# 第4世代ナトリウム冷却高速炉の 安全設計ガイドラインに関する検討 (中間報告)

「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会

# 平成 27 年 9 月

# 一般社団法人 日本原子力学会

2015年9月

#### 第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドラインに関する検討(中間報告)

#### 「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会

東京電力福島第一原子力発電所事故(2011年3月11日)後、我が国のみならず世界各国におい て、原子力プラントに対する様々な安全確保活動が行われている。国家プロジェクトとして推進し てきた我が国の核燃料サイクル技術については、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容 化・有害度低減等の観点からその推進を基本的方針とし、状況の進展に応じて戦略的柔軟性を持た せながら対応を進めるとした<sup>1)</sup>。また、安全確保、平和利用を大前提に、核不拡散へ貢献し、国際 的な理解を得ながら取組を着実に進めるための政策を実効性あるものとするため、プルトニウムの 適切な管理と利用を行うとともに、米国やフランス等と国際協力を進めつつ、高速炉等の研究開発 に取り組むとした。こうした状況の中で、国際的に高速炉の安全性を今後より高めてゆく観点から、 高速炉の安全要件に関する世界標準を構築するニーズが高まっている。

日本原子力学会では、2011~2012 年度に原子力の研究・開発・建設・運転に係わる専門家を集 めて SFR に対する安全設計要件について精力的に議論し、その成果である安全設計クライテリア (SDC)は2013年5月にGIFで受理された。一方、SDCは基本性能要求であり、今後、SDCの技 術的要件をより具体化・詳細化し、今後の高速炉の安全性向上をより実効性を持たせて国際社会に 求めていくことが重要と認識され、GIFではSDCを具体化した安全設計ガイドライン(SDG)の 構築を進めることが提案されている。このような中、世界に先駆けてSDGを議論することは、我 が国の原子力専門家が集結した学会としての大切な役割であると考える。

本研究専門委員会は、国際的な SDG の構築に向けて、安全関連技術開発の最新動向及び国内外 の安全基準の最新動向を調査するとともに、SDG の具体的な内容を検討し、国際社会に向けて SFR の安全性の基本的な考え方と SDG の技術的根拠を提案することを目的としている。主な活動範囲 は、SDG に関する検討として、安全アプローチに関する SDG と系統・機器に関する SDG の内容 レビューを行うことである。また、高速炉の安全関連技術に関する最新開発動向調査及び国際的な 安全基準の最新動向調査も実施する。本委員会では、これまで、SDC の内容をより明確にするた めの補足技術文書と位置づけられる安全アプローチに関する SDG を主に議論してきた。系統・機 器に関する SDG については今後議論を深める予定である。本報告書は本委員会活動の中間報告と して、安全アプローチに関する SDG と高速炉に関する最新動向調査についてまとめた。

平成 27 年 9 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ガイドライン」研究専門委員会 主査 山口 彰

1.	緒言…		1
2.	SDC の概要		
	2.1. S	DC 構築の経緯	
-	211	GIFの概要	3
	2.1.2.	SDC 構築に係わる経緯	
	2.1.3.	SDC 構築に係わる国内検討と具体化の流れ	4
-	2.2. S	DC	5
	2.2.1.	<b>SDC</b> の全体構成	5
,	2.3. 国	際レビュー	6
	231	SDC 構築期間中におけるレビュー	6
	2.3.2.	「SDC フェーズ I レポート」に対する国際レビュー	
,	2.4. 今	`後の展開	7
2			0
3.	SDG (	-	9
-	3.1. G	IF における SDG の構築スケジュール	
	3.1.1.	<b>SDG</b> 構築の背景	9
	3.1.2.	SDGの構成と構築スケジュール	9
	3.1.3.	<b>SDG</b> の活用	10
-	3.2. S	<b>DG</b> の構築方針	10
	3.3. 多	全アプローチに関する SDG	11
	3.3.1.	スコープ	
	3.3.2.	設計拡張状態に対する考え方	
	3.3.3.	実質的に回避されるべき事故状態の考え方	
	3.3.4.	SDC の適用に関するカイドフイン	16
,	5.5.5. 74 ₹	SFR の炉心及応及村住	
-	5.4. <del>⊼</del> *	RA・ 機器(- 関 ) る SDG	
	3.4.1.	スコーフ	19 20
	3 4 3	ガイドラインの全体構成	20 20
	3.4.4.	Na-水反応/Na 漏えい・燃焼に関するガイドライン構築の考え方	
	3.5. 訴	点の整理	
4	 (코)나 씨		20
4.	国内外	₩ JFK   料理の期旧調査	
2	4.1.	j速炉に関する最新開発動向	
2	4.2. 国	]外の SFR の安全設計の概要	42

# 目次

2	.3.	国内	9第4世代 SFR の安全設計概要	••44
Z	.4.	国内	9外の安全基準の最新動向	52
	4.4.	1.	米国における新型炉用 General Design Criteria の策定計画と現状	52
5.	結言			54
参	考文南	t		55
付納	录 A :	開催	崔実績	159
付針 に	录 B : 関する	「第 4 5 委員	・世代ナトリウム冷却高速炉に関する安全アプローチのための安全設計ガイドライ 全議論の反映」	ン」 165

