的・包括的に明確にす

ることにある。

なお、SDC は原子力プラントの安全設計のためのものであることから、セキュリティについては、安全とのインターフェースという観点のみの記載とする。

GIF SFR SDC の第 1 ユーザーは、GIF の SFR の開発者と設計者であると期待される。さらに規制当局が近い将来 SFR の安全要件を定める際には GIF で開発された SDC を基礎資料として参照する可能性を留意すれば、GIF 枠外の SFR の開発者や設計者、加えて現在/将来における SFR の開発者及び設計者も、SDC のユーザーとして想定される。

### 1.3 SDC 策定方針

SDC 構築のポイントは図 2 に示されるように 3 つあり、それは、第 4 世代炉としての高い安全性の反映、SFR の技術的特徴の反映、そして最新知見の反映（例えば、研究開発成果や東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓）である。SDC 構築に際しては、以下の 3 つの策定方針を定めた。

#### ◇ 全体方針

GIF において一旦 SDC が構築されれば、それは将来の SFR の性能に関する方向性を示したコンセンサス、すなわち国際的な標準・判定指標となる。同時に、具体的にどのような SSC 設計とするかの選択は開発者のものであり、SDC がある特定の設計を規定・選定することを意図しない。

#### ◇ 記述方針

SFR 特有の安全設計として、各クライテリアの意味するところが、その理由と背景を含めて理解されることが重要である。また、SFR 特有の現象・状態・条件が、どの特定の構築物、系統および機器との対応関係にあるかが、もれなく特定できることが必要である。従って、SFR 固有の現象・状態・条件は、対応する構築物・系統および機器のクライテリアにおいて、明確に記述されていなければならない。

#### ◇ 定義、表現及び用語

IAEA SSR 2/1 は、各国原子力規制機関の参画する IAEA のもとで第 3 世代軽水炉を念頭に策定されたものであり、第 4 世代原子力システムとしての SFR の安全設計クライテリアの構築においても、SSR 2/1 の安全に対する基本的な姿勢、包括的なアプローチ、用語・定義などについては、尊重すべき参照文献である。よって SDC においては、SSR 2/1 の文章としての基本構成を維持することとする。また GIF-SFR の SDC としての要件を示すための変更を加える場合でも、SSR 2/1 の原文はできる限り活用することとする。用語については、IAEA Safety Glossary<sup>[6]</sup>(2007)を基本的に用いることとし、SDC においては第 4 世代炉及び SFR に特有の用語を対象に定義を行う。

一方、GIF の安全目標・アプローチ及び SFR 固有のクライテリアに関しては注意喚起をはかることとなる。安全目標・アプローチに基づいて、性能の方向性を与えることとなるクライテリアに対しては、綿密で詳細な記述とする。安全上重要な考え方に関しては、プラント全般に対するクライテリアに加えて、それぞれの構築物、系統および機器に関するクライテリアとしても記載する。基準間の関連性や組み合わせが容易に理解できることが重要であり、基準の羅列だけのような表現形式は避ける。

## 第2章 第4世代炉としてのSFRに関する安全アプローチ

### 2.1 GIFの安全目標と基本的安全アプローチ

GRMでは、第4世代炉に対する安全性・信頼性に関わる高位の目標が提案されている。同時に、GRMでは、「原子力エネルギーの重要な役割」として、安全が第一優先であることも述べられている。BSAは、1) 主たる安全原則（深層防護 DiD、リスク情報活用等）、2) 安全設計及び安全評価に対する基本的手法、3) 安全評価の方法を述べた文章である。その中で、GRMで提案された安全性・信頼性に関わる目標が詳細に説明されている。BSAには、第4世代システムの技術ギャップとして、現在のプラント技術と安全性の改良の可能性についての認識も述べられている。

GRM及びBSA全体としては、下記のように安全目標が説明されている。

#### 安全性と信頼性-1)

第4世代原子力システムの運転は、安全性と信頼性に優れていること、と述べられている。すなわち、DiDレベル1-2（運転状態）における安全性と信頼性に注目している。

#### 安全性と信頼性-2)

第4世代原子力システムの炉心損傷の可能性とその影響の程度は極めて低いものであること、と述べられている。起因事象の頻度の最小化、及び炉心損傷を引き起こすことがないように、幅広い事象を管理・緩和するよう言及している。これは、DiDレベル1-3及び4におけるシビアアクシデント防止に重点を置いたものであり、信頼性を有する安全設計に加えてAMにより安全性が強化されることを意味する。

#### 安全性と信頼性-3)

敷地外緊急時対応の必要性を除外することが述べられている。GRM及びBSAで定義されたこの表現は、緊急時対応が必要とされる状況下において、放射性物質が環境に放出されることを抑制する対策を講じることを意味している。ここで留意すべきは、この安全目標は、深層防護第5レベルとしての敷地外緊急時対応自体を否定若しくは除外することを意図していないということである。放射性物質の環境への放出を事故状態でも許容値未満とするため、本目標は、厳しいプラント状態を管理し緩和するための安全の枠組みについて言及していることから、DiD Level 4でのシビアアクシデントの緩和に重点を置いたものとなっている。

SDC構築の視点から要約すると次のようになる。GRMは第4世代原子力システムとしての安全目標を提示しており、またBSAはGRMの安全目標に解説を加えるとともに、深層防護レベルとの対応を示し、またGRM安全目標を達成するための技術的に中立な基本的な安全アプローチを提案している。

第3世代炉システムでは、IAEA SSR2/1の安全要件20：設計拡張状態(DEC)の中で、DECの発生防止あるいは影響緩和の対策をas low as reasonably practicableで求めている。大規模な放射性物質の放出に対しては実質除外可能とする安全性を求めるが、除外条件が付与される。「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。」GIFでは「敷地外緊急時対応必要性の排除」を達成する目標のため、DECの発生防止と影響緩和を明示することにより、第4世代炉に求められるロバスト性を有すると判断される。確率的に低く、かつ、“what if”への備えがなされていることで、as low as reasonably practicableからpractically eliminationへ格上げに足る安全性を有すると判断する。また大規模な放射性物質の放出に対しては、GIFの安全目標を達成するために、実質除外可能とする安全設計を、例外条件を付帯することなく目指す。

## 2.2 安全に関する基本的考え方

### 2.2.1 DiD とプラント状態

SDC においては、DiD の概念に基づいてクライテリアを定める。SSR 2/1 では、INSAG-12<sup>[7]</sup>の DiD 原則を参考にして、DiD が定義されている。

プラント状態の定義は SSR2/1[2]に従う。すなわち運転状態は、通常運転と運転時の異常な過渡変化(AOO)を含む。事故の状態は、設計基準事故(DBA)と設計拡張状態(DEC)を含む。深層防護に基づいた安全設計により、通常運転、AOO、DBA 及び DEC それぞれのプラントの状態に対し、設計対策を講じなければならない。それぞれのプラント状態に対する設計対策は、深層防護の各レベルと図 3 のように関係づけられる。運転状態及び設計基準事故に対する設計は、設計条件や過渡現象の不確かさを十分考慮した保守的なものとする。一方、DEC に対する設計は、DBA を超えるプラント状態に対しても放射性物質の環境への著しい放出を防止する観点から、最も確からしいと評価される事象推移に対して効果が得られるものでなければならない。

原子炉施設の安全性を確保する上では、核燃料物質を含めた放射性物質を内包する全ての設備からの放出を防止する必要があり、原子炉本体に加えて、燃料取扱貯蔵設備、放射性廃棄物処理設備についても、適正な放射性物質の管理と異常時の対策が講じられなければならない。

また通常運転、AOO 及び DBA は、IAEA 加盟国内における規制上定義された事象カテゴリーに対応するものであろう。プラント状態と発生頻度の関連性や安全規制上の制限値について、定義あるいは言及することは SDC 活動の範囲外である。

### 2.2.2 プラント状態、確率論的手法及び決定論的手法の関係

第 4 世代炉システムは第 3 世代炉システムより高いレベルの安全性を達成するものであるが、それを実現するための基本的な考え方としては、事故発生確率の低い信頼性の高いシステムを実現した上で、シビアアクシデントに対する対策を強化して、DiD 全体を通じてバランスの取れた安全性向上を図る。

安全設計上考慮すべき事象は、プラント構成機器の異常を起因とする内的事象及び、プラント外部の自然現象や人的活動を起因とする外的事象である。内的事象については、AOO、DBA、DEC を定め、それぞれについての設計対策が取り入れられる(Build-in)。外的事象については、サイト条件に応じて設計条件を定めるが、設計基準を超える状態も考慮して裕度を確保するとともに、必要に応じて安全設備を防護するための方策を取り入れられる(Build-in)。これを通常運転状態、AOO、DBA と DEC との対応で示すと次のようになる。

#### ◇ 通常運転状態、AOO 及び DBA における安全性

「運転・事故経験」と「保守・補修経験」のフィードバックが重要となる。すなわち、第 3 世代炉までの既存経験/従来技術に基づき、それを改良/発展へフィードバックすることを通じて、より高い信頼性を獲得することにより、第 4 世代炉として求められる安全レベルに到達する。まず、トラブルが起きがたい信頼性の高いシステムの実現を目指す。これは、既存炉の運転経験を反映した改良・発展、新技術を導入した裕度の向上、トラブルを未然に防止する検査技術の向上によって達成される。異常な過渡と事故の防止と緩和についても、同様に高い信頼性を有したシステムは有効である。

#### ◇ DEC における安全性

DEC における安全性としては、DBA を超える状態への具体的な備えが重要となる。すなわち、DBA を超える様々な状態に対し、それらの発生防止及び影響緩和の対策を、従来技術+新技術を用いて具体的に図ることを通じて、より高いレベルのロバスト性を獲得することにより、第 4 世代炉システムとして求められる安全レベルに到達する。DBA に対する安全機器との共通要因故障について、十分に考慮した設計対応がなされるべきであり、DEC に対する設計方策としては SFR



の特徴を踏まえた受動的機構の活用が求められる。一方で、事象の進展に時間的な余裕がある場合には、整備された手順に基づいた事故管理方策も必要に応じて取り入れる。事故管理方策が必要となる場合、その実行が可能となるように設計上準備しておく。

特定の事象が支配要因とならないように、DiDの各レベルの設計方策が有効に機能するように配慮しなければならない。DBA及びDECの選定とプラクティカル・エリミネーションの特定については、以下を組み合わせることで判断する。

- ◇ 原子炉システムの基本的特性に基づいた決定論的手法
- ◇ 運転経験及び外部事象経験
- ◇ 許認可における経験

DBAとDECにおける個別の事象選定は特定のプラント設計に依存するものの、原子炉システムが共通に有する基本的特性及びこれまでの運転・開発経験に基づき、既存のPSAの知見を参照して、代表的な事象タイプ(グループ)を同定する。設計方策の有効性を判断する手法として、設計段階からPSA確率論的安全評価(PSA)の知見を活用することが求められる<sup>[8]</sup>。

### 2.2.3 受動的な安全特性の活用

DBA及びDECを含めた幅広い事象全体に対して安全性を高めるために、動的な安全システムと受動的な安全システムを適切に組み合わせ、バランス良く設計対応することが必要である。その際、受動的システムの動作はその動力源に強く依存しないため、DECでの稼働が期待できる一方、きめ細かい制御には向かない点に留意する必要がある。

DBAに対しては、系統・機器の安全上の特徴(固有安全性を含む)を十分把握(well-characterized)し、従来から広く用いられ、実績がある安全システム(例:適切な冗長性と多様性を有した動的な安全系など)を主体とした工学的安全系の信頼性をより高いレベルへと高めることが有用である。

DECに対しては、DBAで適用した方法をさらに多重化するよりも、作動原理等が異なった方法を用いて多様性を確保することが合理的である。そのため、受動安全性や固有安全性を活用することがポイントとなる。これによって、工学的安全系の失敗を想定しても、事故の終息が図れる設計を追求する。

## 2.3 第4世代SFRの安全アプローチ

### 2.3.1 対象とするSFRシステム

SDCを定める際に対象となるSFRシステムは、ナトリウムによる炉心冷却と高速中性子スペクトルを利用した、いわゆるナトリウム冷却高速炉を対象とする。同時に、SDC構築はGIFのもとで行われることから、GIFにおけるSFRシステムを構築物・系統及び機器の一般的・標準的なものとして想定する。SDC構築の観点からは、SRPは対象となるSFRシステムを規定している。さらにSRPでは、GRMの安全目標から導かれる安全性と信頼性に関する開発目標が、質的・量的な設計尺度でもって設定されている。

GIFにおいて設定されたSFRシステムは以下のとおりである。

システム構造	ループ型、プール型、小型モジュラー
電気出力	50 - 2,000MWe
冷却システム	ナトリウム冷却材を使用する一次冷却材系及び二次[中間]冷却材系を有する
BOPシステム	水・蒸気サイクル (代替案: 超臨界CO <sub>2</sub> サイクル)
燃料	MOX, 金属, その他

昨今の R&D に基づいた技術的解決方策<sup>9)10)</sup>が、SFR の信頼性とロバスト性を強化しつつ合理的な安全設計を構築するために活用される。すなわち、産業界やユーザー(所有者/運転者)を含めた枠組みによる安全関連新技術の継続的な開発努力が、SDC で規定する安全レベルに高めることに繋がっている。新技術の導入にあたっては、実機におけるその機能の有効性を検証する手段を用意することが必要である。

### 2.3.2 DEC に対する SFR 特有のアプローチ

SFR を含めた高速炉は、炉心が最大反応度体系になく、DEC である炉心崩壊事故 (CDA) に伴う冷却材沸騰、燃料被覆管の流出、燃料集中化を仮定した場合、正の反応度が過大に投入される可能性がある。このような CDA において生ずる可能性に対応するための防止と緩和のための対策が、安全設計として取り入れなければならない。設計拡張状態に対して、炉心損傷防止 (以後、カテゴリ1 と呼ぶ) と格納機能確保 (以後、カテゴリ2 と呼ぶ) を備えることを要件とする。設計拡張状態は設計基準を超えるプラント状態、例えば安全設備の多重故障の場合など、であり、その類似性や包絡性を考慮していくつかの代表的な状態が設定される。これらの設定は決定論的に行われるが、SFR の運転経験に加えて、状態の網羅性や発生可能性について PSA によって得られる情報を参照する。

設計拡張状態は、SFR の一般的特徴を考慮して想定すべき状態を抽出する。SFR を対象とした PSA 研究の成果によれば、炉心損傷事故は炉停止失敗事象と除熱系喪失事象に大別される。前者は流量喪失型、過出力型、除熱喪失型に、後者は除熱喪失型と液位喪失型に細分される。この分類は、GIF における SFR システムを含む SFR システム一般に対して適用可能である。設計拡張状態は、これらの事象タイプ毎に、それぞれの事象の特徴を考慮して設定する必要がある。

炉停止失敗事象については、カテゴリ1 とカテゴリ2 で設計対策として本質的な違いがある (カテゴリ1 に対しては受動的あるいは固有安全特性による炉停止、カテゴリ2 に対しては炉心損傷時のエネルギー低減と損傷炉心の保持・冷却) ことに加えて、炉心損傷に至るまでの時間的余裕が小さいことから、カテゴリ1 とカテゴリ2 の両者を備える必要がある。これに対して除熱系喪失事象では、炉心損傷の有無に関わらず、炉心冷却維持のためのナトリウム液位確保と崩壊熱除去の確保が要点であり、カテゴリ1 とカテゴリ2 での対策として基本原理上の違いはない。加えて、炉心損傷に至るまでに時間的余裕があることから、状態に応じて、多様性を有する様々な対策を講じうる。崩壊熱除去機能を喪失してからの時間余裕に応じて、炉心損傷の程度が決まる。このような除熱系喪失に対する考え方は、原子炉容器外で使用済燃料をナトリウム中で貯蔵する設備を設ける場合にも同様にあてはまる。

ナトリウムの化学反応 (例えば、漏えいに伴う燃焼、蒸気発生器伝熱管損傷に伴うナトリウム-水反応) が炉心の安全に影響が及ぶことがないように、その抑制対策に関連して設計拡張状態を設定することとする。

設計拡張状態に対して、格納容器の健全性が確保されることが必要である。このため、想定する事象推移において生じる熱的・機械的負荷に対して格納容器が耐えられるようにする必要がある。また、格納容器の負荷や健全性に影響を与えるナトリウム燃焼、ナトリウム-コンクリート反応、デブリ-コンクリート相互作用、水素の蓄積燃焼について、これらを防止あるいは緩和する対策を合わせて検討する必要がある。

### 2.3.3 SFR の基本特性に応じた安全アプローチ

#### ◇ 炉心・燃料特性

SFR の原子炉の炉心特性として、最大反応度体系になっていないこと、また特に原子炉炉心の中央部で正のボイド反応度になる可能性があることがあげられる。炉心設計ではこれらの特性を考慮して、運転状態において、負の出力係数を持つことだけでなく、炉心が固有の反応度フィードバック特性を持つ必要がある。また、CDA 時に顕著な機械的エネルギーが放出されることを

防止することが必要である。

燃料要素と燃料集合体については、高速中性子を利用し、高出力密度・高燃焼度・高温ナトリウムの条件で使用されることを考慮する必要がある。

◇ ナトリウム冷却材の物性及び化学的特性

ナトリウムは高い熱伝導性を持つという特性がある。また沸騰温度は高く大気圧で 883℃であり、これは原子炉炉心平均温度（典型的な値として 500-550℃）より十分高いことから、単相液体ナトリウムで温度差が大きくとれる特徴があり、自然循環により崩壊熱を除去することが可能である。崩壊熱除去設備の信頼性確保の観点から、自然循環による受動的な除熱機能を活用する必要がある。

ナトリウムは化学的に活性である。すなわち、ナトリウム漏えいが原子炉炉心の安全性に影響しないよう、ナトリウム漏えい（火災及び水との反応）の対策を講じる必要がある。SFR では 2 次ナトリウム系を設けることが必須となる。具体的には、2 次ナトリウム系は事故状態（事故及び設計拡張状態）において、ナトリウム火災とナトリウム-水反応の影響が炉心に及ばないようにする必要がある。

ナトリウムは不透明であることから、視覚による液中での観察や検査が困難である。また室温では凝固する。これらのことから、検査・保守・補修を考慮した設計を行うとともに、それらを実施する際の環境条件にも十分留意する必要がある。破断前漏えい（LBB）の考え方をを用いることで、冷却材バウンダリの検査手法として連続漏えい監視が可能となる。また LBB を用いて、設計基準となる漏えい条件を定めることも可能となる。

◇ 材料の使用環境

SFR は高温度及び高照射状態で運転される（例：冷却材の温度幅は 300～600℃程度である）。クリープ及び材料への放射能の影響について十分に考慮することが必要である。

◇ 低圧力状態での運転

SFR は大気圧と同程度の低圧力状態で運転される。従って冷却材の漏えいが LWR における冷却材の減圧沸騰と冷却能力の喪失のような冷却材喪失事故を引き起こすことはない。従って、LWR で使用されるような高/低圧力状態での冷却材注入のための緊急炉心冷却システムは、SFR システムには必要ではない。一方で、原子炉容器内でナトリウム冷却材の液位が原子炉炉心より常に上になるように保つことが、十分な除熱性能を有した上で、原子炉冷却のために不可欠となる。

SDC は、SFR の基本的な特徴、運転・事故経験、及び SFR システムに固有な安全アプローチから導かれたものとなる。下記に示す SSC について、SFR 固有の特性を考慮した SDC が設けられなければならない。

◇ 炉心

- 燃料要素及び燃料集合体
- 原子炉炉心の構造と特性
- 原子炉停止

◇ 炉心冷却材系

- 1 次冷却系
- 2 次冷却系（中間冷却系）
- 崩壊熱除去系

◇ 格納系

◇ 補助系・補機系、燃料取扱・貯蔵系

- Na 予熱系
- Na 純化系
- カバーガス系
- Na を用いた燃料貯蔵系

#### 2.3.4 東京電力福島第1原子力発電所事故からの教訓の反映

2011年3月11日に発生した東日本大震災後の東京電力福島第1原子力発電所事故は、原子力システムにおけるシビアアクシデント対策と外的事象への対策をより一層強化する必要性について、世界共通の認識を与えた。

事故の経過分析と要因分析、それらから得られる教訓については、現在進行中であるが、現時点で得られている教訓で第4世代 SFR システムに対して適用可能なものは、SDC において反映した。

下記に挙げる重要な教訓は、日本国政府の報告書に基づいている。なお、SDC の範疇外となるいくつかの項目については含んでいない（例：安全文化など）。GIF SFR システムの安全性に関連する可能性のあるものとして、現時点で特定された教訓を以下に示す。

- ◇ 非常に大規模な外的ハザードによるシビアアクシデントへの防止対策の強化に関する要点は以下のとおり：
  - 電源
  - (炉心、格納容器及び使用済み燃料プールに関する)頑強な冷却機能
- ◇ シビアアクシデント対応策の強化に関する要点は以下のとおり：
  - 格納容器に対する過剰な機械的荷重を防止する対策
  - 原子炉炉心及び格納容器の状態監視のための計装
- ◇ 安全設備の強化に関する要点は以下のとおり：
  - 安全系の独立性及び多様性を確保すること

原子力発電所のサイト条件に応じて、外部事象に対して十分な耐性を持つよう対策がなされなければならない。例えば、長期にわたる全交流電源喪失時における電源確保に配慮した設計としなければならない。受動的機能の強化は電源への依存度を低減し、電源喪失への対策としても有効である。外的事象、例えば地震、津波、洪水等は SA の起因となる可能性があることから、裕度を確保するとともに必要な防護対策を備えなければならない。

SDC では、'what if'への備えとして、シビアアクシデントにつながる可能性のある幅広いスペクトラムの事故状態に対して、その防止と緩和を明示的・具体的に求めている。原子力発電所のストレステストでは、設計基準を超えた安全の余裕の度合いが示される。ストレステストは、'what if'への備えを考慮する方法の一つであるととらえることができる。その意味で、ストレステストは設計基準を超えた安全の余裕の程度を示し、SDC はシビアアクシデントの防止・緩和がどの程度広く・深いものかを示すものと言うことができる。

SDC をよりよいものとするため、東京電力福島第1原子力発電所事故で得られる新しい教訓を取り込んでゆくことは、GIF SDC 構築作業において今後も継続されるであろう。

### 参考文献

- [1] USDOE & GIF “A Technology Roadmap for Generation-IV Nuclear Energy Systems”, GIF-002-00 (2002)
- [2] GIF Risk & Safety Working Group, “Basis for safety approach for design & assessment of Generation-IV Nuclear Systems”, GIF/RSWG/2007/002 (2008)
- [3] GIF SFR System Steering Committee, ‘System Research Plan’ (2007)
- [4] IAEA, “Fundamental Safety Principles”, SF-1 (2006)
- [5] IAEA, ‘Safety of Nuclear Power Plants: Design’, SSR-2/1 (2012)
- [6] IAEA, “IAEA Safety Glossary, Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection, 2007 Edition” (2007)
- [7] IAEA, “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev.1”, INSAG-12 (1999)
- [8] GIF Risk & Safety Working Group, “An Integrated Safety Assessment Methodology (ISAM) for Generation IV Nuclear Systems”, Report GIF/RSWG/2010/002/Rev. 1 (2008)
- [9] GIF, “GIF R&D Outlook for Generation IV Nuclear Energy Systems” (2009)
- [10] GIF, “GIF 2007 Annual Report” (2008)

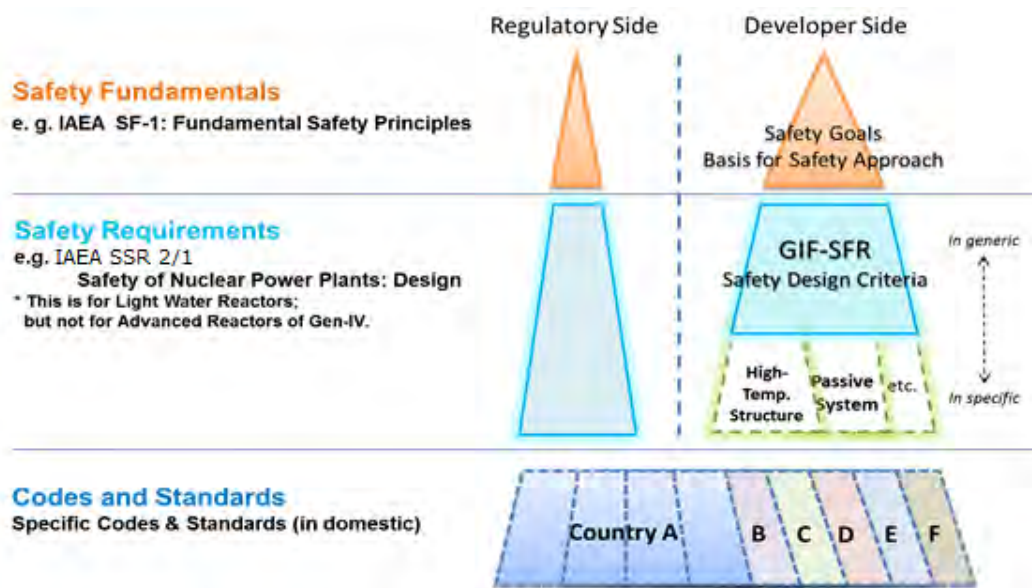


図1 安全要求類の階層

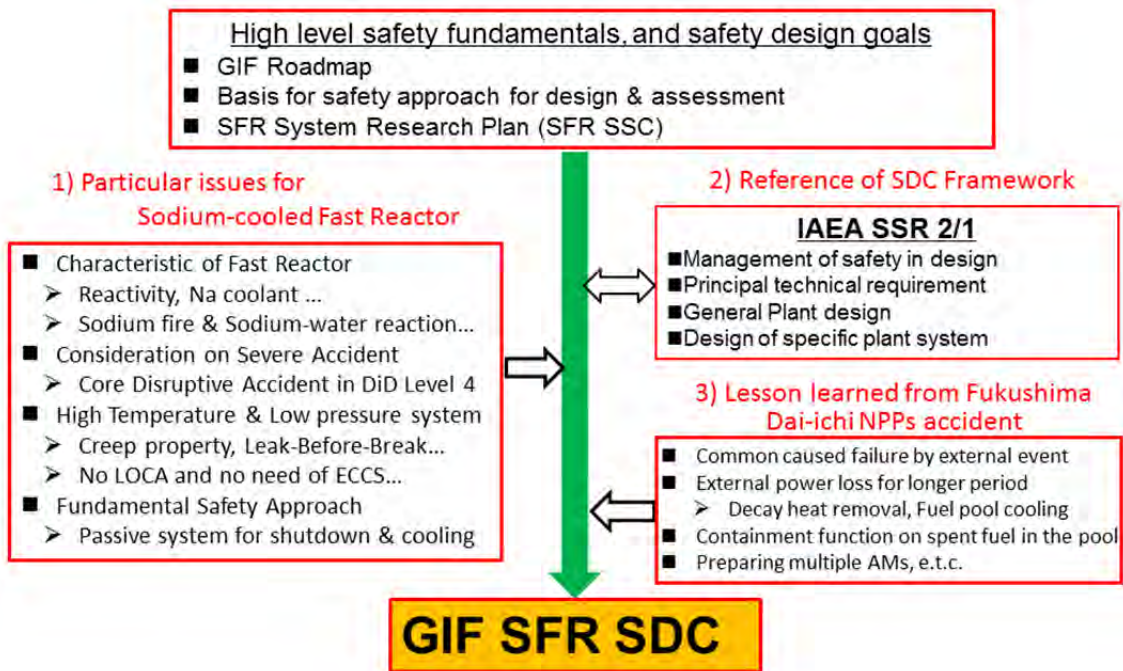


図2 SDC 策定の基本的な進め方

DiD Levels				
Level 1	Level 2	Level 3	Level 4	Level 5
<b>plant states (considered in design)</b>				Off-site emergency response (out of the design)
Normal operation	AOO	DBA	DEC	
Operational states Normal operation		Accident conditions Design basis accidents		
	Anticipated operational occurrences		Design extension conditions (including Severe Accident conditions)	

図3 深層防護の階層とプラント状態（シビアアクシデントを含む）

IAEA INSAG-12 及び SSR-2/1 を元に作成

付録 C : 安全設計クライテリア (第 3 章～第 6 章) 第 3 次/第 4 次素案

	IAEA SSR-2/1 (Pub20Feb2012)	SDC 3rd Draft to GIF & to AESJ, based IAEA SSR-2/1, dated 13 April 2012 Contents 邦訳版	SDC 4th Draft to GIF-SDC-TF, dated 27 June 2012 & to AESJ, dated 02 July 2012	
	仮翻訳		SDC Contents	邦訳版
			Email to GIF-SDC-TF, 29 June 2012 [JST]	AESJ 委員会向け 02 July 2012
Chapter 1		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。	Chapters 1& 2 are drafted in the separated documents.	第 1 章及び第 2 章は別途提示
Chapter 2		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。 第 3 世代炉と第 4 世代炉の安全目標・安全アプローチの相違 動的・受動的安全性の適切な活用 第 3 世代炉と第 4 世代炉の安全目標の違い 第 4 世代 SFR に対する適切な動的及び受動的な安全特性の活用		
Chapter 3	3. 設計における安全の管理	3. 設計における安全の管理	3. MANAGEMENT OF SAFETY IN DESIGN	第 3 章 設計における安全の管理
Criterion 1	要件 1 : プラント設計の安全管理内の責任	クライテリア 1 : プラント設計の安全管理内の責任	Criterion 1: Responsibilities in the management of safety in plant design	クライテリア 1 : プラント設計の安全管理内の責任
	原子力発電所を建設、または運転する許可の申請者は、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。	原子力発電所を建設、または運転する許可の申請者は、規制機関に提出する設計が、すべての適用安全クライテリアを満たすことを確保する責任を持たなければならない。	An applicant for a license 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、または運転する許可の申請者は、規制機関に提出する設計が、すべての適用安全クライテリア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 原子力発電所の設計の安全に重要な活動に従事する設計組織を含むすべての組織は、安全問題を最大の重要事項として確保する責任を持たなければならない。	3.1 原子力発電所の設計において安全に重要な活動に従事する <b>研究及び</b> 設計機関を含むすべての機関は、安全に関わる事項を最重要事項として確保する責任を持たなければならない。	3.1 All organizations, including the <b>research and design organization</b> <sup>2</sup> , 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において安全に重要な活動に従事する <b>研究及び</b> 設計機関を含むすべての機関は、安全に関わる事項を最重要事項として確保する責任を持たなければならない。
Criterion 2	要件 2 : プラント設計に関する管理システム	クライテリア 2 : プラント設計に関する管理システム	Criterion 2: Management system for the plant design <sup>3</sup>	クライテリア 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され、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実施しなくてはならない。	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され、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実施しなくてはならない。	The design organization shall establish and implement a management system for ensuring that all safety requirements established for the design of the plant are considered and implemented in all phases of the design process and that they are met in the final design.	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され、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品質とともに、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。	3.2 管理システムは、全体的な原子力発電所の設計品質とともに、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。	3.2. The management system shall include provision for ensuring the quality of the design of each structure, system and component, as well as of the overall design of the nuclear power plant, at all times. This includes the means for identifying and correcting design deficiencies, for checking the adequacy of the design and for controlling design changes.	3.2 管理システムは、全体的な原子力発電所の設計品質とともに、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 発行後の変更、改造または安全強化を含めたプラント設計は、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した要領に従って行わなければならない。取合いを明確にし、それを管理しなければならない。	3.3 発行後の変更、改造または安全強化を含めたプラント設計は、適切な設計コードと基準、 <b>研究成果</b> を使用し、また関連する要求と設計基準を取り入れて確立した要領に従って行わなければならない。取合いを明確にし、それを管理しなければならない。	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 <b>and research results</b> , and shall incorporate relevant requirements and design bases. Interfaces shall be identified and controlled.	3.3 発行後の変更、改造または安全強化を含めたプラント設計は、適切な設計コードと基準、 <b>研究成果</b> を使用し、また関連する要求と設計基準を取り入れて確立した要領に従って行わなければならない。取合いを明確にし、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やグループと別の者や別のグループが検証し、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。	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。 <b>プラント設計の安全性が正当であることを示すためのあらゆる研究活動は、品質保証の対象とならねばならず、試験記録および結果との関連性が明確に確立され、かつ維持されなければならない。</b>	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 processes, and in any case before operation of the plant is commenced. <b>Any research activity performed to support the safety justification of the plant design shall be subject to quality assurance. Clear link to experimental record and results shall be established and maintained.</b>	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。 <b>プラント設計の安全性が正当であることを示すためのあらゆる研究活動は、品質保証の対象とならねばならず、試験記録および結果との関連性が明確に確立され、かつ維持されなければならない。</b>
Criterion 3	要件 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 3 : プラントの寿命期間を通してのプラント設計の安全	Criterion 3: Safety of the plant design throughout the lifetime of the plant	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

<p>運転組織は、プラント設計の持続的な安全をその原子力発電所の寿命期間を通して確保する、正式なシステムを設立しなければならない。</p>	<p>運転組織は、プラント設計の持続的な安全をその原子力発電所の寿命期間を通して確保する、正式なシステムを設立しなければならない。</p>	<p>The operating organization shall establish a formal system for ensuring the continuing safety of the plant design throughout the lifetime of the nuclear power plant.</p>	<p>運転組織は、プラント設計の持続的な安全をその原子力発電所の寿命期間を通して確保する、正式なシステムを設立しなければならない。</p>
<p>3.5 持続的なプラント設計の安全に責任を持つ公のシステムは、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。</p>	<p>3.5 プラント設計において持続的な安全を確保するための正式なシステムは、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。</p>	<p>3.5. The formal system for ensuring the continuing safety of the plant design shall include a formally designated entity responsible 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.</p>	<p>3.5 プラント設計において持続的な安全を確保するための正式なシステムは、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。</p>
<p>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、法律および規則に従った、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。</p>	<p>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、法律および規則に従った、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。</p>	<p>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 and regulations. A series of tasks and functions shall be established and implemented to ensure the following:</p>	<p>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、法律および規則に従った、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。</p>
<p>(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。</p>	<p>(a) 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。</p>	<p>(a) 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</p>	<p>(a) 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。</p>
<p>(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。</p>	<p>(b) 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正式な組織に含まれる。</p>	<p>(b) 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 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;</p>	<p>(b) 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正式な組織に含まれる。</p>
<p>(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。</p>	<p>(c) 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。</p>	<p>(c) 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</p>	<p>(c) 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。</p>

		validated research findings;	
(4) 設計要件と構成管理が管理されていること。	(d) 設計要件と構成管理が管理されていること。	(d) That management of design requirements and configuration control are maintained;	(d) 設計要件と構成管理が管理されていること。
(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。	(e) 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。	(e) That the necessary interfaces with responsible designers and suppliers engaged in design work are established and controlled;	(e) 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) 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。	(f) 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。	(f) That the necessary engineering expertise and scientific and technical knowledge are maintained within the operating organization;	(f) 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) 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。	(g) 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。	(g) That all design changes to the plant are reviewed, verified, documented and approved;	(g) 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) 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。	(h) 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。	(h) That adequate documentation is maintained to facilitate future decommissioning of the plant.	(h) 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。
<b>Chapter 4</b>	<b>4.主要な技術要件</b>	<b>4. PRINCIPAL TECHNICAL CRITERIA</b>	<b>第4章 主要な技術クライテリア-要求</b>
<b>Criterion 4</b>	<b>要件4：基本的安全機能</b>	<b>Criterion 4: Fundamental safety functions</b>	<b>クライテリア4：基本的安全機能</b>
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。	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。	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。
(i) 反応度の制御	(i) 反応度の制御	(i) control of reactivity,	(i) 反応度の制御
(ii) 原子炉と燃料倉庫からの熱の除去	(ii) 原子炉と燃料倉庫からの熱の除去	(ii) removal of heat from the reactor and from the fuel store and	(ii) 原子炉と燃料倉庫からの熱の除去
(iii) 放射性物質の閉じ込め、放射線に対する遮蔽、さらに、偶発的な放射能の放出の管理とともに計画された放射能の放出の管理、	(iii) 放射性物質の閉じ込め、放射線に対する遮蔽、さらに、偶発的な放射能の放出の管理とともに計画された放射能の放出の管理、	(iii) confinement of radioactive material, shielding against radiation and control of planned radioactive releases, as well as limitation of accidental radioactive releases.	(iii) 放射性物質の閉じ込め、放射線に対する遮蔽、さらに、偶発的な放射能の放出の管理とともに計画された放射能の放出の管理、