## 図表リスト

表	1	ガイドラインで示されている設計上の考慮事項		57	
表	2	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(クライテリア1~42-2)5			
表	3	IAEA NS-G-1.9 原子力発電所の原子炉冷却材系及び	IAEA NS-G-1.9 原子力発電所の原子炉冷却材系及び付帯系の設計		
表	4	冷却材系 SDG の構成案	冷却材系 SDG の構成案		
表	5	系統別安全機能(冷却材系)		66	
表	6	炉心系 SDG の構成案		68	
表	7	系統別安全機能(炉心系)		71	
表	8	格納系 SDG の構成案		72	
表	9	系統別安全機能(格納系)		75	
表	10	ナトリウム燃焼対策の整理		76	
表	11	ナトリウム漏えい・燃焼対策の設計要件(案)…		77	
表	12	「安全アプローチ SDG」に対する AESJ 委員会委員	コメントのまとめ	79	
表	13	各国のナトリウム冷却高速炉の概要		104	
表	14	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	127	
表	15	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	128	
表	16	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(炉心損傷	豪対策)	
				129	
表	17	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(原子炉冷	命却材	
	T)	)液位確保対策)		130	
表	18	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	トトリ	
	ウ	・ム-水反応対策)		131	
表	19	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	7ム漏えい対策)		132	
表	20	各国のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要	崩壞熱除去系	133	
表	21	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	134	
表	22	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	135	
叉	1	SDG 整備に関する実施体制		136	
义	2	SDG 整備スケジュール		136	
义	3	日本国内における SDC 検討体制		137	
义	4	SDCの要件へ具体化する検討フロー		137	
义	5	軽水炉と比較した高速炉の特徴		138	
义	6	<b>SDC</b> の全体構成		138	
义	7	<b>SDC</b> 及び <b>SDG</b> の構築と今後の展開		139	
义	8	SDC 及び SDG の国際レビューの流れ		139	
义	9	SDG の安全階層上の位置付け		140	
义	10	GIF における SDG 構築スケジュール		140	
义	11	安全設計ガイドライン(SDG)の検討フロー		141	
义	12	SDC から SDG への展開スキーム		141	
义	13	安全アプローチSDG目次案		142	

図 14	系統別 SDG の展開方針	
図 15	炉心系 <b>SDG</b> の論点①	
図 16	炉心系 <b>SDG</b> の論点②	
図 17	冷却材系 SDG の論点①	
図 18	冷却材系 SDG の論点②	
図 19	格納系 <b>SDG</b> の論点①	
図 20	格納系 <b>SDG</b> の論点②	
図 21	系統別 <b>SDG</b> の構成要素(冷却材系)	
図 22	SG におけるナトリウム-水反応の影響	
図 23	スパイク圧と準定常圧のイメージ	
図 24	ナトリウム水反応影響の炉内事象への進展のイメージ図	
図 25	ナトリウム水反応影響のナトリウム燃焼等への進展のイメージ図	
図 26	伝熱管破損想定の影響	
図 27	ナトリウム-水反応対策設備の設計例	
図 28	炉心崩壊事故の事象の推移	
図 29	LORL 及び PLOHS に対する設計対策概念	

### 委員リスト

	氏	<u>名</u>	<u>所 属</u>
主査	山口	彰	大阪大学(現 東京大学)
幹事	守田	幸路	九州大学
	島川	佳郎	三菱 FBR システムズ(株)
	山野	秀将	日本原子力研究開発機構
委員	岡本	孝司	東京大学
	越塚	誠一	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(現 日本原子力研究開発機構)
	齊藤	泰司	京都大学
	中嶋	毅	原子力安全基盤機構(2014 年 2 月まで)
	糸岡	聡	日立 GE ニュークリアエナジー (株)
	松宮	壽人	(株)東芝(現 FBEC)
	坂場	弘	三菱重工業(株)
	植田	伸幸	原子力安全推進協会(現 電力中央研究所)
	西義	久	電力中央研究所
	遠藤	寛	電力中央研究所(2014年8月以降)
	小竹	庄司	日本原子力発電(株)
	西川	佳秀	関西電力(株)(現 原子力安全推進協会)
	戸田	幹雄	三菱 FBR システムズ(株)
	神島	吉郎	三菱 FBR システムズ(株)
	与能本	: 泰介	日本原子力研究開発機構
	中井	良大	日本原子力研究開発機構
	堺 公	:明	日本原子力研究開発機構
	久保	重信	日本原子力研究開発機構
	岡野	靖	日本原子力研究開発機構

計28名(敬称略、順不同)

期間: 2013 年 10 月~2015 年 9 月

### 1. 緒言

高速増殖炉(FBR: Fast Breeder Reactor)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を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、放射性廃棄物の減容と有害度低減が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。

東京電力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 に着実に推進し、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)。また、「もんじゅ」については、エ ネルギー資源確保と廃棄物対策の両面において技術的実証を行い、我が国としての技術的選択肢を 確保するための研究開発の場と位置づけられ、「もんじゅ」の役割は、①高速増殖炉プラントの技 術成立性の確認を含む高速増殖炉技術開発の成果の取りまとめ、②高速増殖炉/高速炉システムを 活用した廃棄物の減容・有害度低減等を目指した研究開発、③原子力発電システムとしての高速増 随炉/高速炉の安全技術体系の構築を目指した研究開発を担うとされた(文部科学省もんじゅ研究) 計画、2013 年 9 月 30 日)。これらの議論を踏まえて、核燃料サイクルについては戦略的柔軟性を もたせながら引き続き取り組むこととし、米国やフランス等と国際協力を進めつつ、高速炉等の研 究開発に取り組むとされた(エネルギー基本計画、2014年4月11日閣議決定)。海外に目を転じ れば、高速炉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高速炉の開発計画は維持されており、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。このように、高速炉の開発は進展しており、国際的に高速炉の 安全性を今後より高めてゆく観点から、高速炉の安全要件に関する世界標準を構築する意義が高ま っている。