	<p>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ることに對し、体系的な取り組みを行わなければならない。</p> <p>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。</p>	<p>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ることに對し、体系的な取り組みを行わなければならない。</p> <p>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。</p>	<p>4.1. A systematic approach shall be taken to identifying those 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 affecting the fundamental safety functions for all plant states.</p> <p>4.2. Means of monitoring the status of the plant shall be provided for ensuring that the required safety functions are fulfilled.</p>	<p>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ることに對し、体系的な取り組みを行わなければならない。</p> <p>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。</p>
Criterion 5	要件 5 : 放射線防護	クライテリア 5 : 放射線防護	Criterion 5: Radiation protection <sup>4</sup>	クライテリア 5 : 放射線防護
	<p>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可された限度を下回り合理的に達成可能な限り低く保たれることとを確保するものでなければならない。</p>	<p>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可された限度を下回り合理的に達成可能な限り低く保たれることとを確保するものでなければならない。</p>	<p>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 lifetime of the plant, and that they remain below acceptable limits and as low as reasonably achievable in and following accident conditions.</p>	<p>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可された限度を下回り合理的に達成可能な限り低く保たれることとを確保するものでなければならない。</p>
	<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>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.</p>	<p>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。</p>
	<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>4.4. Acceptable limits for radiation protection associated with the relevant categories of plant states shall be established, consistent with the regulatory requirements.</p>	<p>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。</p>
Criterion 6	要件 6 : 原子力発電プラントの設計	クライテリア 6 : 原子力発電プラントの設計	Criterion 6: Design for a nuclear power plant	クライテリア 6 : 原子力発電プラントの設計
	<p>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なこと、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。</p>	<p>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なこと、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。</p>	<p>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</p>	<p>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なこと、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。</p>

			impacts on the environment are minimized.	
	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）。	4.5. 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）。	4.5. 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 limitations and of factors that could influence human performance. Adequate information on the design shall be provided for ensuring the safe operation and 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 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ばならない。	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ばならない。	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 plants, and of the results of relevant research programmes.	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ばならない。
	4.7.設計では、いかなる発生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。	4.7.設計では、いかなる発生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。	4.7. 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 to mitigation of the consequences of any accident conditions.	4.7.設計では、いかなる発生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. 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に留めることを確保するものでなければならない。	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に留めることを確保するものでなければならない。	4.8. The design shall be such as to ensure that the generation of radioactive waste and discharges are kept to the minimum practicable 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に留めることを確保するものでなければならない。
Criterion 7	要件 7 : 多重防護の適用	クライテリア 7 : 多重防護の適用	Criterion 7: Application of defence in depth	クライテリア 7 : 多重防護の適用

<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ぬ。多重防護のレベルは、実行可能な限り独立していなければならない。</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ぬ。多重防護のレベルは、実行可能な限り独立していなければならない。</p> <p>第4世代原子力システムにおいては、サイト外緊急時対応の必要性を排除するため、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れなければならない。</p>	<p>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.</p> <p>The design of Generation IV nuclear systems shall be such that the level 4 of the defence in depth and the associated safety design for prevention and mitigation of severe core degradation and of serious fuel failures during fuel handling and storage shall be incorporated, in order to practically eliminate the need for off-site emergency response.</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ぬ。多重防護のレベルは、実行可能な限り独立していなければならない。</p> <p>第4世代原子力システムにおいては、サイト外緊急時対応の必要性を実質的に排除するため、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れなければならない。</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>4.9. 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>4.9. 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 the protection of people and the environment and for the mitigation of consequences in the event that prevention fails.</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。</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。</p>	<p>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.</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。</p>
<p>4.11. 設計 :</p>	<p>4.11. 設計 :</p>	<p>4.11. The design:</p>	<p>4.11. 設計 :</p>
<p>(a) 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>(a) 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>(a) Shall provide for multiple physical barriers to the release of radioactive material to the environment;</p>	<p>(a) 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>(b) 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。</p>	<p>(b) 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。</p>	<p>(b) Shall be conservative, and the construction shall be of high quality, so as 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<sup>5</sup>.</p>	<p>(b) 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。</p>

(c)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。	(c)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。	(c) 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;	(c)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。
(d) 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。	(d) 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。	(d) 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;	(d) 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。
(e)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。	(e)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。	(e) Shall provide for systems, structures and components and procedures to control the course of and as far as practicable, to limit the consequences of failures and deviations from normal operation that exceed the capability of safety systems;	(e)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。
(f) 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。	(f) 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。	(f) 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.	(f) 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。
	(g) 第4世代原子力システムにおいては、安全性と信頼性を最高水準とするため、原子炉停止や冷却に関して、動的及び受動的な安全機能が相補的に組み込まれなければならない。	(g) shall be such that, for the Generation IV nuclear systems, the appropriate combination of active and passive safety features for shutdown and cooling shall be incorporated to ensure the highest safety and reliability.	(g) 第4世代原子力システムにおいては、安全性と信頼性を確保最高水準とするため、原子炉停止や冷却に関して、動的及び受動的な安全機能が相補的に組み込まれなければならない。
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。	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。	4.12. To ensure that the concept of defence in depth is maintained, the design shall prevent as far as is practicable:	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。
(a) 物理的障壁の健全性に影響を及ぼす危険	(a) 物理的障壁の健全性に影響を及ぼす危険	(a) Challenges to the integrity of physical barriers;	(a) 物理的障壁の健全性に影響を及ぼす危険
(b) 1つまたはそれ以上の障壁の故障	(b) 1つまたはそれ以上の障壁の故障	(b) Failure of one or more barriers;	(b) 1つまたはそれ以上の障壁の故障
(c) 1つの障壁が故障した結果生じる別の障壁の故障	(c) 1つの障壁が故障した結果生じる別の障壁の故障	(c) Failure of a barrier as a consequence of the failure of another barrier;	(c) 1つの障壁が故障した結果生じる別の障壁の故障

	(d)運転中や保守中の過誤による有害な結果の可能性	(d)運転中や保守中の過誤による有害な結果の可能性	(d)The possibility of harmful consequences of errors in operation and maintenance	(d)運転中や保守中の過誤による有害な結果の可能性
	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。	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。	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	要件8：保安と安全保障措置との安全のインターフェイス 安全措置、核安全保障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、それぞれが損なわれないようにしなければならない。	クライテリア8：保安と安全保障措置との安全のインターフェイス 安全措置、核安全保障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、それぞれが損なわれないようにしなければならない。	Criterion 8: Interfaces of safety with security and safeguards 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.	クライテリア8：保安と安全保障措置との安全のインターフェイス 安全措置、核安全保障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、それぞれが損なわれないようにしなければならない。
Criterion 9	要件9：実証済みの設計方法 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。	クライテリア9：実証済みの設計方法 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。	Criterion 9: Proven engineering practices Items important to safety for a nuclear power plant shall be designed in accordance with the relevant national and international codes and standards	クライテリア9：実証済みの設計方法 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. 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。	4.14. 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。	4.14. Items important to safety for a nuclear power plant shall preferably 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. 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。	4.15. 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。	4.15. 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. 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。	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。	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。
Criterion10	要件 10 : 安全評価	クライテリア 10 : 安全評価	Criterion 10: Safety assessment <sup>6</sup>	クライテリア 10 : 安全評価
	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。	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。	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 lifetime of the plant, 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. 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。	4.17. 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。	4.17. The safety assessments shall be commenced at an early point in the design process, with iterations 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. 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。	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。	4.18. The safety assessments 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。
Criterion11	要件 11:建設のための備え	要件 11:建設のための備え	Criterion 11: Provision for construction	要件 11:建設のための備え
	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。	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。	Items important to safety for 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. 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。	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。	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。
Criterion12	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 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。	クライテリア 12：放射性廃棄物管理と廃止措置を円滑に講じる方法 放射性及び化学的廃棄物管理、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。	Criterion 12: Features 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 and chemical waste management and the future decommissioning and dismantling of the plant.	クライテリア 12：放射性廃棄物管理と廃止措置を円滑に講じる方法 放射性及び化学的廃棄物管理、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. 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。	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。	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。
	(a) 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	(a) 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	(a) The choice of materials, so that amounts of radioactive waste will be minimized to the extent practicable and decontamination will be facilitated;	(a) 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
	(b) 必要なアクセスができることとその手段	(b) 必要なアクセスができることとその手段	(b) The access capabilities and the means of handling that might be necessary;	(b) 必要なアクセスができることとその手段
	(c) 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廃止措置において発生する放射性廃棄物の管理対策	(c) 運転中に発生する放射性及び化学的廃棄物の処理と保管に必要な施設とプラントの廃止措置において発生する放射性廃棄物の管理対策	(c) The facilities necessary for the treatment and storage of radioactive and chemical wastes generated in operation and provision for managing the radioactive waste that will be generated in the decommissioning of the plant.	(c) 運転中に発生する放射性及び化学的廃棄物の処理と保管に必要な施設とプラントの廃止措置において発生する放射性廃棄物の管理対策
Chapter 5	5.一般プラント設計	5.一般プラント設計	5. GENERAL PLANT DESIGN	第 5 章 一般プラント設計
Section 5.1	設計基準	設計基準	DESIGN BASIS	設計基準
Criterion13	要件 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ければならない。	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ければならない。	Criterion 13: Categories of plant states 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.	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ければならない。

	<p>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。</p> <p>(a) 通常運転</p> <p>(b) プラントの運転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</p> <p>(c) 設計基準事故</p> <p>(d) 著しい炉心損傷を伴う事故を含む、設計拡張状態</p> <p>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。</p>	<p>5.1. Plant states shall typically cover:</p> <p>(a) Normal operation;</p> <p>(b) Anticipated operational occurrences, which are expected to occur over the operating lifetime of the plant;</p> <p>(c) Design basis accidents;</p> <p>(d) Design extension conditions including accidents with significant degradation of the reactor core.</p> <p>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.</p>	<p>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。</p> <p>(a) 通常運転</p> <p>(b) プラントの運転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</p> <p>(c) 設計基準事故</p> <p>(d) 著しい炉心損傷を伴う事故を含む、設計拡張状態</p> <p>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。</p>	
Criterion14	<p>要件 14:安全上重要な設備の設計基準</p> <p>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。</p> <p>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いなければならない。</p>	<p>クライテリア 14:安全上重要な設備の設計基準</p> <p>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。</p> <p>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いなければならない。</p>	<p>Criterion 14: Design basis for items important to safety</p> <p>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 nuclear power plant.</p> <p>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.</p>	<p>クライテリア 14:安全上重要な設備の設計基準</p> <p>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。</p> <p>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いなければならない。</p>
Criterion15	<p>要件 15 : 設計限界</p> <p>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。</p>	<p>クライテリア 15 : 設計限界</p> <p>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。</p>	<p>Criterion 15: Design limits</p> <p>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</p>	<p>クライテリア 15 : 設計限界</p> <p>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。</p>

		accident conditions.	
	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。	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。
Criterion16	要件 16：想定起回事象	Criterion 16: Postulated initiating events	クライテリア 16：想定起回事象
	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回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。	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回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. この想定起回事象は、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。	5.5. 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 analysis and probabilistic safety analysis shall be provided, to show that all foreseeable events have been considered.	5.5. この想定起回事象は、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. 想定起回事象には、プラントが全出力、低出力または停止状態であっても、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同様、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を含めなければならない。	5.6. The postulated initiating events shall include all foreseeable failures of structures, systems and components of the plant, as well as operating errors and possible failures arising from internal and external hazards, whether in full power, low power or shutdown states.	5.6. 想定起回事象には、プラントが全出力、低出力または停止状態であっても、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同様、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を含めなければならない。
	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、プラントの想定起回事象について解析しなければならない。	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、プラントの想定起回事象について解析しなければならない。
	5.8 すべての想定起回事象における、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。	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 すべての想定起回事象における、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) 想定起回事象は、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。	(1) 想定起回事象は、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。	(1) A postulated initiating event would produce no safety significant effects or would produce only a change towards safe plant conditions by means of inherent characteristics of the plant.	(1) 想定起回事象は、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) 想定起回事象が発生しても、プラントはその静的安全機能により、あるいは、想定起回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。	(2) 想定起回事象が発生しても、プラントはその静的安全機能により、あるいは、想定起回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。	(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) 想定起回事象が発生しても、プラントはその静的安全機能により、あるいは、想定起回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) 想定起回事象が生しても、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。	(3) 想定起回事象が生しても、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。	(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.	(3) 想定起回事象が生しても、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) 想定起回事象が発生しても、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。	(4) 想定起回事象が発生しても、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。	(4) Following a postulated initiating event, the plant would be rendered safe by following specified procedures.	(4) 想定起回事象が発生しても、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. 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回事象は、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。	5.9. 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回事象は、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。	5.9. The postulated initiating events used for developing 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回事象は、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. 想定起回事象の包括的な検討に従って明確にされた起回事象は、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れなければならない。	5.10. 想定起回事象の包括的な検討に従って明確にされた起回事象は、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れなければならない。	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. 想定起回事象の包括的な検討に従って明確にされた起回事象は、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れなければならない。
5.11 想定起回事象に対応して即座に確実な措置が必要となるとき、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。	5.11 想定起回事象に対応して即座に確実な措置が必要となるとき、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。	5.11. Where prompt and reliable action would be 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	5.11 想定起回事象に対応して即座に確実な措置が必要となるとき、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。

		severe plant conditions.	
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 なければならず、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。	5.12 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 なければならず、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。	5.12. Where prompt action in response to a postulated initiating event would not be necessary, it is permissible for reliance to be placed on the manual initiation of systems or on other operator actions. For such cases, the time interval between 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 なければならず、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 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。	5.13 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。	5.13. The operator actions that would be 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. 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。	5.14. 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。	5.14. 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. 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。	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。	5.15. Any equipment that is necessary for actions to be taken in manual response and recovery processes shall be placed at the most suitable location to ensure its availability at the time of need and to allow safe access to it under the environmental conditions anticipated.	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。
Criterion17 要件 17：内部及び外部危険事象	クライテリア 17：内部及び外部危険事象	Criterion 17: Internal and external hazards	クライテリア 17：内部及び外部危険事象

<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>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 determination of the postulated initiating events and generated loadings for use in the design of relevant items important to safety for the plant.</p>	<p>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。</p>
<p>内部ハザード</p>	<p>内部ハザード</p>	<p>Internal hazards</p>	<p>内部ハザード</p>
<p>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。</p>	<p>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、ナトリウムと作動流体との化学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。</p>	<p>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, and sodium chemical reaction with working fluid. Appropriate features for prevention and mitigation shall be provided to ensure that safety is not compromised.</p>	<p>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、ナトリウムと作動流体との化学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。</p>
<p>外部ハザード</p>	<p>外部ハザード</p>	<p>External hazards<sup>7</sup></p>	<p>外部ハザード</p>
<p>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、推理、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。</p>	<p>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。 <del>外部事象を起因として生じうる、長期間にわた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。</del></p>	<p>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. <del>The design shall include due consideration of long term loss of all AC power supplies following the extreme external hazards.</del></p>	<p>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。 <del>外部事象を起因として生じうる、長期間にわた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。</del></p>
<p>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、外部事象の発生確率とその生じうる有害な影響を最小にするために設計しま</p>	<p>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、外部事象の発生確率とその生じうる有害な影響を最小にするために設計しま</p>	<p>5.18. Items important to safety shall be designed and located to minimize, consistent with other safety requirements, the likelihood of external events and</p>	<p>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、外部事象の発生確率とその生じうる有害な影響を最小にするために設計しま</p>

	た配置しなければならない。	た配置しなければならない。	their possible harmful consequences.	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備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備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 the design.	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う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。	5.20. 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う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。	5.20. 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う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。
			<u>5.20bis. The design shall include due consideration of long-term loss of all AC power supplies following the extreme external hazards.</u>	<u>5.20-2. 外部事象を起因として生じうる、長期間にわた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>
	5.21. プラントの耐震設計には、地震事象からの保護と、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。	5.21. プラントの耐震設計には、地震事象とそれに付随する影響からの保護と、クリフエッジ(脚注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。	5.21. The <del>seismic</del> design of the plant shall provide for a sufficient safety margin to protect against seismic event and <b>its consequences</b> to avoid cliff edge effects (see footnote 5).	5.21. プラントの耐震設計には、地震事象とそれに付随する影響からの保護と、クリフエッジ(脚注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。
	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。	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。	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。
<b>Criterion 18</b>	<b>要件 18 : 技術的な設計上の規定</b>	<b>クライテリア 18 : 技術的な設計上の規定</b>	<b>Criterion 18: Engineering design rules</b>	<b>クライテリア 18 : 技術的な設計上の規定</b>
	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。	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、 <b>および実証された工学的方式、および関連する研究成果</b> に従ったものでなければならない。	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, <del>and</del> with proven engineering practices <b>and with relevant research</b> , 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、 <b>および実証された工学的方式、および関連する研究成果</b> に従ったものでなければならない。



	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、基本的な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。	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、基本的な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。	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、基本的な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。
Criterion19	要件 19：設計基準事故	クライテリア 19：設計基準事故	Criterion 19: Design basis accidents	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値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。	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値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。	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値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、いかなる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。	5.24. 設計基準事故は、プラントを安全な状態に戻し、いかなる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。	5.24. 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 any accidents.	5.24. 設計基準事故は、プラントを安全な状態に戻し、いかなる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. 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ないことが、第一の目的にならなければならない。	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。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ないことが、第一の目的にならなければならない。	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、保守的な推定の利用、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。	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、保守的な推定の利用、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。	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. <u>The design basis accidents could also be analysed in a best estimate manner, a more realistic approach together with an evaluation of uncertainties, and the uncertainties shall be analysed</u>	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、保守的な推定の利用、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。また設計基準事故は、最適評価、すなわち不確定性を考慮した上でより現実的に即した方法で行うこともできる（ここで、不確定性は適切に分析されなければならない）。

			adequately.	
Criterion20	要件 20：設計拡張状態	要件 20：設計拡張状態	Criterion 20: Design extension conditions	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、設計で取り組まれる追加事故シナリオの特定、および発生した際は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。	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、設計で取り組まれる追加事故シナリオの特定、および発生した際は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。	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 of such accidents or mitigation of their consequences if they do occur.	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、原子力発電所の更なる安全へ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、設計で取り組まれる追加事故シナリオの特定、および発生した際は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。
		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の発生防止/影響緩和を行い、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大規模な放出を生じるよう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。	In order to <u>practically eliminate the need for the off-site emergency response</u> evacuations, severe core degradation shall be prevented/mitigated to ensure the containment function. Also, accidents such as the one resulting in significant radioactive material release during fuel handling and storage shall be prevented, and a function to mitigate its consequences shall be provided as well.	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の発生防止/影響緩和を行い、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大規模な放出を生じるよう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、シビアアクシデントの防止および緩和のための方策が取り入れられなければならない。	<del>Since a fast reactor core is not in the most reactive configuration, the built-in design features for prevention and mitigation of severe accidents shall be included in the design as additional measures against failure of active reactor shutdown systems for consideration of design extension conditions.</del>	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、シビアアクシデントの防止および緩和のための方策が取り入れられなければならない。

	<p>炉心損傷事象を含む想定される DEC での事象進展において生じうる大規模な機械的エネルギー放出に関し、これを回避するための緩和対策が、原子炉冷却材バウンダリおよび格納機能の維持のための安全設計において取り入れられなければならない。</p> <p>原子炉停止後の崩壊熱除去のため、設計拡張状態における方策が代換として備えられなければならない。</p>	<p><del>The mitigation provision to avoid large mechanical energy release during the course of the postulated DEC including core disruptive accidents shall be incorporated in the safety design for maintaining the functions of reactor coolant boundary and containment.</del></p> <p><del>Means for decay heat removal after reactor shutdown shall be alternatively provided in design extension conditions.</del></p>	<p>炉心損傷事象を含む想定される DEC での事象進展において生じうる大規模な機械的エネルギー放出に関し、これを回避するための緩和対策が、原子炉冷却材バウンダリおよび格納機能の維持のための安全設計において取り入れられなければならない。</p> <p>原子炉停止後の崩壊熱除去のため、設計拡張状態における方策が別の方法で備えられなければならない。</p>
<p>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防止、または合理的に実施可能な限り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。このような拡張設計状態に対する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。</p>	<p>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。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防止、または合理的に実施可能な限り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とする必要がある。このような拡張設計状態に対する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。</p>	<p>5.27. An analysis of design extension conditions for the plant shall be performed<sup>8</sup>. The main technical objective of considering the design extension conditions to be postulated is to provide assurance that the design of the plant is such as to prevent accident conditions not considered in design basis accident conditions, or to mitigate their consequences, as far as is reasonably practicable. 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 function. These additional safety features for design extension conditions, 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 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 analysed on the basis of the best estimate approach.</p>	<p>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。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防止、または合理的に実施可能な限り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とする必要がある。このような拡張設計状態に対する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。</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>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.</p>	<p>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。</p>

<p>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、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</p>	<p>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、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</p>	<p>5.29 The analysis undertaken shall include identification of the features that are designed for use in, or that are capable<sup>9</sup> of preventing or mitigating, events considered in the design extension conditions. These features:</p>	<p>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、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</p>
<p>(a) 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。</p>	<p>(a) 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。</p>	<p>(a) Shall be independent, to the extent practicable, of those used in more frequent accidents;</p>	<p>(a) 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。</p>
<p>(b) 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。</p>	<p>(b) 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。</p>	<p>(b) Shall be capable of performing in the environmental conditions pertaining to these design extension conditions, including design extension conditions in severe accidents, where appropriate;</p>	<p>(b) 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。</p>
<p>(c) 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。</p>	<p>(c) 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。</p>	<p>(c) Shall have a reliability commensurate with the function that they are required to fulfil.</p>	<p>(c) 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。</p>
<p>5.30. 特に、格納容器とその安全機能は、特に炉心溶解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>	<p>5.30. 特に、格納容器とその安全機能は、特に炉心溶解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>	<p>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 judgement and input from probabilistic safety assessments.</p>	<p>5.30. 特に、格納容器とその安全機能は、特に炉心溶解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>
<p>5.31 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。</p>	<p>5.31 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、<b>重大な炉心損傷や燃料取扱・貯蔵時の深刻な燃料破損に対する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)。</b><del>すなわち、もしそうでなければ、実質上無くす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。</del></p>	<p>5.31. The design shall be such that design extension conditions that could lead to significant radioactive releases are practically eliminated (see footnote 1) <b>by means of measures for prevention and mitigation of severe core degradation and serious fuel failures during fuel handling and storage. 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 protection of the public, and sufficient time shall be made available to implement these measures.</b></p>	<p>5.31. 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、<b>重大な炉心損傷や燃料取扱・貯蔵時の深刻な燃料破損に対する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)。</b><del>すなわち、もしそうでなければ、実質上無くす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。</del></p>

		5.31bis. Since a fast reactor core is not in the most reactive configuration, the following built-in design features for prevention and mitigation of severe accidents in the postulated design extension conditions shall be incorporated:	5.31-2. 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、想定される設計拡張状態としてのシビアアクシデントに関し、その防止及び緩和のために次の対策が安全設計において取り入れられなければならない。
		(a) Additional reactor shutdown measures against failure of active reactor shutdown systems,	(a) 能動的炉停止失敗事象に対応するための原子炉停止機構の追加
		(b) Mitigation provision to avoid large mechanical energy release during the course of the core degradation progression,	(b) 炉心損傷事象進展において生じうる大規模な機械的エネルギー放出に関し、これを回避するための緩和対策
		(c) Means for decay heat removal of the degraded core, and	(c) 損傷した炉心から崩壊熱を除去する方策
		(d) Containment capability of enduring thermal and mechanical loads involved with severe accidents.	(d) 熱的及び機械的負荷に耐えられる格納容器
	事象と故障の組み合わせ	Combinations of events and failures	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。	5.32. Where the results of engineering judgement, 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。
Criterion21	要件 21：安全系の物理的な分離及び独立性	Criterion 21: Physical separation and independence of safety systems	クライテリア 21：安全系の物理的な分離及び独立性
	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ければならない。	Interference between safety systems or between redundant elements of a system shall be prevented by means such as physical separation, electrical isolation, functional independence and independence of communication (data transfer), as appropriate	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ければならない。

	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。	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。	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。
Criterion22	要件 22 : 安全分類	クライテリア 22 : 安全分類	Criterion 22: Safety classification	クライテリア 22 : 安全分類
	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。	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。	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. 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。	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。	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。
	(a) 設備の果たすべき安全機能	(a) 設備の果たすべき安全機能	(a) The safety function(s) to be performed by the item;	(a) 設備の果たすべき安全機能
	(b) 安全機能を果たせなかったときの影響	(b) 安全機能を果たせなかったときの影響	(b) The consequences of failure to perform a safety function;	(b) 安全機能を果たせなかったときの影響
	(c) 安全機能を果たすために設備を起動する必要をとまう頻度	(c) 安全機能を果たすために設備を起動する必要をとまう頻度	(c) The frequency with which the item will be called upon to perform a safety function;	(c) 安全機能を果たすために設備を起動する必要をとまう頻度
	(d) 想定起回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。	(d) 想定起回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。	(d) 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.	(d) 想定起回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. 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、特に重要度が低い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。	5.35. 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、特に重要度が低い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。	5.35. 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 in a lower safety class will not propagate to a system 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、特に重要度が低い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. 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。	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。	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。
Criterion23	要件 23 : 安全上重要な設備の信頼性	クライテリア 23 : 安全上重要な設備の信頼性	Criterion 23: Reliability of items important to safety	クライテリア 23 : 安全上重要な設備の信頼性

	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。	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。	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 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。	5.37 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。	5.37. 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 for 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 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。	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。	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。
Criterion24	要件 24：共通原因故障	クライテリア 24：共通原因故障	Criterion 24: Common cause failures	クライテリア 24：共通原因故障
	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。	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。	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。
Criterion25	要件 25：単一故障基準	クライテリア 25：単一故障基準	Criterion 25: Single failure criterion	クライテリア 25：単一故障基準
	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。	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。	The single failure criterion shall be applied to each safety group incorporated in the plant design. <sup>10</sup>	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 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。	5.39 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。	5.39. 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 当該機器の故障がまずありえなく、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。	5.40 当該機器の故障がまずありえなく、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。	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なく、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。

Criterion26	要件 26 : フェイルセーフ設計	クライテリア 26 : フェイルセーフ設計	Criterion 26: Fail-safe design	クライテリア 26 : フェイルセーフ設計
	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。	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。	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 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。	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。	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。
Criterion27	要件 27: 支援サービス系	クライテリア 27: 支援サービス系	Criterion 27: Support service systems	クライテリア 27: 支援サービス系
	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。	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。	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 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。	5.42 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。	5.42. 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 being 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. 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能力を損うことは、認めてはならない。	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能力を損うことは、認めてはならない。	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 capability 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能力を損うことは、認めてはならない。
Criterion28	要件 28 : 運転限界と安全運転の条件	クライテリア 28 : 運転限界と安全運転の条件	Criterion 28: Operational limits and conditions for safe operation	クライテリア 28 : 運転限界と安全運転の条件
	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。	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。	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. 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. [6], Req. 4)には、次の事項が含まれる。	5.44. このクライテリア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. [6], Req. 4)には、次の事項が含まれる。	5.44. The requirements and operational limits and conditions established in the design for the nuclear power plant shall include (Ref. [6], Req. 4):	5.44. このクライテリア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. [6], Req. 4)には、次の事項が含まれる。



	(a) 安全制限値	(a) 安全制限値	(a) Safety limits;	(a) 安全制限値
	(b) 安全系の限界設定値	(b) 安全系の限界設定値	(b) Limiting settings for safety systems;	(b) 安全系の限界設定値
	(c) 運転限界と運転状態での条件	(c) 運転限界と運転状態での条件	(c) Operational limits and conditions for operational states;	(c) 運転限界と運転状態での条件
	(d) 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	(d) 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	(d) Control system constraints and procedural constraints on process variables and other important parameters;	(d) 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
	(e) 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	(e) 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	(e) 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;	(e) 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
	(f) 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	(f) 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	(f) Specified operational configurations, including operational restrictions in the event of the unavailability of safety systems or safety related systems;	(f) 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
	(g) 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	(g) 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	(g) Action statements, including completion times for actions in response to deviations from the operational limits and conditions.	(g) 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
Section 5.2	プラントの寿命を通しての安全運転のための設計	プラントの寿命を通しての安全運転のための設計	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	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	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、検査および監視	Criterion 29: Calibration, testing, maintenance, repair, replacement, inspection and monitoring of items important to safety	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、検査および監視
	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、検査および監視ができるように設計しなければならない。	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。	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 of 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 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。	5.45 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。	5.45. 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。

<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>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.</p>	<p>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。</p>
<p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	<p>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。</p> <p>(a) 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。</p> <p>(b) 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。</p>	<p>5.47. If an item important to safety cannot be designed to be capable of being tested, inspected or monitored to the extent desirable, a robust technical justification shall be provided that incorporates the following approach:</p> <p>(a) 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;</p> <p>(b) Conservative safety margins shall be applied or other appropriate precautions shall be taken to compensate for possible unanticipated failures.</p>	<p>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。</p> <p>(a) 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。</p> <p>(b) 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。</p>
<p><b>Criterion30</b></p> <p><b>要件 30 : 安全上重要な設備の認定</b></p>	<p><b>クライテリア 30 : 安全上重要な設備の認定</b></p>	<p><b>Criterion 30: Qualification of items important to safety</b></p>	<p><b>クライテリア 30 : 安全上重要な設備の認定</b></p>
<p>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、必要な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、安全上重要な設備の認定プログラムを実施しなければならない。</p>	<p>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、必要な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、安全上重要な設備の認定プログラムを実施しなければならない。</p>	<p>A qualification programme for items important to safety 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.</p>	<p>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、必要な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、安全上重要な設備の認定プログラムを実施しなければならない。</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>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.</p>	<p>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。</p>

<p>5.49. この安全上重要な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耐用年数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。安全上重要な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。</p> <p>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。</p>	<p>5.49. この安全上重要な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耐用年数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。安全上重要な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。</p> <p>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。</p>	<p>5.49. The qualification programme for items important to safety shall include the consideration of ageing effects caused by environmental factors (such as conditions of vibration, irradiation, humidity or temperature) over the expected service life of the items important to safety. When the items important to safety are subject to natural external events and are required to perform a safety function during or following such an event, the qualification programme shall replicate as far as is practicable the conditions imposed on the items important to safety by the natural event, either by test or by analysis or by a combination of both.</p> <p>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.</p>	<p>5.49. この安全上重要な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耐用年数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。安全上重要な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。</p> <p>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。</p>
<p>Criterion31 要件 31 : 経年化管理</p>	<p>クライテリア 31 : 高経年化管理</p>	<p>Criterion 31: Ageing management</p>	<p>クライテリア 31 : 高経年化管理</p>
<p>原子力発電所の安全上重要な設備の設計寿命は、決定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、関連する経年化と中性子脆化および劣化の過程、また経年劣化の可能性を十分に考慮し、適切な安全裕度をもたせなければならない。</p> <p>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ける、経年化や経年劣化の影響を十分に考慮しなければならない。</p> <p>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</p>	<p>原子力発電所の安全上重要な設備の設計寿命は、決定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、関連する高経年化、特に高温、ナトリウム冷却材、中性子照射脆化および劣化、また経年劣化の可能性を十分に考慮し、適切な安全裕度をもたせなければならない。</p> <p>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ける、高経年化や経年劣化の影響を十分に考慮しなければならない。</p> <p>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</p>	<p>The design life of items important to safety at a nuclear power plant shall be determined. Appropriate margins shall be provided in the design to take due account of relevant mechanisms of ageing, <b>especially related to high operating temperature, sodium coolant, fast neutron irradiation, embrittlement and wear-out</b>, 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.</p> <p>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 during a postulated initiating event and plant states following a postulated initiating event.</p> <p>5.52. Provision shall be made for monitoring, testing, sampling and inspection to assess ageing mechanisms predicted at the design stage and to help identify unanticipated behaviour of the plant or</p>	<p>原子力発電所の安全上重要な設備の設計寿命は、決定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、関連する高経年化、特に高い運転温度、ナトリウム冷却材、高速中性子照射、脆化および劣化、また経年劣化の可能性を十分に考慮し、適切な安全裕度をもたせなければならない。</p> <p>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ける、高経年化や経年劣化の影響を十分に考慮しなければならない。</p> <p>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</p>

	段がなければならない。	段がなければならない。	degradation that might occur in service.	段がなければならない。
<b>Section 5.3</b>	<b>人的要因</b>	<b>人的因子</b>	<b>HUMAN FACTORS</b>	<b>人的因子</b>
<b>Criterion 32</b>	<b>要件 32: 最適な運転員の操作をもたらす設計</b>	<b>クライテリア 32: 最適な運転員の操作をもたらす設計</b>	<b>Criterion 32: Design for optimal operator performance</b>	<b>クライテリア 32: 最適な運転員の操作をもたらす設計</b>
	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。	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。	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 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。	5.53 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。	5.53 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. 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。	5.54. 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。	5.54. Operating personnel who have gained operating experience in 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 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. 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。	5.55. 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。	5.55. The design shall support operating personnel in the fulfilment of their responsibilities and in 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 interaction between the operating personnel and the plant.	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 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。	5.56 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。	5.56. 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 運転員に次の必要な情報を提供しなければならない。	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。	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。
(a) プラントがどのような状態にあらうとも、プラントの全般的な状態を直ちに評価すること	(a) プラントがどのような状態にあらうとも、プラントの全般的な状態を直ちに評価すること	(a) To assess the general state of the plant in any condition;	(a) プラントがどのような状態にあらうとも、プラントの全般的な状態を直ちに評価すること
(b) 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	(b) 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	(b) To operate the plant within the specified limits on parameters associated with plant systems and equipment (operational limits and conditions);	(b) 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
(c) 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	(c) 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	(c) To confirm that safety actions for the actuation of safety systems are automatically initiated when needed and that the relevant systems perform as intended;	(c) 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
(d) 規定された安全作動の手動起動の必要性和時間の両方を決定すること	(d) 規定された安全作動の手動起動の必要性和時間の両方を決定すること	(d) To determine both the need for and the time for manual initiation of the specified safety actions.	(d) 規定された安全作動の手動起動の必要性和時間の両方を決定すること
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。	5.58. 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。	5.58. 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 being 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. 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、運転員が判断し実行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。	5.59. 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、運転員が判断し実行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。	5.59. 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 and sufficient time 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、運転員が判断し実行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. 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。	5.60. 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。	5.60. 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. 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。	5.61. 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。	5.61. 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. 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。	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。	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。
Section 5.4	その他の設計上の配慮	その他の設計上の配慮	OTHER DESIGN CONSIDERATIONS	その他の設計上の配慮
Criterion33	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 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はならない。	クライテリア 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 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はならない。	Criterion 33: Sharing of safety systems between multiple units of a nuclear power plant Safety systems shall not be shared between multiple units unless this contributes to enhanced safety.	クライテリア 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 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はならない。
	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。	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。	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.	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。
Criterion34	要件 34 : 核分裂性物質または放射性物質を含む系統 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、偶発性の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値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。	クライテリア 34 : 核分裂性物質または放射性物質を含む系統 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、偶発性の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値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。	Criterion 34: Systems containing fissile material or radioactive material 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 of 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.	クライテリア 34 : 核分裂性物質または放射性物質を含む系統 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、偶発性の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値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。
	Criterion35	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 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	クライテリア 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 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	Criterion 35: Nuclear power plants used for cogeneration of heat and power, heat generation or desalination 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

	ならない。	ならない。	the district heating unit under conditions of operational states and in accident conditions.	ならない。
Criterion36	要件 36 : プラントからの退避経路	クライテリア 36 : プラントからの退避経路	Criterion 36: Escape routes from the plant	クライテリア 36 : プラントからの退避経路
	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。	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。	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.	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。
	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保安に係わる国内要件にも適合していなければならない。	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保安に係わる国内要件にも適合していなければならない。	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.	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保安に係わる国内要件にも適合していなければならない。
	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。	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。	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.	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。
Criterion37	要件 37 : プラントでの通信連絡設備	クライテリア 37 : プラントでの通信連絡設備	Criterion 37: Communication systems at the plant	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。	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。	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 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。	5.66 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。	5.66. 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 原子力発電所内及びその隣接地域の安全のために、また関連する所外の機関との連絡のために必要とされる、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。	5.67 原子力発電所内及びその隣接地域の安全のために、また関連する所外の機関との連絡のために必要とされる、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。	5.67. Suitable and diverse means of communication necessary for safety within the nuclear power plant and in the immediate vicinity, and for communication with relevant off-site agencies, shall	5.67 原子力発電所内及びその隣接地域の安全のために、また関連する所外の機関との連絡のために必要とされる、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。

			be provided.	
<b>Criterion38</b>	<b>要件 38 : 発電所の出入管理</b>	<b>クライテリア 38 : 発電所の出入管理</b>	<b>Criterion 38: Control of access to the plant</b>	<b>クライテリア 38 : 発電所の出入管理</b>
	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。	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。	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. 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ない。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。	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ない。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。	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ない。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。
<b>Criterion39</b>	<b>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</b>	<b>クライテリア 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</b>	<b>Criterion 39: Prevention of unauthorized access to or interference with items important to safety</b>	<b>クライテリア 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</b>
	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、安全上重要な設備へのアクセスまたは介入は防止しなければならない。	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、安全上重要な設備へのアクセスまたは介入は防止しなければならない。	Unauthorized access to, 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、安全上重要な設備へのアクセスまたは介入は防止しなければならない。
<b>Criterion40</b>	<b>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</b>	<b>クライテリア 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</b>	<b>Criterion 40: Prevention of harmful interactions of systems important to safety</b>	<b>クライテリア 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</b>
	同時に作動する必要があ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。	同時に作動する必要があ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。	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あ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 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要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. 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要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。	5.69. 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要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. 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、両方の系統とも高い方の圧力に耐えられるように設計するか、低い圧力の方の系統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。	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、両方の系統とも高い方の圧力に耐えられるように設計するか、低い圧力の方の系統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。	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、両方の系統とも高い方の圧力に耐えられるように設計するか、低い圧力の方の系統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。
Criterion41	要件 41 : 送電網と発電所の相互干渉	クライテリア 41 : 送電網と発電所の相互干渉	Criterion 41: Interactions between the electrical power grid and the plant	クライテリア 41 : 送電網と発電所の相互干渉
	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。	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。	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。
Section 5.5	安全解析	安全解析	SAFETY ANALYSIS <sup>11</sup>	安全解析
Criterion42	要件 42 : 発電所の設計における安全解析	クライテリア 42 : 発電所の設計における安全解析	Criterion 42: Safety analysis of the plant design	クライテリア 42 : 発電所の設計における安全解析
	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た評価しなければならない。	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た評価しなければならない。	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た評価しなければならない。
	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(脚注6参照)。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値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。	5.71. 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(脚注6参照)。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値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。	5.71. 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(see footnote 6). 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(脚注6参照)。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値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. 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。	5.72. 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。	5.72. 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. 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。	5.73. 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。	5.73. The safety analysis shall provide assurance that uncertainties have been given adequate	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。

		consideration in the design of the plant	
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。	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。	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。
<b>決定論的なアプローチ</b>	<b>決定論的なアプローチ</b>	<b>Deterministic approach</b>	<b>決定論的なアプローチ</b>
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。	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。	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。
(a) 安全上重要な設備に対する設計基準の策定および確認	(a) 安全上重要な設備に対する設計基準の策定および確認	(a) Establishment and confirmation of the design bases for all items important to safety;	(a) 安全上重要な設備に対する設計基準の策定および確認
(b) 敷地と発電所の設計に適した想定起因事象の特性評価	(b) 敷地と発電所の設計に適した想定起因事象の特性評価	(b) Characterization of the postulated initiating events that are appropriate for the site and the design of the plant;	(b) 敷地と発電所の設計に適した想定起因事象の特性評価
(c) 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	(c) 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	(c) Analysis and evaluation of event sequences that result from postulated initiating events, to confirm the qualification requirements;	(c) 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
(d) 解析結果と線量限度および許容値の比較、ならびに解析結果と設計限界との比較	(d) 解析結果と線量限度および許容値の比較、ならびに解析結果と設計限界との比較	(d) Comparison of the results of the analysis with dose limits and acceptable limits and with design limits;	(d) 解析結果と線量限度および許容値の比較、ならびに解析結果と設計限界との比較
(e) 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	(e) 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	(e) 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.	(e) 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
(f) 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	(f) 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	(f) Demonstration that the management of design extension conditions is possible by the automatic actuation of safety systems and the use of safety features in combination with expected actions by the operator	(f) 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
<b>確率論的なアプローチ</b>	<b>確率論的なアプローチ</b>	<b>Probabilistic approach</b>	<b>確率論的なアプローチ</b>