第4世代炉国際フォーラム(GIF: Generation IV International Forum)では、東京電力福島第一原 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: Safety Design Criteria)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。東京電力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、日本原子力学会では、2011~2012 年度に原子力の研究・開発・建設・運転に係わる

1

専門家が SFR に対する安全設計要件について精力的に議論し、その国内議論の成果を GIF-SDC タスクフォースでの議論に反映させ、その2年間の検討成果である SDC フェーズ I レポートは 2013 年5月に GIF で受理された。その後、SDC フェーズ I レポートは SDC 開発国の規制機関にレビューが依頼され、国際原子力機関(IAEA: International Atomic Energy Agency)において議論も行われている状況である。一方、SDC は基本性能要求であり、今後、SDC の技術的要件をより具体化・詳細化し、今後の高速炉の安全性向上をより実効性を持たせて国際社会に求めていくことは重要である。そこで、GIF では、SDC を具体化した安全設計ガイドライン(SDG: Safety Design Guideline)の構築を進めることとなった。このような中、本研究専門委員会は、図1に示す検討体制の下で、国際的な SDG の構築に向けて、安全関連技術開発の最新動向及び国内外の安全基準の最新動向を調査するとともに、SDG の具体的な内容を検討し、国際社会に向けて SFR の安全性の基本的な考え方と SDG の技術的根拠を提案することとした。

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

本報告書は、以下の調査・検討内容で構成される。

第2章:安全設計クライテリアの概要

- ・安全設計クライテリア構築の経緯/安全設計クライテリア/国際レビュー/今後の展開
  第3章:安全設計ガイドラインに関する検討
- GIF における安全設計ガイドラインの構築スケジュール/安全設計ガイドラインの構築方 針/安全アプローチに関する安全設計ガイドライン/系統・機器に関する安全設計ガイド ライン/論点の整理

第4章:国内外のナトリウム冷却高速炉関連の動向調査

・高速炉に関する最新開発動向/国外のナトリウム冷却高速炉の安全設計の概要/国内第4 世代 SFR の安全設計概要/国内外の安全基準の最新動向

第5章:結言

なお、本報告書には、経済産業省の委託事業「高速炉等技術開発」の成果を含む。

#### 2. SDC の概要

#### 2.1. SDC 構築の経緯

#### 2.1.1. GIF の概要

GIFは、1999年に米国エネルギー省(DOE: Department of Energy)によって設立が提唱され、 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し、それに関わる国際的 な活動及び協力を推進するための枠組みとして2000年に設立された。2001年に、日本、アルゼン チン、イギリス、カナダ、韓国、ブラジル、米国、南アフリカ、フランスが、GIFの基本となる考 え方を記した GIF憲章に署名し、さらにその後、スイス、欧州原子力共同体(EU: European Union)、 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 たことは第4世代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った。こ のため、2005年2月、日本、米国、フランス、カナダ、イギリスは、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、核不拡散性など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)、溶融炉(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展しているものであり、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。

#### 2.1.2. SDC 構築に係わる経緯

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 SDC 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の設置が承認された。その後、約2年間にわたり、SDC タスクフォースのもとで SDC 構築が進められ、その成果は、2013年5月の GIF 政策会合における「GIF ナトリウム冷却高速炉 安全設計クライテリア フェーズ I」レポートの承認を持ってまとめられた。

東京電力福島第一原子力発電所事故(2011年3月11日)を経た後も、国際的にみれば原子力利 用は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、グローバルな安 全性を担保する観点からは、国際的に共通のクライテリアを構築したうえで世界的に高速炉開発が 推進されるべきである。

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・安全ワーキンググル ープは、2008 年に第4世代炉として各炉型共通の基本的安全方策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、開発者としての立場にある 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 タスクフォースでは、SDC を IAEA 安全基準の安全原則(SF-1)<sup>2)</sup>の下位レベルに相当する安全設計要件(SSR 2/1)<sup>3</sup>に相当するレベルとし、その第4世代高速炉版の策定が目的である。

#### 2.1.3. SDC 構築に係わる国内検討と具体化の流れ

SDCは、GIFのSDCタスクフォースの議長国である日本が主導する形で構築された。日本国内 におけるSDC検討体制を図3に示す。JAEAにおけるSDC検討タスクフォースにおいて検討され たSDC素案に対し、日本原子力学会に設置された「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」特別専門委員会においてレビューを受け、そこでのコメントを反映し改訂されたSDC 素案を、GIFのSDCタスクフォースに対してGIFメンバーであるJAEAより提案する流れである。 GIFにおけるレビューは議長であるJAEAにおいて整理され、そのコメント反映方針について再び 特別専門委員会にて議論を行うことで、GIFにおいて論点となった部分についての国内意見集約が 図られた。

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」特別専門委員会は、

新型炉部会を関連部会として、平成23年8月1日~平成25年3月31日の期間に設置された<sup>4)</sup>。 その研究・活動は、(1)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)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の動向及び国内外の規制動向の調査、(3)安全 設計クライテリアに関する検討であり、特に、SDC素案から追加・変更すべき安全性の考え方を 議論・整理することが目的であった。特別専門委員会では、GIFの基本的安全方策をSDCへ反映 させる観点から、GIFの高い安全目標を実現するため安全アプローチにおける3つの主論点:

- (1) 第4世代炉としてあるべき高い安全目標である「万一のシビアアクシデントにおいても敷地内事象終息を達成する高い安全性」の実現
- (2) 基本的な深層防護 (Defence-In-Depth) の考え方を踏襲した上で、深層防護第4層と してシビアアクシデントに対する防護対策及び緩和対策を安全設計に取り入れる こと(built-in)を要求
- (3) 動的安全系統に加え、受動的安全性を積極的に活用し、高い信頼性とロバスト性を 確保、など

を SDC に適切に反映させることが重要となった。SDC の要件へ具体化する検討フローを図 4 に示 す。GIF における最上位安全基準等に対し、高速炉の特徴を反映させることを基本に、国内外の規 制動向、IAEA の軽水炉安全要求、福島第一発電所事故の経験の反映を図った。ここで高速炉の特 徴を、炉心・燃料特性、冷却材の特性、原子炉冷却材系圧力、材料の使用環境の観点で軽水炉と比 較したものを図 5 にまとめる。

#### 2.2. SDC

#### 2.2.1. SDC の全体構成

SDC の個々のクライテリアに対しては、現行軽水炉の安全要求: IAEA SSR 2/1 を参考に、第4 世代炉の安全アプローチ、SFR 特有のシステム構成、東京電力福島第一発電所事故教訓の反映が 図られた。プラント全体に対する全般的な事項から出発し、各系統機器への個別の事項へと展開し ており、SSR 2/1 からの変更点としては、SDC のクライテリア(全 83)中、変更 20、追加 2、削除 1、 変更なし 60 となる。追加された事項は主にプラント設計全般とナトリウム予熱系、削除された事 項は ECCS 関連である。

構築された SDC フェーズ I レポートの全体構成を図 6 に示す。第1章で SDC の策定方針、第2 章で GIF の基本的安全アプローチの反映方針が示される。第3~6章は、IAEA SSR 2/1 の第3~6章 に相当し、全83 クライテリアと206 パラグラフの要求が記載される。付属書においては、SFR 特 有のバウンダリ定義や大きな外部事象に対するアプローチの他、SFR のシステム設計を進める上 で影響の大きな事項となる設計拡張状態 (DEC)、事故状態の実質的回避、受動的・固有安全特性 の活用に関する解説が述べられる。これらは SDC の下位の要件となる「安全アプローチ SDG」(後 述)においてより具体化が図られることとなる。IAEA SSR 2/1 から変更の必要なしと判断された ものは、SSR 2/1 原文のまま維持された。

SDC フェーズ I レポートの目次に沿って、その内容を概説する。第1章では、SDC の背景及び 目的、策定方針を示している。策定方針としては3つの基本原則を定め、それに従い SDC は構築 された。第2章では、第4世代原子力システムとしての SFR に対するアプローチが解説される。 最初に、GIFの3つの安全目標と第4世代炉共通の基本的安全アプローチが説明される。次に、SDC 構築に際する安全に関する基本的考え方として、深層防護、プラント状態、確率論的方法及び決定 論的方法の関係、受動的安全の仕組みの活用、クリフエッジの発生防止、格納機能、ハザードへの 対応準備、非放射性物質及び化学物質に関するリスクが説明される。また GIF の下で検討されて いる SFR の設計概念の概説がなされる。さらに SDC の個々のクライテリアを導出する際の技術的 な着眼点・ポイントである、SFR の基本的な特徴の反映、プラント状態に対応した SFR 特有の安 全アプローチ、東京電力福島第一発電所事故の教訓の反映について説明される。第3章の「設計に おける安全の管理」はクライテリア1~3を含み、安全設計の管理体制についての一般的な要件で あるが、IAEA SSR 2/1 からの若干の修正に留まっている。第4章の「主要な技術クライテリア」 はクライテリア 4~12 を含み、基本的安全機能、深層防護の適用が述べられる。基本的安全機能で ある「止める・冷やす・閉じ込める」は IAEA SSR 2/1 と同じ定義である。深層防護の適用では、 特に深層防護第4レベルの強化、受動的安全機能の活用が強調される。第5章の「一般プラント設 計」はクライテリア 13~42 を含む。設計基準(ハザード、設計基準事故(DBA)、DEC 等)では、 SFR 特有の内部ハザードへの対応、DEC 対応の考え方、東京電力福島第一発電所事故を踏まえた 外部ハザード対応強化が記載される。続く「発電所の寿命を通しての安全運転のための設計」では、 SFR の運転環境に対し技術的配慮を行うことが示される。他に、人的要因、その他の設計上の考 慮、安全解析に関するクライテリアも含む。第6章は、具体的なプラントと系統の設計に関連し、 クライテリア 42bis~82 を含む。「プラント設計全般に係わる事項」で SFR 系統機器の安全設計全 体への共通的な要件がまとめられ、「炉心と関連する仕組み」では高速炉の炉心特性、燃料設計、 原子炉炉停止系(特に DEC 対応)を記載する。「原子炉冷却材系」では高速炉の冷却維持の方策、 崩壊熱除去系(特に DEC 対応)について記載し、「格納構築物と格納系」では高速炉の格納バウン ダリ構成を踏まえた格納系隔離等について述べる。「計装制御系及び燃料の取扱及び貯蔵系」で、 東京電力福島第一発電所事故を踏まえた、DEC 時の計装や燃料プールの除熱強化が記載される。 また非常用電源供給、支援系及び補助系、放射性排出物及び放射性廃棄物の処理、放射線防護に関 するクライテイアも含む。「その他の動力変換系」では、水/蒸気サイクルに加えて、補完概念(超 臨界 CO<sub>2</sub> サイクル)も踏まえた記述も行っている。