	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。	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。	5.76. The design shall take due account of the probabilistic safety analysis of the plant for all modes of operation and for all plant states, including shutdown, with particular reference 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。
	(a)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。	(a)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。	(a) 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;	(a)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。
	(b)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(脚注5参照)。	(b)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(脚注5参照)。	(b) 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 5);	(b)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(脚注5参照)。
	(c)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。	(c)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。	(c) Comparing the results of the analysis with the acceptance criteria for risk where these have been specified.	(c)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。
Chapter 6	6. 具体的なプラントと系統の設計	個別のプラントシステム設計	6. DESIGN OF SPECIFIC PLANT SYSTEMS	第6章 個別のプラントシステム設計
Section 6.1		プラントシステム全体	OVERALL PLANT SYSTEM	プラントシステム全体
Criterion 42bis	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、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。 (a) 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。 (b) 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。	クライテリア 42bis: Plant system performance as a fast reactor utilizing sodium as coolant The overall plant system shall be designed considering the characteristics of a sodium-cooled fast reactor as shown below. (a) 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; as a consequence, so that positive reactivity may be inserted and the reactor core power and temperature increase due to an unfavorable change in reactor core geometry configuration—deformation, sodium boiling, and gas entrainment . (b) The high boiling temperature of sodium at standard atmospheric pressure of 883-C enables operation of the reactor cooling system at low	Criterion 42bis: Plant system performance as a fast reactor utilizing sodium as coolant The overall plant system shall be designed considering the characteristics of a sodium-cooled fast reactor as shown below. (a) 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; as a consequence, so that positive reactivity may be inserted and the reactor core power and temperature increase due to an unfavorable change in reactor core geometry configuration—deformation, sodium boiling, and gas entrainment . (b) The high boiling temperature of sodium at standard atmospheric pressure of 883-C enables operation of the reactor cooling system at low	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、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。 (a) 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、 えることからそれゆえ、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。 (b) 常圧でのナトリウムの沸点が高いことにより、沸騰まで十分な余裕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。

			pressure with a <del>large sufficient</del> —sub-cool temperature margin <u>to boiling</u> .	こと。
	(c) 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崩壊熱除去が可能なこと。	(c) The high thermal conductivity of sodium, <del>the and large temperature rise with high outlet temperature of the coolant in the reactor core under normal operating conditions, and the decrease of sodium density with increasing temperature can, with appropriate design,</del> enables decay heat removal by natural circulation of the coolant.	(c) ナトリウムはの高い熱伝導性をもち、と炉心での出入口温度上昇差と温度上昇に伴う密度変化を大きくとれるいことを考慮して、冷却材の自然循環による崩壊熱除去が可能なこと。	(c) ナトリウムはの高い熱伝導性をもち、と炉心での出入口温度上昇差と温度上昇に伴う密度変化を大きくとれるいことを考慮して、冷却材の自然循環による崩壊熱除去が可能なこと。
	(d) 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。	(d) Sodium is chemically active and opaque, and <del>it is solid below 98C</del> freezes at atmospheric temperature.	(d) ナトリウムは化学的に活性で、不透明な液体であり、98℃以下で室温において凝固すること。	(d) ナトリウムは化学的に活性で、不透明な液体であり、98℃以下で室温において凝固すること。
		(e) <del>The mist and vapor of sodium are deposited on the components.</del>	(e)ナトリウムのミスト及び蒸気が機器に蒸着すること。	(e)ナトリウムのミスト及び蒸気が機器に蒸着すること。
Section 6.2	原子炉心と関連機能		REACTOR CORE AND ASSOCIATED FEATURES	原子炉炉心と関連機能
Criterion43	要件 43：燃料要素と燃料集合体の性能	クライテリア 43：燃料要素と燃料集合体の性能	Criterion 43: Performance of fuel elements and assemblies	クライテリア 43：燃料要素と燃料集合体の性能
	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。	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。	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 <u>including the fast neutron fluence</u> , in combination with all the 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、かつ高速中性子を含む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. 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。	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。	6.1. The processes of deterioration to be considered shall include those arising from: differential expansion and deformation; <del>external pressure of the coolant; additional</del> internal pressure <u>increase</u> due to <u>temperature</u> , fission products and the buildup of helium in fuel elements; irradiation of fuel and other materials in the fuel assembly; variations in <del>pressure and temperature</del> resulting from variations in power demand; chemical effects; static and dynamic loading, including flow induced vibrations and <del>mechanical vibrations; and variations in temperature</del> <u>performance</u> 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、温度上昇による圧力上昇り加わる内圧；燃料集合体の燃料およびその他の材料の照射；出力需要の変化に伴う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連して温度する性能の変異化、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。

	6.2. 燃料の設計限界には、燃料を継続して適切に使用できるように、運転時に予想される過渡変化での燃料からの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。	6.2. 燃料の設計限界には、燃料を継続して適切に使用できるように、運転時に予想される過渡変化での燃料からの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。	6.2. Fuel design limits shall include limits on the permissible leakage of fission products from the fuel in anticipated operational occurrences so that the fuel remains suitable for continued use.	6.2. 燃料の設計限界には、燃料を継続して適切に使用できるように、運転時に予想される過渡変化での燃料からの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. 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圧力に耐えるものでなければならない。	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圧力に耐えるものでなければならない。	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圧力に耐えるものでなければならない。
Criterion44	要件 44 : 原子炉炉心の構造性能	クライテリア 44 : 原子炉炉心の構造性能	Criterion 44: Structural capability of the reactor core	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。	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。	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, <u>core geometry is managed to prevent unintended reactivity changes, and the insertion of control devices rods is not impeded.</u>	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。
		設計拡張状態に関して、著しい炉心損傷時に生ずる可能性のある大規模な機械的エネルギー放出を防止するよう、 <u>溶融燃料の早期排出</u> を促す対策が炉心および関連する構造物の設計においてなされなければならない。	For the design extension conditions, provisions for <u>early discharge of disrupted molten fuel to avoid large mechanical energy release in the course of the core disruptive accident shall be included in the designs of reactor core and associated structures.</u>	設計拡張状態に関して、著しい炉心損傷時に生ずる可能性のある大規模な機械的エネルギー放出を防止するよう、 <u>溶融燃料の早期排出</u> が促されるよう、十分な考慮が炉心および関連する構造物の設計においてなされなければならない。
	6.3-2. 炉心支持構造物は、クリープ特性および材料のナトリウムやナトリウム化合物との共存性を十分考慮して設計されなければならない。	6.3-2. 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やナトリウム化合物との共存性を十分考慮して設計されなければならない。	6.3bis. The supporting structures shall be designed with taking due account of the creep properties, <u>fast neutron induced changes, other ageing effects, and the material compatibility with sodium and its compounds.</u>	6.3-2. 炉心支持構造物は、クリープ特性、 <u>高速中性子による変化や他の経年効果</u> 、および材料のナトリウムやナトリウム化合物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設計されなければならない。	6.3ter. The fuel assemblies and associated core support structure shall be designed to prevent <u>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 to manage the core geometry to prevent unintended reactivity effects.</u>	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、 <u>意図しない異常な正の反応度投入</u> が生じないよう設計されなければならない。
Criterion45	要件 45 : 原子炉炉心の制御	クライテリア 45 : 原子炉炉心の制御	Criterion 45: Control of the reactor core	クライテリア 45 : 原子炉炉心の制御

<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>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 within specified design limits in all operational states shall be minimized.</p>	<p>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。</p>
	<p>原子炉の炉心は、その熱特性およびナトリウムボイド反応度を含む核特性が、著しい炉心損傷時において、大規模な機械的エネルギー放出を防止するものとなるよう設計されなければならない。</p>	<p>In order to avoid significant mechanical energy release for a core disruptive accident for design extension conditions, the reactor core shall be designed to have favorable thermal, and neutronics, and physical characteristics, including fundamental thermophysical properties, and considering all reactivity feedbacks including the sodium void worth, that work to mitigate the consequences of core disruptive events.</p>	<p>原子炉の炉心は、基本的な物理特性を含む、その熱的、あるいは中性子に対する、あるいは物理的な特性、さらにおよびナトリウムボイド反応度を含む核特性を含めて、著しい炉心損傷を緩和時において、大規模な機械的エネルギー放出を防止するものとなるよう設計されなければならない。</p>
<p>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。</p>	<p>6.4. 炉心内の中性子束レベル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。</p>	<p>6.4. Adequate means of detecting the neutron flux level of distributions in the reactor core and its 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.</p>	<p>6.4. 炉心内の中性子束レベル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。</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>6.5. In the design of reactivity control devices, due account shall be taken of wear-out and of the effects of irradiation, such as burnup, changes in physical properties and production of gas.</p>	<p>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。</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>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 degradation damage to the reactor core.</p>	<p>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。</p>
<p>Criterion 46 要件 46：原子炉の停止</p>	<p>クライテリア 46：原子炉の停止</p>	<p>Criterion 46: Reactor shutdown</p>	<p>クライテリア 46：原子炉の停止</p>

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ぬ。	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、 <b>動的機構と受動的機構を適切に用いて備えられなければならない。</b>	<del>Appropriate combination of active and passive</del> 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、 <b>動的機構と受動的機構を適切に用いて備えられなければならない。</b>
	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、受動的機構が原子炉停止能力において適切に組み込まれていなければならない。	<b>For design extension conditions, passive or inherent reactor shutdown capability by passive mechanisms shall be provided incorporated, in order to prevent severe core degradation.</b>	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、 <del>の</del> 受動的機構が原子炉停止能力において適切に組み込まれていなければならない。
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。	6.7. 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。	6.7. 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. 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が発生する故障を考慮しなければならない。	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が発生する故障を考慮しなければならない。	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が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、少なくとも2つの多様なかつ独立した系統で構成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、少なくとも2つの多様なかつ独立した系統で構成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 <u>with appropriate combination of active and passive mechanisms.</u>	6.9. 原子炉を停止するための手段は、 <b>動的機構と受動的機構を適切に用いて</b> 、少なくとも2つの多様なかつ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。	6.10 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。	6.10. At least one of the two different shutdown systems shall be capable, on its own, of maintaining the reactor subcritical by an adequate margin and with high reliability, even for the most reactive conditions of the reactor core.	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。	6.11. 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。	6.11. 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. 与えられたプラント状態において、停止	6.12. 与えられたプラント状態において、停止	6.12. Instrumentation shall be provided and tests	6.12. 与えられたプラント状態において、停止手

	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。	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。	shall be specified for ensuring that the means of shutdown are always in the state stipulated for a given plant state.	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。
Section 6.3	原子炉冷却系	原子炉冷却材系	REACTOR COOLANT SYSTEMS	原子炉冷却材系
Criterion47	要件 47：原子炉冷却材系の設計	クライテリア 47：原子炉冷却材系の設計	Criterion 47: Design of reactor coolant systems	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、不適切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。	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、不適切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。	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、不適切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。
		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。	The components which constitute the reactor coolant boundary and the reactor cover gas boundary shall be designed to maintain the boundary function against anticipated transient without scram events postulated as design extension conditions.	原子力発電所の原子炉冷却材系バウンダリ及び原子炉カバーガス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 ATWS に対してバウンダリ機能が維持されるよう不適切な材料品質、不十分な設計基準、不適切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。
	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、放射性的の流体（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。	6.13. 原子力発電所の原子炉冷却材系の圧力バウンダリに接続する配管には、放射性的の流体（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。	6.13. Pipework connected to the <del>pressure reactor coolant boundary of the reactor coolant systems</del> 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 so that cooling of the reactor core can be maintained.	6.13. 原子力発電所の原子炉冷却材系の圧力バウンダリに接続する配管には、放射性的の流体（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し、炉心冷却が維持されるようにするための、適切な隔離装置を備えなければならない。
	6.14. 原子炉冷却材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、また発生した欠陥はすべて、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し、それによりタイムリーな検出ができるようにしなければならない。	6.14. 原子炉冷却材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、また発生し伝播した欠陥はすべて、速い亀裂伝播と不安定なサイズになる十分前の冷却材漏えいに対し、破壊になりにくい形状内を伝播するその結果それをタイムリーに検出できるようにしなければならない。	6.14. The design of the reactor coolant pressure boundary shall be such that flaws are very unlikely to be initiated, and any flaws that are initiated would and propagate result in a regime of high resistance so leak long before the flaws would grow to unstable size fracture and to fast crack propagation, thereby permitting the timely detection of flaws coolant leakage.	6.14. 原子炉冷却材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、また発生し伝播した欠陥はすべて、速い亀裂伝播と不安定なサイズになる十分前の冷却材漏えいに対し、破壊になりにくい形状内を伝播するその結果それをタイムリーに検出できるようにしなければならない。



	<p>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。</p>	<p>6.14bis. 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 <u>designed to be leak tight configuration.</u> <u>The reactor coolant boundary shall be designed to be closed with the reactor cover gas boundary, and as a barrier against radioactive materials release.</u> <del>A cover gas cleanup system will also be included to ensure purity of the cover gas and to recover any reaction products or contamination, radioactive and chemical. The reactor coolant boundary and the cover gas boundary shall be designed to be closed as a barrier against radioactive materials release.</del></p>	<p>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は原子炉とカバーガスバウンダリと合わせて閉じた系を形成し、放射性物質の放出に対して障壁となるとして閉じた構造に設計されなければならない。</p>
	<p>6.14-3. 原子炉冷却材系からの想定されるナトリウム漏えいに対し、漏えい検出と化学反応の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>6.14ter. Provisions shall be made to detect sodium leaks and to mitigate the consequence of sodium chemical reaction in case of postulated sodium leaks from the reactor coolant systems. The fundamental safety functions shall be maintained under severe sodium leak events considered in the design extension conditions.</p>	<p>6.14-3. 原子炉冷却材系からの想定されるナトリウム漏えいに対し、漏えい検出と化学反応の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>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。</p>	<p>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。</p>	<p>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 <del>pressure</del> boundary could exhibit embrittlement are avoided.</p>	<p>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。</p>
	<p>6.15-2. 原子炉冷却材系の構成要素は、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。</p>	<p>6.15bis. The components of the reactor coolant systems shall be designed with taking account of creep properties, <u>fast neutron fluence, other ageing effects,</u> its compatibility with sodium and thin-walled structure under low pressure and high temperature conditions.</p>	<p>6.15-2. 原子炉冷却材系の構成要素は、クリープ特性、高速中性子による変化や他の経年効果、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。</p>
	<p>6.15-3. 原子炉冷却材系は、原子炉冷却材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。</p>	<p>6.15ter. <u>The design shall consider the potential for flow and thermal disturbances, such as flow induced vibrations, and the design shall reduce or eliminate such effects—shall be minimized to maintain the structural integrity of the components of the reactor coolant systems components.</u></p>	<p>6.15-3. 原子炉冷却材系の構成要素は、原子炉冷却材系の機器の成立性に影響を与える<u>可能性のある</u>、流動および熱的な外乱（流れに起因する振動など）の可能性を考慮し、これらを<u>制限あるいは防止</u>するように設計されなければならない。</p>
<p>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</p>	<p>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</p>	<p>6.16. The design of the components contained inside the reactor coolant <del>pressure</del> 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</p>	<p>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</p>