#### 2.3. 国際レビュー

#### 2.3.1. SDC 構築期間中におけるレビュー

SDC フェーズ I レポートは、GIF 内部におけるレビューとして、GIF 参加国参加機関によるレビュー (SFR 開発国:日 JAEA、米 DOE、フランス CEA、欧 ECJRC、ロシア ROSATOM、中 CIAE、 韓 KAERI) を経て GIF により 2013 年 5 月に発行された。 IAEA による SDC レビューとしては、GIF-IAEA/INPRO SDC ワークショップが SDC をテーマに 2013 年 2 月に IAEA 本部において開催され、そこで SDC フェーズ I レポート (案) が提示された。 参加機関は、GIF の SFR 開発国に加え、IAEA における SFR 開発関連国としてインド、ドイツ、 また IAEA からは INPRO、原子力局、安全局が、各国規制関連機関としてはフランス IRSN、韓 KINS、ロシア SECNRS、 米 NRC からの参加があった。会合では、GIF 側より SDC フェーズ I レ ポート (案) が説明され、IAEA 側から SDC フェーズ I レポート (案) に対する概略レビューの結 果が提示された。会議中における議論を反映し、SDC が一部改定されるとともに、会議後にフラ ンス IRSN、IAEA 原子力局から寄せられたコメントも SDC フェーズ I レポートにおいて反映され た。

#### 2.3.2. 「SDC フェーズ I レポート」に対する国際レビュー

2013 年 5 月に発行された「SDC フェーズ I レポート」に対し、SDC に対する外部機関(規制側) によるレビューを促進すべきという考えに基づき、国際機関あるいは国際的組織である IAEA、 MDEP、 OECD/NEA/CNRA に対してレポートが送付され、レビュー依頼が為された。また各国規 制機関として、原子力規制委員会(日)、米 NRC、フランス ASN、ENSREG(EU)、中国 NNSA、韓 NSSC、 ロシア Rostechnadzor にレポートが送付された。

中国 NNSA、米 NRC、IAEA、フランス IRSN からレビューコメントが寄せられ、現在 GIF にお いて SDC 改定版での反映を念頭に、コメントの精査・反映がなされている。2015 年 6 月現在の状 況としては、中国 NNSC からの 8 件のコメントに対して GIF から回答済み、米 NRC による 200 件 近くのコメントに対してはコメントを縮約の上で反映案を準備済み、IAEA による 10 件のコメン トに対しては反映案を準備済み、IRSN のコメントに対しては内容を精査中である。2015 年 6 月に 実施された GIF-IAEA SFR 安全性ワークショップにおいては、これらのコメントの反映について説 明がなされた。OECD/NEA では、CNRA-CSNI 共同で、SDC レビューのためのアドホックグルー プが、主査を米 NRC として、2015 年に設置され検討が開始されている。

#### 2.4. 今後の展開

今後の展開について、図7にこれまでのSDC構築の流れを、また図8に今後のSDCの国際レビューの流れを示す。

日本原子力学会においては、SDC の素案に対するレビューの場として、2011 年 8 月~2013 年 3 月に SDC 特別研究専門委員会が設置され、国内の SFR 専門家による活発な議論がなされるととも に、国内ステークホルダーからの SDC へのコメント反映がなされた。2012 年及び 2013 年 3 月の 日本原子力学会・春の年会では、SDC に関する総合講演が行われた。日本原子力学会の特別研究 専門委員会のレビューを反映した SDC 素案は、GIF メンバーである JAEA から GIF に提案された ことから、原子力学会における議論が SDC の国際的な標準化における重要な貢献に繋がったとい える。

国際的な動きとしては、GIF-IAEA/INPRO 共催で、2011年11月に高速炉安全性に関するワーク

ショップ、2013 年 2 月に SDC に関するワークショップが開催された。また JAEA 主催/IAEA 協賛 で、2012 年 6 月に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開催 され、SFR の国際標準の安全要件を構築する必要性が確認されている。

SDCの国際標準化に向けた工程について、その展望を概説する。2015年前半から2016年にかけ て、国際機関及び規制機関からのコメント反映を目的にSDCの国際レビューが進められ、IAEA、 米国 NRC、中国 NNSA からのレビューコメントへの対応がなされた。また現在、フランス IRSN からのレビューコメントへの対応が進められている。これら国際機関及び規制機関主導による SDC レビューを通じて、安全要件に関する国際的な意見集約が図られることが重要な点であり、 これらレビューの後、IAEAの安全要件化に向けた動きに繋がることが期待される。