	を最小にするようなものでなければならない。	を最小にするようなものでなければならない。	due allowance made for deterioration that might occur in service.	を最小にするようなものでなければならない。
		6.16-2. ナトリウムと水/蒸気などの作動流体との化学反応への対応のため、2次冷却材系は、下記の防止・緩和対策に留意して設計されなければならない。	6.16bis. Sodium chemical reaction with working fluid such as water/steam shall be considered for the design of the secondary coolant system. Provisions to prevent/mitigate them shall be incorporated in the design:	6.16-2. ナトリウムと水/蒸気などの作動流体との化学反応への対応のため、2次冷却材系は、下記の防止・緩和対策に留意して設計されなければならない。
		(a) ナトリウム-作動流体間の熱交換システムが使用される場合は、作動流体の漏えいを検知し、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。	(a) Provisions shall be made to detect the leak of the working fluid, to control the leak propagation, and to mitigate the leak accident when heat exchange system between sodium and working fluid is used.	(a) ナトリウム-作動流体間の熱交換システムが使用される場合は、作動流体の漏えいを検知し、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。
		(b) 設計拡張状態として想定されるナトリウムと作動流体の激しい化学反応を伴う状態においても、原子炉の基本的な安全機能が維持されなければならない。	(b) The fundamental safety functions shall be maintained under the postulated design extension conditions with severe chemical reaction between sodium and working fluid.	(b) 設計拡張状態として想定されるナトリウムと作動流体の激しい化学反応を伴う状態においても、原子炉の基本的な安全機能が維持されなければならない。
Criterion48	要件 48：原子炉冷却材バウンダリの超過圧力防護	クライテリア 48：原子炉冷却材 <b>圧力</b> バウンダリの <b>過圧力による負荷</b> の防止	Criterion 48: <del>Over</del> Pressure load protection of the reactor coolant <del>pressure</del> boundary	クライテリア 48：原子炉冷却材 <b>圧力</b> バウンダリの <b>過圧力による負荷</b> の防止
	圧力逃がし装置が作動して、原子炉冷却材系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。	圧力逃がし装置が作動して、原子炉冷却材 <b>系</b> の <b>圧力</b> バウンダリの <b>過圧力による負荷</b> を防止する対策を講じて、 <b>原子力発電所から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。</b>	Provision shall be made to ensure that the operation of pressure relief devices will protect the <del>pressure reactor coolant</del> boundary of the reactor coolant systems against <del>over</del> pressure load 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 <b>系</b> の <b>圧力</b> バウンダリの <b>過圧力による負荷</b> を防止する対策を講じて、 <b>原子力発電所から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。</b>
Criterion49	要件 49：原子炉冷却材のインベントリ	クライテリア 49：原子炉冷却材の <b>液位インベントリ</b>	Criterion 49: <del>Level</del> Inventory of reactor coolant <del>inventory</del>	クライテリア 49：原子炉冷却材の <b>液位インベントリ</b>
	原子炉冷却材の容積変化および漏えいを十分考慮して、そのインベントリ、温度および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。	<b>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、運転状態において定められた設計限界を超えないこと、および事故状態において燃料の冷却が維持されることを確保しなければならない。</b>	Provision shall be made for controlling the <del>level inventory, temperature and pressure</del> of the reactor coolant to ensure that specified design limits are not exceeded in operational states and that the cooling of fuel is maintained in accident conditions, with taking due account of volumetric changes and leakage for ensuring heat removal by coolant circulation.	<b>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、運転状態において定められた設計限界を超えないこと、および事故状態において燃料の冷却が維持されることを確保しなければならない。</b>

		ガードベッセル及び外管は、1次冷却材系ナトリウムの漏えい時において、崩壊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しなければならない。	Guard vessels and guard pipes shall be equipped to maintain the sodium surface level of the primary coolant system necessary for decay 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 the <del>primary reactor coolant boundary system piping</del> .	ガードベッセル及び外管は、1次冷却材系ナトリウムの漏えい時において、崩壊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次冷却系配管の幾何学的配置により、1次冷却系バウンダリ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。
Criterion50	要件 50 : 原子炉冷却材の浄化	クライテリア 50 : 原子炉冷却材の浄化	Criterion 50: Cleanup of reactor coolant	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、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。	放射化した腐食生成物と燃料からの核分裂生成物、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。	Adequate facilities shall be provided at the nuclear power plant for the removal from the reactor coolant of radioactive <u>and chemical</u> substances, including activated corrosion products and fission products deriving from the fuel, and non-radioactive substances.	放射化した腐食生成物と燃料からの核分裂生成物、 <u>化学物質</u> 、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。
	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. 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. The capabilities of the necessary plant systems shall be based on the specified design limit on permissible leakage of 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。
		6.17-2. ナトリウム中の不純物の濃度は、炉内集合体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。	6.17bis Concentration of impurities in sodium shall be controlled within the limit value in order to prevent excessive corrosion, <u>and coolant channel blockage, or other effects resulting from dissolved or particulate impurities in the coolant, in sub-assemblies. A cover gas cleanup system shall be included to ensure purity of the cover gas and to recover any reaction products or contamination, radioactive and chemical.</u>	6.17-2. ナトリウム中の不純物の濃度は、 <u>炉内集合体の過度の腐食、流路閉塞、あるいは冷却材中の不純物による影響</u> を防ぐために、制限値内に制御されなければならない。
Criterion51	要件 51 : 炉心からの残留熱除去	クライテリア 51 : <del>炉心からの残留崩壊熱除去系</del>	Criterion 51: <del>Removal of residual Decay heat removal system from the reactor core</del>	クライテリア 51 : <del>炉心からの残留崩壊熱除去系</del>
	燃料、原子炉冷却材バウンダリ、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。	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、 <del>原子力発電所の停止状態の炉心から残留崩壊熱を取り除き最終除熱源へ導く手段を、運転状態及び事故状態に対して設置しなければならない。</del>	Means shall be provided for the removal of decay heat from the reactor core to an ultimate heat sink after <del>in the reactor shutdown state</del> of the nuclear power plant in the operational states and accident conditions <del>such that the design limits for fuel, the reactor coolant pressure boundary and structures important to safety are not exceeded.</del>	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、 <del>原子力発電所の停止状態の炉心から残留崩壊熱を取り除き最終除熱源へ導く手段を、運転状態及び事故状態に対して設置しなければならない。</del>

<p>崩壊熱除去のため、できる限りの多様性を伴った手段を、設計拡張状態での代換として備えなければならない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>6.18. 炉心を冷却するための崩壊熱除去系手段は、次の事項を確保するようなものでなければならない。</p>	<p>6.18. The <del>decay heat removal systems means provided</del> for cooling of the reactor core shall be such as to ensure that</p>	<p>6.18. 炉心を冷却するための崩壊熱除去系手段は、次の事項を確保するようなものでなければならない。</p>
<p>プラント停止状態において、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しなければならない。</p>	<p>(a) The design limits for fuel, the reactor coolant boundary and structures important to safety are not exceeded in the shutdown state of the nuclear power plant,</p>	<p>(a) プラント停止状態において、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しなければならない。</p>
<p>原子炉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しなければならない。</p>	<p>(b) The cooling of the fuel is restored and maintained under accident conditions at the nuclear power plant even if the integrity of the reactor coolant boundary is not maintained, and</p>	<p>(b) 原子炉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しなければならない。</p>
<p>残留崩壊熱を原子力発電所の安全上重要な機器から最終除熱源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。</p>	<p>(c) The function to transfer decay heat from items important to safety at the nuclear power plant to an ultimate heat sink shall be carried out with very high levels of reliability for all plant states.</p>	<p>(c) 残留崩壊熱を原子力発電所の安全上重要な機器から最終除熱源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。</p>
<p>6.19 崩壊熱除去系は、以下のように設計されなければならない。</p>	<p>6.19. The decay heat removal system shall be designed as follows:</p>	<p>6.19 崩壊熱除去系は、以下のように設計されなければならない。</p>
<p>(a) 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、</p>	<p>(a) To provide diversity to the extent practicable and redundancy for suppressing common cause failure including external events.</p>	<p>(a) 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、</p>
<p>(b) 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、</p>	<p>(b) To prevent sodium-freezing of the coolant such as sodium to avoid blockage of coolant circulation, and</p>	<p>(b) 冷却材循環喪失を引き起こす可能性のある冷却材（ナトリウムなど）の凍結を防止すること、</p>
<p>(c) 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。</p>	<p>(c) To provide detection and mitigation measures against postulated sodium leak events of the coolant.</p>	<p>(c) 想定される冷却材の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。</p>
<p>6.19-2. 設計拡張状態への対応のため、少なくとも2つの崩壊熱の輸送のための手段が、以下の条件にそって設けられなければならない。その手段として、防止を図るための手段と、著しい炉心崩壊に対しそれを緩和する手段が代換として用いられる。</p>	<p>6.19bis. For design extension conditions, at least two means for decay heat transfer shall be provided with the conditions listed below. <u>At least one of the means shall be capable of core cooling under plant conditions with core degradation.</u> <del>The means are provided for ensuring the prevention, and alternatively for the mitigation of core degradation.</del></p>	<p>6.19-2. 設計拡張状態への対応のため、少なくとも2つの崩壊熱の輸送のための手段が、以下の条件にそって設けられなければならない。それらのうち少なくとも1つは、炉心損傷を伴うプラント状態において炉心冷却できること。その手段として、防止を図るための手段と、著しい炉心崩壊に対しそれを緩和する手段が代換として用いられる。</p>
<p>(a) 長期の全交流電源喪失状態でも炉心冷却が可能なこと。</p>	<p>(a) The cooling of the reactor core is ensured <u>capable</u> even under long-term loss of all AC power supply condition,</p>	<p>(a) 長期の全交流電源喪失状態でも炉心冷却が可能なこと。</p>
<p>(b) 受動的熱除去能力が実用上可能な限り活用されていること。</p>	<p>(b) Passive mechanism is utilized to the extent practicable, and</p>	<p>(b) 受動的熱除去能力が実用可能な範囲において可能な限り活用されていること。</p>

		(c) 崩壊熱除去のための最終的除熱源に関し、実用上可能な限り多様性を有すること。	(c) Ultimate heat sink for decay heat removal has diversity to the extent practicable.	(c) 崩壊熱除去のための最終的除熱源に関し、実用上可能な限り多様性を有すること。
Criterion52	要件 52：緊急時炉心冷却	[クライテリア 51 へ統合]	[Incorporated to Criterion 51] [Criteria 52: Emergency Cooling of the reactor core]	[クライテリア 51 へ統合] [クライテリア 52: 炉心の緊急時冷却]
	一次冷却材系の圧力バウンダリの健全性が維持できないとしても、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。	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。	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.	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。	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。	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。
	(a) 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。	(a) 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。	(a) The limiting parameters for the cladding or for integrity of the fuel (such as temperature) will not be exceeded;	(a) 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。
	(b) 可能性のある化学反応は許容レベルに保たれる。	(b) 可能性のある化学反応は許容レベルに保たれる。	(b) Possible chemical reactions are kept to an acceptable level;	(b) 可能性のある化学反応は許容レベルに保たれる。
	(c) 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。	(c) 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。	(c) The effectiveness of the means of cooling of the reactor core compensates for possible changes in the fuel and in the internal geometry of the reactor core;	(c) 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。
	(d) 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。	6.19. パラグラフ 6.18 のクライテリアは、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。	6.19. 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 のクライテリアは、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。
Criterion53	要件 53：最終的な熱の逃がし場への熱輸送	クライテリア 53：最終的な熱の逃がし場への熱輸送	Criterion 53: Heat transfer to an ultimate heat sink	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。	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。	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。

Section 6.4	格納容器の構造と格納容器の系統	格納容器の構造と格納容器の系統	CONTAINMENT STRUCTURE AND CONTAINMENT SYSTEM	格納容器の構造と格納容器の系統
Criterion54	要件 54 : 原子炉格納容器系	クライテリア 54 : 原子炉格納容器系	Criterion 54: Containment system for the reactor	クライテリア 54 : 原子炉格納容器系
	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 (i) 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、(ii) 自然外部事象および人的起因事象からの原子炉の防護、(iii) 運転状態および事故の状態における放射線の遮蔽	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 (i) 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、(ii) 自然外部事象および人的起因事象からの原子炉の防護、(iii) 運転状態および事故の状態における放射線の遮蔽	A containment system shall be provided to ensure or to contribute to the fulfilment of the following safety functions at the nuclear power plant: (i) confinement of radioactive substances in operational states and in accident conditions, (ii) protection of the reactor against natural external events and human induced events and (iii) 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 (i) 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、(ii) 自然外部事象および人的起因事象からの原子炉の防護、(iii) 運転状態および事故の状態における放射線の遮蔽
Criterion55	要件 55 : 格納容器からの放射性物質放出の管理	クライテリア 55 : 格納容器からの放射性物質放出の管理	Criterion 55: Control of radioactive releases from the containment	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値未満であることを確保するものでなければならない。	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値未満であることを確保するものでなければならない。	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値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. 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製作されなければならない。	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製作されなければならない。	6.20. The containment structure and the systems and components affecting the leaktightness 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、偶発的な事象による荷重に対しても防護されていないなければならない。	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、偶発的な事象による荷重に対しても防護されていないなければならない。	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.	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、偶発的な事象による荷重に対しても防護されていないなければならない。
Criterion56	要件 56 : 格納容器の隔離	クライテリア 56 : 格納容器の隔離	Criterion 56: Isolation of the containment	クライテリア 56 : 格納容器の隔離

<p>格納容器の気密性が、許容値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。</p>	<p>格納容器の気密性が、許容値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。</p>	<p>Each line that penetrates the containment at a nuclear power plant as part of the reactor coolant <b>pressure boundary and the reactor cover gas boundary</b> or that is connected directly to the containment atmosphere shall be automatically and reliably sealable in the event of an accident in which the leaktightness of the containment is essential to preventing radioactive releases to the environment that exceed acceptable limits.</p>	<p>格納容器の気密性が、許容値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や原子炉カバーガス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。</p>
<p>6.22. 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配管および格納容器の雰囲気に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。</p>	<p>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に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。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。</p>	<p>6.22. Lines that penetrate the containment as part of the reactor coolant <b>pressure boundary and the reactor cover gas boundary</b> or 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 series11, 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.</p>	<p>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に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。</p>
<p>6.23 パラグラフ 6.22 で述べられた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により、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。</p>	<p>6.2324. 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、格納容器雰囲気に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。</p>	<p>6.2324. Each line that penetrates the containment and is neither part of the reactor coolant <b>pressure boundary nor the reactor cover gas boundary</b> and is <b>not</b> 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.</p>	<p>6.2324. 格納容器を貫通するが、原子炉冷却材圧力バウンダリあるいは原子炉カバーガスバウンダリの一部でもなく、格納容器雰囲気に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。</p>
<p>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、格納容器雰囲気に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。</p>	<p>6.2423. パラグラフ 6.22, 6.23 で述べられた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により、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。</p>	<p>6.2423. Exceptions to the requirements for containment isolation stated 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.</p>	<p>6.2423. パラグラフ 6.22, 6.23 で述べられた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により、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。</p>
<p>Criterion57 要件 57 : 格納容器への立入り</p>	<p>クライテリア 57 : 格納容器への立入り</p>	<p>Criterion 57: Access to the containment</p>	<p>クライテリア 57 : 格納容器への立入り</p>

	<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>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.</p>	<p>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。</p>
	<p>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保証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保証するための対策が設計で規定されなければならない。</p>	<p>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保証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保証するための対策が設計で規定されなければならない。</p>	<p>6.25. Where provision is made for entry of operating personnel for surveillance purposes, provision for ensuring protection and safety for operating personnel shall be specified in the design. Where equipment airlocks are provided, provision for ensuring protection and safety for operating personnel shall be specified in the design.</p>	<p>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保証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保証するための対策が設計で規定されなければならない。</p>
	<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>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.</p>	<p>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。</p>
Criterion58	要件 58：格納容器の状態の管理	クライテリア 58：格納容器の状態の管理	Criterion 58: Control of containment conditions	クライテリア 58：格納容器の状態の管理
	<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>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.</p>	<p>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。</p>
	<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>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.</p>	<p>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。</p>



<p>6.28. 高エネルギー流体の偶発的ないかなる放出があっても、格納容器内の圧力と温度を下げ、それらを許容できる低いレベルに維持するために、原子炉格納容器から熱を除去する機能を確保しなければならない。格納容器から熱を除去する機能を遂行するシステムは、この機能が実行されることを確保するために、十分な信頼性と冗長性を備えたものでなければならない。</p>	<p>6.28. 原子炉格納容器からの熱除去能力は、<del>高エネルギー流体が放出されるような事故の後でも</del>、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。格納容器からの熱除去機能を遂行するシステムは、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。</p>	<p>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. <del>after any accidental release of high energy fluids.</del> 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.</p>	<p>6.28. 原子炉格納容器からの熱除去能力は、<del>高エネルギー流体が放出されるような事故の後でも</del>、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。格納容器からの熱除去機能を遂行するシステムは、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。</p>
<p>6.29. 原子炉格納容器へ放出される可能性のある核分裂生成物、水素、酸素およびその他の物質を管理するための設備を下記の必要に応じて設けなければならない。</p>	<p>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策が、必要に応じて提供されなければならない。</p>	<p>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:</p>	<p>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策が、必要に応じて提供されなければならない。</p>
<p>(a) 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。</p>	<p>(a) 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。</p>	<p>(a) To reduce the amounts of fission products that could be released to the environment in accident conditions;</p>	<p>(a) 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。</p>
<p>(b) 格納容器の健全性を脅かす可能性のある爆燃荷重または爆発荷重を防止できるように、事故の状態の格納容器雰囲気中の水素、酸素およびその他の物質の濃度を管理するためのもの。</p>	<p>(b) 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負荷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。</p>	<p>(b) to prevent or mitigate sodium combustion, and sodium-concrete reaction, and debris-concrete interaction and to 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.</p>	<p>(b) 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負荷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-コンクリート反応の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制御のためのものである。</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>6.30. <del>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.</del></p>	<p>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。</p>
<p>Section 6.5 計測制御系</p>	<p>計測制御系</p>	<p>INSTRUMENTATION AND CONTROL SYSTEMS</p>	<p>計測制御系</p>
<p>Criterion 59 要件 59：計装設備</p> <p>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>	<p>クライテリア 59：計装設備</p> <p>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>	<p>Criterion 59: Provision of instrumentation</p> <p>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</p>	<p>クライテリア 59：計装設備</p> <p>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>

			conditions, and for making decisions for the purposes of accident management.	
	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。	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。	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.	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。
		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それに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。	6.31bis. Instrumentation lines, which penetrate or are connected to <del>the boundary of the reactor coolant systems, boundary, the reactor cover gas boundary, the secondary sodium boundary and the secondary cover gas boundary,</del> shall be designed so that sodium leak and combustion caused by their failure are prevented and <del>or</del> mitigated.	6.31-2. 原子炉冷却材系の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するまたはそれに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及びまたは抑制できるように設計しなければならない。
Criterion60	要件 60 : 制御系	クライテリア 60 : 制御系	Criterion 60: Control systems	クライテリア 60 : 制御系
	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。	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。	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。
Criterion61	要件 61 : 保護系	クライテリア 61 : 保護系	Criterion 61: Protection system	クライテリア 61 : 保護系
	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。	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。	A protection system shall be provided at the nuclear power plant that has the capability to detect unsafe plant conditions and to initiate safety actions automatically 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. 保護系は次のように設計しなければならない。 (a) 制御系の安全でない作動を無効にできること。 (b) 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。	6.32. 保護系は次のように設計しなければならない。 (a) 制御系の安全でない作動を無効にできること。 (b) 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。	6.32. The protection system shall be designed: (a) To be capable of overriding unsafe actions of the control system; (b) With fail-safe characteristics to achieve safe plant conditions in the event of failure of the	6.32. 保護系は次のように設計しなければならない。 (a) 制御系の安全でない作動を無効にできること。 (b) 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。

		protection system.	
6.33 設計は	6.33 設計は	6.33. The design:	6.33. 設計は
(a) 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。	(a) 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。	(a) 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;	(a) 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。
(b) 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。	(b) 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。	(b) 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;	(b) 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。
(c) 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。	(c) 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。	(c) Shall make relevant information available to the operator for monitoring the effects of automatic actions.	(c) 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。
<b>Criterion62</b>	<b>要件 62 : 計装と制御系の信頼性と試験の可能性</b>	<b>Criterion 62: Reliability and testability of instrumentation and control systems</b>	<b>クライテリア 62 : 計装と制御系の信頼性と試験の可能性</b>
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。	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。	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. 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使用しなければならない。	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使用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 in 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使用しなければならない。
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。	6.35. 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。	6.35. 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. 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。	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。	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。
Criterion63	要件 63 : 安全上重要な機器における計算機ベース設備の使用	クライテリア 63 : 安全上重要な機器における計算機ベース設備の使用	Criterion 63: Use of computer based equipment in systems important to safety	クライテリア 63 : 安全上重要な機器における計算機ベース設備の使用
	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、その系統の使用可能寿命期間、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。	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、その系統の使用可能寿命期間、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。	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 service life 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、その系統の使用可能寿命期間、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. 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。	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。	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。
	(a) 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。	(a) 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。	(a) A high quality of, and best practices for, hardware and software shall be used, in accordance with the importance of the system to safety;	(a) 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。
	(b) 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ない。また評価できるようにしなければならない。	(b) 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ない。また評価できるようにしなければならない。	(b) The entire development process, including control, testing and commissioning of design changes, shall be systematically documented and shall be reviewable;	(b) 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ない。また評価できるようにしなければならない。
(c) 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。	(c) 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。	(c) An assessment of the equipment shall be undertaken by experts who are independent of the design team and the supplier team to provide assurance of its high reliability;	(c) 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。	
(d) 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。	(d) 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。	(d) 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;	(d) 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。	