### 3. SDG に関する検討

#### 3.1. GIF における SDG の構築スケジュール

#### 3.1.1. SDG 構築の背景

SDC 構築過程を通じて、SDC を実際に設計へ適用する時の SDG、特定の技術項目に関するより 詳細な検討及び共通理解の促進、規制当局および技術支援機関との技術的な議論の進展についての 必要性が、GIF において認識された。ここで特定の技術項目としては、事故状態の実質的回避(PE: Practical Elimination)の考え方、系統機器の設計基準、炉心が最大反応度体系にないことや正のボ イド反応度の影響、ナトリウム火災に対する総合的な対策(「検査」「検出」「消火」…)、SDC に おける重要事項についての定量化/明瞭化が挙げられた。

SDG の安全階層上の位置付けを図9に示す。最上位の安全原則は原子炉施設に対する基本的な 安全原則を記述するもので、GIF 安全原則として第4世代炉共通の安全原則は、GIF 安全目標と GIF 基本的安全アプローチに示されている。2つ目の階層のGIF-SDC は、原子炉設計での基本的・ 原理的な要件を記述するものであり、IAEA SSR-2/1に相当するレベルとなる。GIF の SFR を対象 とした SDC は、GIF 安全原則を高速炉の一般的な特徴に基づく基本的な要求としたものである。 構築を目指す GIF-SDG は原子炉の基本的な構成を念頭に、設計基準・設計条件、信頼性に関する 要件を具体化するもので、IAEA NS-G シリーズに相当するレベルだが、第4世代 SFR として安全 に関する考え方・コンセプトも含むものとなる。すなわち、SDG は SDC を解説する役割をもち、 SDC で求められる設計上考慮すべき事項を具体的に定めるものであり、安全に関する考え方・コ ンセプトや、系統機器の設計条件などを含んだものとなる。

#### 3.1.2. SDG の構成と構築スケジュール

SDGは2つの内容からなる。1つ目は、「安全アプローチおよび設計条件」に関するSDG(以下、「安全アプローチSDG」と称する)であり、これはSDCの内容をより明確にするための補足技術文書として活用される。ここではSDC付属書に記載事項の内、"安全に関連する基本的な関心事項"として特に重要な2つの要点を対象とする。すなわち、反応度に関する事項として「シビアアクシデントの発生防止と影響緩和」と、除熱機能に関する事項として「事故状態の実質的回避」である。またその他の事項についても必要性に応じて付記される。2つ目は「主要な構造・系統・機器」に関するSDG(以下、「系統別SDG」と称する)であり、基本的安全機能に関連した「炉心系」、「冷却材系」、「格納系」に関するものである。これは安全アプローチSDGに適合する系統機器の設計上の考慮事項を具体化するものであり、安全設計および安全評価における主要項目の明確化や系統機器の一般的な設計例、各系統の外的事象に対する設計上の配慮も、必要に応じて含まれることとなる。

GIF における SDG 構築のスケジュールを図 10 に示す。全体の構築期間は、2013 年 9 月の初回 会合から 2016 年ごろであり、安全アプローチ SDG を 2015 年ごろまでに、系統別 SDG が 2016 年 ごろまでにレポートとしてまとめられる予定である。2013 年の開始後、安全アプローチの内容・ 目次構成・議論すべきポイントが決定され、2014 年に反応度問題(シビアアクシデントの防止及 び影響緩和)及び除熱喪失問題(実質的回避されるべき事故状態)の草案が議論・構築され、2015 年半ばに GIF 承認が予定されている。また系統別 SDG に関しては、2014 年~2015 年にかけ、安 全アプローチ SDG と関連した各系統でのポイントが議論されている。炉心系については DBA、 DEC における燃料性能及び受動的/固有の反応度特性などが、冷却材系については Na 化学反応性 への対応や受動的/代替冷却性確保が、格納系については設計基準やシビアアクシデント対応など が、重要なポイントとなっている。

なお、現状の「安全アプローチ SDG」では、外的事象や事故管理方策については上記の設計対策を講じる上での考慮事項の一部として取り扱われているものの、安全設計全般の考え方としては 論じられていない。これについては、今後の「系統別 SDG」の検討において考慮するものとする。

#### 3.1.3. SDG の活用

SDG は第4世代炉の設計・評価を行う場面において活用されるが、そのほかには、「SDC を IAEA などで国際標準化する際の SDC の解説」と「技術的に実現可能な設計オプションの判断における 活用」があげられる。SDC は SFR 開発者側の GIF で構築されたものであり、規制側を含む IAEA での SDC 標準化プロセスにおいては、「SFR の安全確保の考え方」や「系統機器への具体的要求」の妥当性について認知を得る必要があり、前者の「SDC の解説」にあたる SDG を活用することと なる。ここでは、受動的炉停止機構の活用と動的炉停止系とのバランス、受動的崩壊熱除去を活用 した DEC への対策、炉心崩壊事故(シビアアクシデント)の影響緩和対策の基本原理、静的機器 の信頼性確保の判断基準、などが明確化されていることが重要となる。また後者の設計オプション の判断では、SDC を実現する設計オプション (例:受動的炉停止機構など)の技術的実現性について、採否判断や追加 R&D の必要性判断など必要とする状況での判断に活用されるとともに、「設計基準事象」や「性能・信頼性要求」を具体的に記載する SDG の構築を通じて、技術的に実現可能な設計オプションの判断条件が整理されることになる。このように SDG は、SDC の国際標準化において、SDC と同時に用いられるものである。SDG 活用に関する今後の展開については、SDC 国際標準化の展望を示した図7及び図8において、その流れを記載している。