	(e) 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。	(e) 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。	(e) Common cause failures deriving from software shall be taken into consideration;	(e) 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。
	(f) 系統操作における偶発的障害あるいは作為的な妨害に対する防護が備えられなければならない。	(f) 系統操作における偶発的障害あるいは作為的な妨害に対する防護が備えられなければならない。	(f) Protection shall be provided against accidental disruption of, or deliberate interference with, system operation.	(f) 系統操作における偶発的障害あるいは作為的な妨害に対する防護が備えられなければならない。
Criterion64	要件 64 : 安全系と制御系の分離	クライテリア 64 : 安全系と制御系の分離	Criterion 64: Separation of protection systems and control systems	クライテリア 64 : 安全系と制御系の分離
	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を防がなければならない。	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を防がなければならない。	Interference between protection systems and control systems at the nuclear power plant shall be prevented by means of separation, by avoiding interconnections or by suitable functional independence.	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を防がなければならない。
	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。	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。	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。
Criterion65	要件 65 : 制御室	クライテリア 65 : 制御室	Criterion 65: Control room	クライテリア 65 : 制御室
	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。	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。	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. 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。	6.39. 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。	6.39. 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. 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。	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。	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。
Criterion66	要件 66：補助制御室	クライテリア 66：補助制御室	Criterion 66: Supplementary control room	クライテリア 66：補助制御室
	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、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できるものでなければならない。	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、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できるものでなければならない。	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 so equipped that the reactor can be placed and maintained in a shutdown state, decay 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、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できるものでなければならない。
	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。	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 のクライテリアを、原子力発電所の補助制御室にも同様に適用する。	6.41. The requirements of para. 6.39 for taking appropriate measures and providing adequate information for the protection of occupants against hazards also 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 のクライテリアを、原子力発電所の補助制御室にも同様に適用する。
Criterion67	要件 67：緊急時制御センター	クライテリア 67：緊急時制御センター	Criterion 67: Emergency control centre	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。	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。	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. 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	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	6.42. Information about important plant parameters and radiological conditions at the nuclear power plant and in its immediate surroundings shall be provided in 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	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

	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。	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。	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.	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。
Section 6.6	非常用電源供給系	非常用電源供給系	EMERGENCY POWER SUPPLY	非常用電源供給系
Criterion 68	要件 68：非常用電源供給系	クライテリア 68：非常用電源供給系	Criterion 68: Emergency power supply	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。	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。	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. 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。	6.43. 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。	6.43. 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. 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。	6.44. 非常用電源を供給する方法は、 <del>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</del> 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）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。	6.44. The <del>combined</del> means to provide emergency power shall have <del>diversity to the extent practicable and redundancy for suppressing common cause failure including external events</del> (such as by means of water, steam or gas turbines, diesel engines or batteries). <del>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.</del>	6.44. 非常用電源を供給する方法は、 <del>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</del> よう、冗長性及び実用上可能な範囲において <del>可能な限り</del> 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。
	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。	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。	6.45. The design basis for any diesel engine or other prime mover <sup>12</sup> 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。
	(a) 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	(a) 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	(a) the capability of the associated fuel oil storage and supply systems to satisfy the demand within the specified time period;	(a) 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

	(b) 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	(b) 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	(b) the capability of the prime mover to start and to function successfully under all specified conditions and at the required time;	(b) 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
	(c) 冷却系などの主駆動源の補機系	(c) 冷却系などの主駆動源の補機系	(c) auxiliary systems of the prime mover such as coolant systems.	(c) 冷却系などの主駆動源の補機系
Section 6.7	補助系および補機系	補助系および補機系	SUPPORTING SYSTEMS AND AUXILIARY SYSTEMS	補助系および補機系
Criterion 69	要件 69 : 補助系と補機系の性能	クライテリア 69 : 補助系と補機系の性能	Criterion 69: Performance of supporting systems and auxiliary systems.	クライテリア 69 : 補助系と補機系の性能
	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。	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。	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 plant.	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。
Criterion 70	要件 70 : 熱輸送系	クライテリア 70 : 熱輸送系	Criterion 70: Heat transport systems	クライテリア 70 : 熱輸送系
	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。	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。	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. 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。	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。	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	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	クライテリア 71 : プロセスサンプリング系と事故後サンプリング系	Criterion 71: Process sampling systems and post-accident sampling systems	クライテリア 71 : プロセスサンプリング系と事故後サンプリング系
	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。	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。	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. 原子力発電所では、重大な汚染の可能性が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。	6.47. 原子力発電所では、重大な汚染の可能性が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。	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	6.47. 原子力発電所では、重大な汚染の可能性が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。



			samples.	
Criterion72	要件 72 : 圧縮空気系	クライテリア 72 : 圧縮空気およびガス系	Criterion 72: Compressed air and gas systems	クライテリア 72 : 圧縮空気およびガス系
	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。	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およびガス系の設計基準は、供給する空気およびガスの品質、流量および清浄度を定めるものでなければならない。	The design basis for any compressed air or gas system that serves an item important to safety at the nuclear power plant shall specify the quality, flow rate and cleanness of the air or gas 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およびガス系の設計基準は、供給する空気およびガスの品質、流量および清浄度を定めるものでなければならない。
Criterion73	要件 73 : 空調系と換気系	クライテリア 73 : 空調系と換気系	Criterion 73: Air conditioning systems and ventilation systems	クライテリア 73 : 空調系と換気系
	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。	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。	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 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。	6.48 原子力発電所の建屋の換気のために、以下に示す空気およびガスの浄化のため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 the cleaning of air and gas:	6.48 原子力発電所の建屋の換気のために、以下に示す空気およびガスの浄化のための適切な能力の系統を備えなければならない。
	(a)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。	(a)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。	(a) To prevent unacceptable dispersion of airborne radioactive substances within the plant;	(a)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。
	(b)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。	(b)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。	(b) To reduce the concentration of airborne radioactive substances to levels compatible with the need for access by personnel to the area;	(b)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。
	(c)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。	(c)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。	(c) To keep the levels of airborne radioactive substances in the plant below authorized limits and as low as reasonably achievable;	(c)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。
	(d)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。	(d)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。	(d) To ventilate rooms containing inert gases or noxious gases without impairing the capability to control radioactive effluents;	(d)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。
	(e)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。	(e)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。	(e) To control releases of gaseous radioactive material to the environment below the authorized limits on discharges and to keep them as low as	(e)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。

			reasonably achievable.	
	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、負差圧（部分真空）に維持するようにならなければならない。	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、負差圧（部分真空）に維持するようにならなければならない。	6.49. Areas of higher contamination at the plant shall be maintained at a negative pressure differential (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、負差圧（部分真空）に維持するようにならなければならない。
Criterion74	要件 74 : 消火系	クライテリア 74 : 消火系	Criterion 74: Fire protection systems	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。	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。	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. 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。	6.50. 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。	6.50. The fire protection systems installed at the nuclear power plant shall be capable of dealing safely with fire events of the various types, including sodium fire, 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（ナトリウム火災を含む）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。	6.51 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。	6.51. 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. 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。	6.52. 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。	6.52. 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. 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。	6.53. 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。	6.53. 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。	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。	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	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。

			room.	
			6.54bis. Adequate means of protecting the human body from sodium compounds generated by sodium fires shall be provided.	6.54-2.ナトリウム火災により発生するナトリウム化合物から、人体を保護する対策を備えなければならない。
Criterion75	要件 75 : 照明設備	クライテリア 75 : 照明設備	Criterion 75: Lighting systems	クライテリア 75 : 照明設備
	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。	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。	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。
Criterion76	要件 76 : 天井走行クレーン設備	クライテリア 76 : 天井走行クレーン設備	Criterion 76: Overhead lifting equipment	クライテリア 76 : 天井走行クレーン設備
	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。	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。	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. 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。	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。	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。
	(a) 過大な荷重の吊上げを防ぐ対策を講じること。	(a) 過大な荷重の吊上げを防ぐ対策を講じること。	(a) Measures are taken to prevent the lifting of excessive loads;	(a) 過大な荷重の吊上げを防ぐ対策を講じること。
	(b) 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。	(b) 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。	(b) Conservative design measures are applied to prevent any unintentional dropping of loads that could affect items important to safety;	(b) 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。
	(c) 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。	(c) 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。	(c) The plant layout permits safe movement of the overhead lifting equipment and of items being transported;	(c) 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。
	(d) 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）。	(d) 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）。	(d) Such equipment can be used only in specified plant states (by means of safety interlocks on the crane);	(d) 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）。
	(e) 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。	(e) 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。	(e) Such equipment for use in areas where items important to safety are located is seismically qualified.	(e) 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		クライテリア 76-2: ナトリウム予熱系	Criterion 76bis: Sodium Heating Systems	クライテリア 76-2: ナトリウム予熱系

		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。	Heating systems shall be provided for components as necessary to prevent loss of fundamental safety functions by sodium freezing. 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 the design limits.	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。
Section 6.8	その他の出力変換系	その他の出力変換系	OTHER POWER CONVERSION SYSTEMS	その他の出力変換系
Criterion 77	要件 77 : 蒸気供給系、給水系およびタービン発電機	クライテリア 77 : バランスオブプラント系 (蒸気供給系、給水系およびタービン発電機をオプションとして含む)	Criterion 77: Other conversion <del>Balance of plant</del> systems including an option with steam supply system, feedwater system and turbine generators	クライテリア 77 : <del>その他の出力変換系</del> (蒸気供給系、給水系およびタービン発電機をオプションとして含む)
	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的设计は、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。	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的设计は、原子炉冷却材圧力バウンダリが通常運転時、運転時及び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。	The design of the <del>power conversion/balance of plant</del> systems including an option with 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 boundary of the reactor coolant systems pressure boundary are not exceeded in operational states and <del>or</del> in accident conditions.	原子力発電所での <del>その他の出力変換系</del> (蒸気供給系、給水系およびタービン発電機をオプションとして含む)的设计は、原子炉冷却材系の圧力バウンダリが通常運転時、運転時及び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。
	6.56. 蒸気供給系的设计は、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。	6.56. バランスオブプラント蒸気供給系的设计は、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作動流体の蒸気隔離弁を備えたものでなければならない。	6.56. The design of the <del>power conversion balance of plant steam supply</del> systems shall provide for appropriately rated and qualified working fluid steam isolation valves capable of closing under the specified conditions in operational states and in accident conditions.	6.56. <del>その他の出力変換</del> バランスオブプラント蒸気供給系的设计は、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作動流体の蒸気隔離弁を備えたものでなければならない。
	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。	6.57. 作動流体の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。	6.57. The working fluid steam supply system <del>and the feedwater systems</del> shall be of sufficient capacity and shall be designed to prevent anticipated operational occurrences from escalating to accident conditions.	6.57. 作動流体の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. 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。	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。	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 safety.	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。
Section 6.9	放射性廃棄物および放射性物質の処理	放射性排出物および放射性廃棄物の処理	TREATMENT OF RADIOACTIVE EFFLUENTS AND RADIOACTIVE WASTE	放射性排出物および放射性廃棄物の処理
Criterion 78	要件 78 : 廃棄物の処理および管理に関する系統	クライテリア 78 : 廃棄物の処理および管理に関する系統	Criterion 78: Systems for treatment and control of waste	クライテリア 78 : 廃棄物の処理および管理に関する系統

	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。	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、 <b>事故状態に対しては許容値、また通常運転状態においては放射性物質の放出量と濃度を許可された放出限度以下でかつ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。</b>	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 <b>in normal operation and below acceptable limits in accident conditions.</b>	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、 <b>事故状態に対しては許容値、また通常運転状態においては放射性物質の放出量と濃度を許可された放出限度以下でかつ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。</b>
	6.59. これらの系統と施設は、関連管理処分の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。	6.59. これらの系統と施設は、関連管理処分の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。	6.59. 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、関連管理処分の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 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。	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。	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	要件 79：排水の処理および管理系統	クライテリア 79：排水の処理及び放出管理のための系統	Criterion 79: Systems for treatment and control of effluents	クライテリア 79：排水の処理及び放出管理のための系統
	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。	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、 <b>事故状態に対しては許容値、また通常運転状態においては放出する量と濃度を許可された放出限度以下でかつ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。</b>	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 <b>in normal operation and below acceptable limits in accident conditions.</b>	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、 <b>事故状態に対しては許容値、また通常運転状態においては放出する量と濃度を許可された放出限度以下でかつ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。</b>
	6.61. 液体および気体の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。	6.61. 液体および気体の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。	6.61. 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. 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。	6.62. 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。	6.62. 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. 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、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で交換できるように設計しなければならない。	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、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で交換できるように設計しなければならない。	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、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で交換できるように設計しなければならない。
Section 6.10	燃料の取扱系および貯蔵系	燃料の取扱系および貯蔵系	FUEL HANDLING AND STORAGE SYSTEMS	燃料の取扱系および貯蔵系
Criterion 80	要件 80 : 燃料取扱および貯蔵系	クライテリア 80 : 燃料取扱および貯蔵系	Criterion 80: Fuel handling and storage systems	クライテリア 80 : 燃料取扱および貯蔵系
	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。	原子力発電所の燃料の取扱および貯蔵系は、 <b>運転状態および事故状態において、燃料の取扱と保管において燃料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。</b>	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 <del>in operational states and accident conditions for the reactor and the fuel storage facility.</del>	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燃料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. 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。	6.64. 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。	6.64. 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. 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。	6.65. 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。	6.65. 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. 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。	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。	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。
	(a) 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。	(a) 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。	(a) 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;	(a) 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。
	(b) 燃料を検査することができる。	(b) 燃料を検査することができる。	(b) To permit inspection of the fuel;	(b) 燃料を検査することができる。
	(c) 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。	(c) 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。	(c) To permit maintenance, periodic inspection and testing of components important to safety;	(c) 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。

(d) 燃料の損傷を防止する。	(d) 燃料の損傷を防止する。	(d) To prevent damage to the fuel;	(d) 燃料の損傷を防止する。
(e) 移動中の燃料の落下を防止する。	(e) 移動中の燃料の落下を防止する。	(e) To prevent the dropping of fuel in transit;	(e) 移動中の燃料の落下を防止する。
(f) 燃料集合体の個々に識別番号を付ける。	(f) 個々の燃料集合体を識別する方法を備える。	(f) To provide for the identification of individual fuel assemblies;	(f) 個々の燃料集合体を識別する方法を備える。
(g) 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。	(g) 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。	(g) To provide proper means for meeting the relevant requirements for radiation protection;	(g) 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。
(h) 核燃料の損失、もしくは核燃料の管理を妨げることを防止するために、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。	(h) 核燃料の損失、もしくは核燃料の管理を妨げることを防止するために、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。	(h) 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.	(h) 核燃料の損失、もしくは核燃料の管理を妨げることを防止するために、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 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。	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。	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。
(a) 運転状態および事故の状態での適切な燃料からの熱除去を行うことができる。	(a) 運転状態および長期間にわたる全交流電源喪失を含む事故の状態での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。	(a) To permit adequate removal of heat from the fuel and monitoring its status in operational states and in accident conditions including the long-term loss of all AC power supplies;	(a) 運転状態および長期間にわたる全交流電源喪失を含む事故の状態での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。
(b) 移動中の使用済燃料の落下を防止する。	(b) 移動中の使用済燃料の落下を防止する。	(b) To prevent the dropping of spent fuel in transit;	(b) 移動中の使用済燃料の落下を防止する。
(c) 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。	(c) 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。	(c) To prevent causing unacceptable handling stresses on fuel elements or fuel assemblies;	(c) 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。
(d) 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の上に落下して起こる可能性のある損傷を防止する。	(d) 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の上に落下して起こる可能性のある損傷を防止する。	(d) To prevent the potentially damaging dropping on the fuel of heavy objects such as spent fuel casks, cranes or other objects on the fuel;	(d) 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の上に落下して起こる可能性のある損傷を防止する。
(e) 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。	(e) 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。	(e) To permit safe keeping of suspect or damaged fuel elements or fuel assemblies;	(e) 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。
(f) 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。	(f) 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。	(f) To control levels of soluble absorber if this is used for criticality safety;	(f) 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。
(g) 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。	(g) 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。	(g) To facilitate maintenance and future decommissioning of fuel handling and storage facilities;	(g) 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。

(h) 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、	(h) 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、	(h) To facilitate decontamination of fuel handling and storage areas and equipment when necessary;	(h) 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、
(i) 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。	(i) 原子炉から取り出したすべての燃料は、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。	(i) 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;	(i) 原子炉から取り出したすべての燃料は、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。
(j) 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。	(j) 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。	(j) To facilitate the removal of fuel from storage and its preparation for off-site transport.	(j) 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. 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。	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。	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。
(a) 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	(a) 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	(a) Means for controlling the temperature, water chemistry and activity of any water in which irradiated fuel is handled or stored;	(a) 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
(b) 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	(b) 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	(b) Means for monitoring and controlling the water level in the fuel storage pool and means for detecting leakage;	(b) 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
(c) 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)	(c) 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)	(c) Means for preventing the uncovering of fuel assemblies in the pool in the event of a pipe break (i.e. anti-siphon measures).	(c) 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)
(d) 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手段	(d) 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手段	(d) 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.	(d) 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手段
(e) 運転状態及び長期間にわたる全交流電源喪失を含む事故において、燃料の熱の適切な除去とモニタリングの手段。	(e) 運転状態及び長期間にわたる全交流電源喪失を含む事故において、燃料の熱の適切な除去とモニタリングの手段。	(e) means to provide adequate heat removal from the fuel and monitoring its status in operational states and in accident conditions including the long-term loss of all AC power supplies.	(e) 運転状態及び長期間にわたる全交流電源喪失を含む事故において、燃料の熱の適切な除去とモニタリングの手段。
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。	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。	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。
(a) 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。	(a) 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。	(a) means for controlling the temperature, chemistry and activity of any sodium in which irradiated fuel is handled or stored;	(a) 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。
(b) 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	(b) 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	(b) means for monitoring and controlling the sodium level in the fuel storage tank and for detecting leakage;	(b) 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