#### 3.2. SDG の構築方針

SDG の検討フローを図 11 に示す。SDC をもとに、各国の設計オプションと設計条件セットを 参考に、反応度に関する事項と除熱機能維持に関する事項への対応方策と要件を安全アプローチ SDG としてまとめる。設計オプションとしては受動的炉停止機構や受動的除熱機構が、また設計 条件セットとしては想定事象、設計制限値、試験性等を参考とする。さらに、IAEA NS-G シリー ズの構成(内容の包絡性)や系統間取り合いを参考として、炉心系、冷却材系、格納系の系統別 SDG をまとめる。

SDC を元とする SDG であるが、その具体化のイメージについて、SDC から SDG への展開と詳 細度の違いを、原子炉停止系と受動的機構の活用を例に説明する。展開のスキームを図 12 に示す。

SDC では「2つの独立した原子炉停止系を有すること。DEC への対応のため、それら2つに対し、 受動的な機構/固有安全特性を活用して、多様性を持たせた炉停止機能を有すること。」と記載さ れている。一方、SDG では、SDC のパラグラフ 5.31(a)について、「受動的な炉停止機構」が、「ど のようなプラントの状態で機能しなくてはならないか」、「どのような制限を満足しなければならな いか、なぜそれで十分なのか」、「機構の例や試験性」など SDC を具体化するためのより詳細なガ イドが含まれることとなる。プラントの状態としては炉停止失敗事象などが、パラメータ制限とし ては炉心での液位維持や炉心反応度などが、機構の例としては各種の受動的炉停止機構などが挙げ られる。

ここで、GIF SDG と IAEA NS-G との相違についてまとめる。IAEA NS-G シリーズは、既に存在 する軽水炉の標準的な設計に沿ったものであり、プラント全般を包絡的に、系統別にガイドとして 整備されたものである。一方、GIF SDG は、第4世代炉を対象としたものであり、SDC から系統 別 SDG へ展開するのに必要な「安全上の考え方」をまとめたものが必要となり、これが安全アプ ローチ SDG である。実際に設計に適用する上で実効的なものとするために、各国の設計概念や開 発状況を念頭に置いた上で、安全設計上の考え方や推奨事項を記述する。国によって設計概念は異 なるものの、SFR の設計技術には共通点が多く、特に DBA に対する安全設計対策には大きな違い は見られない。一方、DBA を超える DEC に対する設計については、想定すべき事象とそれに対す る対策がプラント設計に与える影響は大きく、国際標準化のニーズが高い。このため、安全アプロ ーチ SDG は、DEC のうち、特に、SFR の炉心の反応度特性に関連した炉心損傷の防止と炉心損傷 後の影響緩和に関する事項、ナトリウムを冷却材とする特徴に関連した除熱機能に関する事項に主 眼を置いて記載される。系統別 SDG については、主要設備である「炉心系」「冷却材系」「格納系」 の3つについて検討する。現状の IAEA NS-G では、DEC に対する設計考慮事項は含まれていない ため、安全アプローチ SDG に沿って、DEC 対策を含めた第4世代 SFR 版として整備する。これ らには、安全アプローチ SDG には含まれていないナトリウムの化学反応に対する対策に関する事 項が盛り込まれる。

#### 3.3. 安全アプローチに関する SDG

#### 3.3.1. スコープ

安全アプローチ SDG については、GIF の SDC タスクフォースにおいて検討が重ねられドラフト としてまとまりつつある。「3.5 論点の整理」に示すように、本研究専門委員会においては素案段 階においてレビューを行い、GIF のメンバーである JAEA を通じて意見を反映している。

安全アプローチ SDG の目次案を図 13 に示す。第1章「はじめに」では、前述の SDC との関連 や SDG 構築の目的及び検討範囲、第2章「対象となる SFR システムの主な特性」では、SDG が 対象とする各国が提案している第4世代 SFR の3つの設計概念の概要が述べられている。第3章 「全般的なアプローチ」では、まず設計上考慮すべき「プラント状態」の全般的な定義を示し、「設 計拡張状態に対する全般的なアプローチ」及び「設計拡張状態に対する設計上の考慮事項」として、

炉心損傷の発生防止と炉心損傷時の影響緩和に対する設計アプローチ、代表的な想定事象とそれに

対する設計要件が説明されている。「実質的回避すべき事故状態」として、対象とする事故状態の 特定、設計要件、実証性確立のための考え方が記されている。第4章「安全設計クライテリアの適 用に関するガイドライン」では、SFR の炉心の反応度特性に関連した炉心損傷の防止と炉心損傷 後の影響緩和に関する設計上の考慮事項、及び液位確保機能と崩壊熱除去機能に関連した除熱機能 喪失に関する設計上の考慮事項を、設計例や想定事象、設計限界、試験性及び実証性に関する要件 を含めて、より具体的に展開している。第5章では、「安全設計クライテリアにおける技術的ポイ ントの明確化及び定量化」として、SFR の特性を踏まえた反応度特性に関する要件が解説されて いる。