	(c) 漏洩事象時にタンク内の燃料集合体露出を防ぐ手段。	(c) means to prevent the uncovering of fuel assemblies in the tank in the event of a leakage.	(c) 漏洩事象時にタンク内の燃料集合体露出を防ぐ手段。
	(d) 運転状態及び長期間にわたる全交流電源喪失を含む事故において、燃料の熱の適切な除去とモニタリングの手段。	(d) means to provide adequate heat removal from the fuel and monitoring its status in operational states and in accident conditions including the long-term loss of all AC power supplies.	(d) 運転状態及び長期間にわたる全交流電源喪失を含む事故において、燃料の熱の適切な除去とモニタリングの手段。
		(e) means to prevent sodium freezing to avoid blockage of coolant circulation.	(e) 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手段。
Section 6.11	放射線防護	RADIATION PROTECTION	放射線防護
Criterion 81	要件 81：放射線防護の設計	Criterion 81: Design for radiation protection	要件 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。	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. 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(脚注 4 参照)、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。	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 (see footnote 4), 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(脚注 4 参照)、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。
	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。	6.70. Materials used in the manufacture of structures, systems and components shall be selected to minimize activation of the material as far as is 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. 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。	6.71. 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. 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。	6.72. 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.	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。

		means and by means of ventilation systems.	
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。放射線被ばくを防止低減するために、遮へいを備えなければならない。	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。放射線被ばくを防止低減するために、遮へいを備えなければならない。	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。放射線被ばくを防止低減するために、遮へいを備えなければならない。
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。	6.74. 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。	6.74. 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. 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。	6.75. 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。	6.75. 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 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。	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。	6.76. Facilities shall be provided for the 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。
<b>Criterion82 要件 82：放射線監視の手段</b>	<b>クライテリア 82：放射線監視の手段</b>	<b>Criterion 82: Means of radiation monitoring</b>	<b>クライテリア 82：放射線監視の手段</b>
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。	運転状態と設計基準事故状態、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。	Equipment shall be provided at the nuclear power plant to ensure that there is adequate radiation monitoring in operational states and <del>design-basis accident conditions and, as far as is practicable, in design-extension conditions.</del>	運転状態と設計基準事故状態、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。
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。	6.77. 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。	6.77. 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。

<p>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に、十分な情報を提供するものでなければならない。</p>	<p>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に、十分な情報を提供するものでなければならない。</p>	<p>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 in the appropriate control position that operating personnel can initiate corrective action if necessary.</p>	<p>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に、十分な情報を提供するものでなければならない。</p>
<p>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、放射性物質の空气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。</p>	<p>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、放射性物質の空气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。</p>	<p>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.</p>	<p>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、放射性物質の空气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。</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>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.</p>	<p>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。</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>6.81. Stationary equipment shall be provided for monitoring radioactive effluents and effluents with possible contamination prior to or during discharges from the plant to the environment, radioactive effluents and effluents with possible contamination.</p>	<p>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。</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>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.</p>	<p>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。</p>

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。	6.83 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。	6.83. 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 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。	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。	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。
(a)食物連鎖を含む、人々への被ばく経路	(a)食物連鎖を含む、人々への被ばく経路	(a) Exposure pathways to people, including the food-chain;	(a)食物連鎖を含む、人々への被ばく経路
(b)放射線が少しでも検出されたならば、現地環境に対する放射線の影響	(b)放射線が少しでも検出されたならば、現地環境に対する放射線の影響	(b) Radiological impacts, if any, on the local environment;	(b)放射線が少しでも検出されたならば、現地環境に対する放射線の影響
(c)環境における放射性物質の蓄積の可能性および蓄積	(c)環境における放射性物質の蓄積の可能性および蓄積	(c) The possible buildup, and accumulation in the environment, of radioactive substances;	(c)環境における放射性物質の蓄積の可能性および蓄積
(d)許可されていない放射性物質の排出経路の可能性	(d)許可されていない放射性物質の排出経路の可能性	(d) The possibility there being of any unauthorized routes for radioactive releases.	(d)許可されていない放射性物質の排出経路の可能性

Footnote 1 ある状態が発生する可能性が実際に排除されていると考えられるのは、そのような状態が発生することが物理的に不可能な場合や高い信頼性をもって発生するとは絶対に考えられない場合である。	ある状態が発生する可能性が実際に排除されていると考えられるのは、そのような状態が発生することが物理的に不可能な場合や高い信頼性をもって発生するとは絶対に考えられない場合である。	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.	ある状態が発生する可能性が実際に排除されていると考えられるのは、そのような状態が発生することが物理的に不可能な場合や高い信頼性をもって発生するとは絶対に考えられない場合である。
2設計組織は、建設予定プラントの最終的な詳細設計の準備に責任を持つ組織である。	設計組織は、建設予定プラントの最終的な詳細設計の準備に責任を持つ組織である。	The design organization is the organization responsible for preparation of the final detailed design of the plant to be built.	設計組織は、建設予定プラントの最終的な詳細設計の準備に責任を持つ組織である。
3管理システムに関する要件は参考資料 [8] に定められている	管理システムに関する要件は参考資料 [8] に定められている	Requirements on management systems are established in Ref. [8].	管理システムに関する要件は参考資料 [8] に定められている
4施設および作業に対する放射線防護と放射線源の要件は参考資料 [10] に定められている	施設および作業に対する放射線防護と放射線源の要件は参考資料 [10] に定められている	Requirements on radiation protection and the safety of radiation sources for facilities and activities are established in Ref. [9].	施設および作業に対する放射線防護と放射線源の要件は参考資料 [10] に定められている
5クリフエッジ効果 (cliff edge effect) とは、原子力発電プラントの場合、プラントパラメータの小さな逸脱の後、入力小さな変動に応じてプラントの状態が突然大きく変動し、一つのプラントの状態から別のプラントの状態への急な移行によって生じる厳しく異常なプラントの振舞いの事例である。	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.	クリフエッジ効果 (cliff edge effect) とは、原子力発電プラントの場合、プラントパラメータの小さな逸脱の後、入力小さな変動に応じてプラントの状態が突然大きく変動し、一つのプラントの状態から別のプラントの状態への急な移行によって生じる厳しく異常なプラントの振舞いの事例である。	

- |  |   |  |  |
|--|---|--|--|
| <p>6施設および活動に関する安全評価の要件を参考資料 [2] に示す</p> <p>7プラントの設置のためのサイト評価に関する要件を参考資料 [10] に示す。</p> <p>8これは最適評価手法を用いて行われる可能性がある（アメリカ合衆国の要件に応じて、より厳しい手法が用いられる可能性がある）。</p> <p>9プラントを安全な状態に戻すため、あるいは事故の影響を緩和するため、すべてのプラント設計機能および補足系統の一時的な仕様に対し、考慮しなければならない。</p> | <p>施設および活動に関する安全評価の要件を参考資料 [2] に示す</p> <p>プラントの設置のためのサイト評価に関する要件を参考資料 [10] に示す。</p> <p>これは最適評価手法を用いて行われる可能性がある（各国の要件に応じて、より厳しい手法が用いられる可能性がある）。</p> <p>プラントを安全な状態に戻すため、あるいは事故の影響を緩和するため、すべてのプラント設計機能および補足系統の一時的な仕様に対し、考慮しなければならない。</p> | <p>Requirements on safety assessment for facilities and activities are established in Ref. [2].</p> <p>Requirements on site evaluation for nuclear installations are established in Ref. [10].</p> <p>This could be done with a best estimate approach (more stringent approaches may be used according to States' requirements).</p> <p>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.</p> <p>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 is 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</p> <p>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.</p> <p>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.</p> | <p>施設および活動に関する安全評価の要件を参考資料 [2] に示す</p> <p>プラントの設置のためのサイト評価に関する要件を参考資料 [10] に示す。</p> <p>これは最適評価手法を用いて行われる可能性がある（各国の要件に応じて、より厳しい手法が用いられる可能性がある）。</p> <p>プラントを安全な状態に戻すため、あるいは事故の影響を緩和するため、すべてのプラント設計機能および補足系統の一時的な仕様に対し、考慮しなければならない。</p> <p>単一故障とは、システムもしくは機器が意図する安全機能を実行することができなくなる故障であり、またそれに起因するいかなる重大な故障のことである。単一故障の基準は、いかなる単一故障の際でも、その作業が実行可能といった系統に適用できる基準（要件）である。</p> <p>ほとんどの場合、隔離弁もしくはチェックバルブが格納容器の外部か内部のどちらかにある。別の配置も設計により可能ではある。</p> <p>主駆動源（電動機、電磁駆動機構あるいは空気圧作動機器など）は、起動装置からの指示によりエネルギーを運動に変換する機器である。</p> |
|--|---|--|--|

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 ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/2, IAEA, Vienna (2011).
- [5] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, IAEA, Vienna (1996).
- [6] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12, IAEA, Vienna (1999).
- [7] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Maintaining the Design Integrity of Nuclear Installations throughout their Operating Life, INSAG-19, IAEA, Vienna (2003).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-R-3, IAEA, Vienna (2006).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards (Interim Edition), IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 3, IAEA, Vienna (2011).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-3, IAEA, Vienna (2003).

## 付録 D : 安全設計クライテリア用語集

### **#accident conditions**

Deviations from *normal operation* that are less frequent and more severe than *anticipated operational occurrences*, and which include *design basis accidents* and *design extension conditions*.

[from the DEFINITIONS in the IAEA SSR 2/1]

### **#add-on / added-on**

Mechanism/device which is additionally incorporated, or action to incorporate, in an existing structure, system and/or component (SSC) after the nuclear power plant [NPP] built in order to reinforce/improve the safety function(s) (and which have not been incorporated in the design concept of the SSC.)

[based on the ‘Basis for the safety approach’ and ‘ISAM’ of the GIF Risk & Safety Working Group.]

### **#boundary of the reactor coolant systems**

Boundary of the systems which constitute “reactor coolant systems”.

### **#built-in**

Mechanism/device which is included, or action to include, in the design concept of an SSC and which is forming an integral part of the SSC, in order to reinforce/improve the safety function(s).

[based on the ‘Basis for the safety approach’ and ‘Integrated Safety Assessment Methodology’ of the GIF Risk & Safety Working Group.]

### **#cliff edge effect**

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.

[from FOOTNOTES in the IAEA SSR 2/1]

### **#controlled state**

Plant state, following an *anticipated operational occurrence* or accident conditions, in which the fundamental safety functions can be ensured and which can be maintained for a time sufficient to implement provisions to reach a *safe state*.

[from the DEFINITIONS in the IAEA SSR 2/1]

### **#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)]

### **#design basis accident**

*Accident causing accident conditions for which a facility is designed in accordance with established design criteria and conservative methodology, and for which releases of radioactive material are kept within acceptable limits.*

**[beyond design basis accident]:** This term is superseded by *design extension conditions*.  
[from the DEFINITIONS in the IAEA SSR 2/1]

### **#design extension conditions**

*Accident conditions that are not considered for design basis accidents, but that are considered in the design process of the plant in accordance with best estimate methodology, and for which releases of radioactive material are kept within acceptable limits.* Design extension conditions could include severe accident conditions.

[from the DEFINITIONS in the IAEA SSR 2/1]

### **#design organization**

The design organization is the organization responsible for preparation of the final detailed design of the plant to be built.

[from FOOTNOTES in the IAEA SSR 2/1]

### **#fast reactor**

A nuclear reactor in which the fission chain reaction is sustained by fast neutrons.

### **#fuel storage in sodium**

A sodium tank system (or EVST: Ex-vessel Storage Tank) and/or the reactor vessel (or IVS: In-Vessel Storage) is used for the temporary storage of new fuel before loading to the core and spent fuel from the core. 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]

### **#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.

### **#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 Roadmap and GIF Homepage]

### **#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.

### **#inherent 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”]

### **#leak propagation**

Successive tube failures of the steam generator in case of the water-steam leak accident.

### **#leak tight configuration**

Structures in order to ensure liquid-/gas-tightness of the reactor coolant boundary and the cover gas boundary.

### **#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.

### **#operating personnel**

Individual *workers* engaged in the *operation* of an *authorized facility*.

[from IAEA *Safety Glossary (2007 Edition)*.]

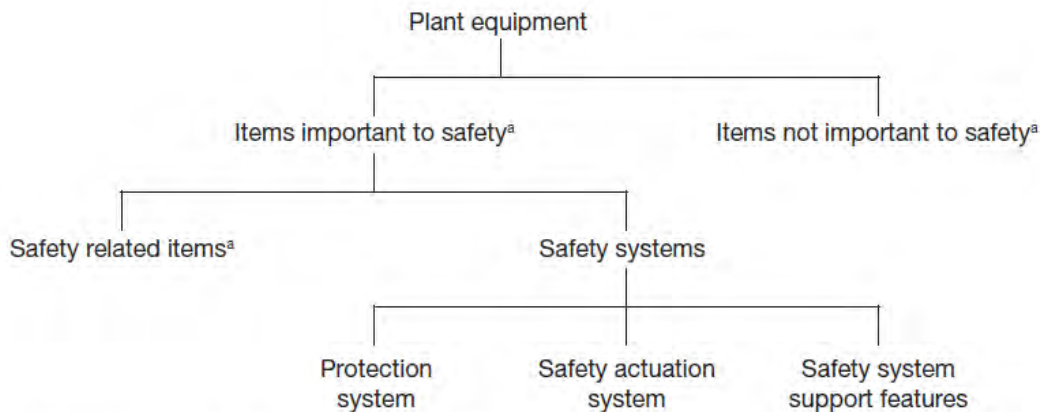
### #passive safety feature

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”]

### #plant equipment

[from IAEA *Safety Glossary (2007 Edition)*.]



<sup>a</sup> In this context, an ‘item’ is a *structure, system or component*.

### #item important to safety.

[from IAEA *Safety Glossary (2007 Edition)*.]

An item that is part of a safety group and/or whose malfunction or failure could lead to radiation exposure of the site personnel or members of the public.

Items important to safety include:

- Those structures, systems and components whose malfunction or failure could lead to undue radiation exposure of site personnel or members of the public;
- Those structures, systems and components that prevent anticipated operational occurrences from leading to accident conditions;
- Those features that are provided to mitigate the consequences of malfunction or failure of structures, systems and components.

### #protection system.

[from IAEA *Safety Glossary (2007 Edition)*.]

System that monitors the operation of a reactor and which, on sensing an abnormal condition, automatically initiates actions to prevent an unsafe or potentially unsafe condition.

The system in this case encompasses all electrical and mechanical devices and circuitry, from sensors to actuation device input terminals.

**#safety actuation system.**

[from IAEA Safety Glossary (2007 Edition).]

The collection of equipment required to accomplish the necessary safety actions when initiated by the protection system.

**#safety related item.**

[from IAEA Safety Glossary (2007 Edition).]

An item important to safety that is not part of a safety system.

**#safety related system.**

[from IAEA Safety Glossary (2007 Edition).]

A system important to safety that is not part of a safety system.

A safety related instrumentation and control system, for example, is an instrumentation and control system that is important to safety but which is not part of a safety system.

**#safety system.**

[from IAEA Safety Glossary (2007 Edition).]

A system important to safety, provided to ensure the safe shutdown of the reactor or the residual heat removal from the core, or to limit the consequences of anticipated operational occurrences and design basis accidents.

Safety systems consist of the protection system, the safety actuation systems and the safety system support features. Components of safety systems may be provided solely to perform safety functions, or may perform safety functions in some plant operational states and non-safety functions in other operational states.

**#safety system support features.**

[from IAEA Safety Glossary (2007 Edition).]

The collection of equipment that provides services such as cooling, lubrication and energy supply required by the protection system and the safety actuation systems.

**#plant states (considered in design)**

Operational states		Accident conditions	
Normal operation	Anticipated operational occurrences	Design basis accidents	Design extension conditions

[from the DEFINITIONS in the IAEA SSR 2/1]

### **#practically eliminated**

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.

[from FOOTNOTES in the IAEA SSR 2/1]

### **#primary coolant system**

The coolant system used to remove heat from the reactor core and transfer the heat to the coolant in the secondary coolant system.

### **#prime mover**

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.

[from FOOTNOTES in the IAEA SSR 2/1]

### **#reactor coolant boundary**

The reactor coolant boundary means a barrier of components which contains the primary coolant. The breakage of this boundary induces the primary coolant leak. The reactor coolant boundary forms a barrier against radioactive materials release together with the reactor cover gas boundary.

### **#reactor coolant systems**

All the systems used to remove heat from the reactor core and transfer that heat to the ultimate heat sink. The reactor coolant systems includes: primary coolant system, secondary coolant system, decay heat removal system, cleanup facilities, and power conversion system with associated coolant system.

### **#reactor cover gas boundary**

The reactor cover gas boundary means a barrier of components which contains the reactor cover gas. The breakage of this boundary induces the reactor cover gas leak. The reactor cover gas boundary forms a barrier against radioactive materials release together with the reactor coolant boundary.

### **#safe state**

Plant state, following an *anticipated operational occurrence* or accident conditions, in which the reactor is subcritical and the fundamental safety functions can be ensured and stably maintained for long time.

[from the DEFINITIONS in the IAEA SSR 2/1]

### **#safety feature for design extension conditions**

Item designed to perform a safety function or which has a safety function in *design extension conditions*.

[from the DEFINITIONS in the IAEA SSR 2/1]

### **#safety group**

[from IAEA Safety Glossary (2007 Edition).]

The assembly of equipment designated to perform all actions required for a particular *postulated initiating event* to ensure that the *limits* specified in the *design basis* for *anticipated operational occurrences* and *design basis accidents* are not exceeded.

### **#safety system settings**

The levels at which safety systems are automatically actuated in the event of *anticipated operational occurrences* or *design basis accidents*, to prevent *safety limits* from being exceeded.

[from the DEFINITIONS in the IAEA SSR 2/1]

### **#secondary coolant system (or intermediate coolant system)**

The coolant system used to transfer heat from the coolant in the primary coolant system to the working fluid in the turbine system such as a water/steam system via a heat exchanger.

### **#single failure**

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 is 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.

[from FOOTNOTES in the IAEA SSR 2/1]

### **#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.

### **#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.

### **#steam generator**

The heat exchanger to transfer heat from a sodium system to a water/steam system.