特徴として、第4世代 SFR は液体金属ナトリウムを冷却材として使用し、炉心燃料の出力密度 が高い。ナトリウムは空気や水と化学反応するため、密閉された不活性雰囲気の冷却材系を要する が、沸点が高いことから系統を加圧する必要がない。SFR を含めた高速炉の炉心は最大反応度体 系になく、炉心損傷時の物質移動が正反応度をもたらしうる点に注意が払われる。第4世代 SFR では、これまでの各国の SFR の開発・運転経験に基づいた、能動的な安全設備を基本とした上で、 SFR の特性を活用した固有または受動的な安全機構による炉停止及び除熱機能をビルトインで設 計に取り入れることとしている。その上で、炉停止失敗からの炉心損傷を想定しても原子炉容器内 での損傷炉心物質の保持・冷却が達成できることを目指している。各国から提案されている設計概 念は、以下の3つに分類される。

- O 酸化物燃料を用いた大型ループ型炉(電気出力 600~1500MWe): JSFR(日本)
- O 酸化物または金属燃料を用いた中型ないし大型タンク型炉(電気出力 300~1200MWe):
  ASTRID(フランス)、BN-1200(ロシア、窒化物燃料オプションあり)、PGSFR(韓国)
- 金属燃料を用いた小型モジュール・タンク型炉(電気出力 50~150MWe): ABTR(米国)

以下の具体的内容で述べるように、現状の「安全アプローチ SDG」のスコープは、主として DEC における炉停止及び炉心損傷後の対策、除熱確保の問題に集中しており、また、燃料取扱い設備は対象外となっている。このため、DBA に対する対策や厳しい外的事象対策、事故管理方策等についても充実させるとともに燃料取扱い設備等にも範囲を拡大していくことが望まれる。

#### 3.3.2. 設計拡張状態に対する考え方

ここで述べられている設計拡張状態に関する事項については、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」特別専門委員会においても主要な論点の一つとして議論が行われ、報告書に考え方がまとめられている<sup>4)</sup>。

#### (1) 考慮すべき事故シーケンスと対策

第4世代 SFR においても安全確保の基本的な考え方は深層防護である。深層防護とは、安全確 保の考え方であり、IAEA では、第1層から第5層で構成される安全対策として定義されている。 設計においては、深層防護レベルの第4層までの対応を重点的に行い、第5層に相当する緊急時サ イト外活動が不要となるレベルの高い安全性を目指している。DEC は第4層に位置づけられてお り、SFR の特徴に対応した代表的な炉心損傷事故シーケンスである、炉停止失敗系事象(ATWS: Anticipated Transient Without Scram) と除熱喪失系事象(LOHRS: Loss of Heat Removal System)のそ れぞれについて DEC を想定して設計対策を講じる。

炉停止失敗系事象では、出力が上昇して短時間で炉心損傷に至る恐れがある。このため、「炉心 損傷防止」と「格納機能確保」の2つの対策を講じることとしている。「炉心損傷防止」のため、 受動的または固有の反応度フィードバックを活用した炉停止機能または反応度低減特性を備え、炉 心損傷を回避して炉停止することとしている。「格納機能確保」のため、炉心損傷を想定しても、 原子炉冷却材バウンダリの機械的破損を防止することとしている。

LOHRS は時間的余裕が大きく、除熱機能について多種・多様な対策を講じて炉心損傷を防止す ることが重要である。LOHRS は除熱源喪失型(PLOHS: Protected Loss of Heat Sink)及び液位喪失 型(LORL: Loss of Reactor Level)に分けられる。PLOHSの炉心損傷防止対策として、DBA 対応の 崩壊熱除去系の機能強化(自然循環除熱機能等)に加えて、他系統からの独立性の高い代替手段に より冷却性を維持することとしている。LORL の炉心損傷防止対策としては、原子炉容器とガード ベッセルの信頼性を確保することにより、2重漏えいを防止することとしている。SFR は冷却材の ナトリウムが高沸点であり、系統を加圧する必要がないため、冷却材漏えい時の減圧沸騰による冷 却材喪失には至らない。LOHRS に対しては、このような設計対策によって、ナトリウムからの 炉心露出及び長期にわたる除熱全喪失を実質的に回避することで炉心損傷を防止することとして いる。

(2) ナトリウム冷却高速炉の安全特性の活用

#### (i) 受動的及び固有の安全性

SFR は全般的に、原子炉停止や冷却といった基本的な安全特性に関して、安全上有効な仕組みを 備えている。

SFRに使われるナトリウム冷却材の温度領域は比較的大きいため(通常運転時で約400~550℃、 沸点到達は約900℃程度)、SFR システムでは受動的停止系を有効に活用することができる。例え ば、事故状態下で冷却材が高温にある場合、磁気合金キュリー点温度が制御棒の自動ラッチ解除 に用いられる自己作動型炉停止機構(SASS: Self-Actuated Shutdown System)が活用可能である。 あるいは、冷却材流量が減少する事故状態では、内部ガス膨張が中性子漏えい増加に働くガス膨 張機構(GEM)が活用可能である。流体動圧浮遊式制御棒(HSR)は、事故状態で冷却材流量が 減少した場合の流体動圧減少時に制御棒が自動的に炉心内に落下する。

事故状態下の崩壊熱除去については、炉心と熱交換器間に十分な高低差が設けられている場合、 通常運転状態から沸点に至るまでの冷却材の大きな温度変域に応じて密度変化が大きくなること から、自然循環を起こす力が効率的に活用され、大気圧において単相であるナトリウム冷却材の 自然循環を有効に活用することができる。この特性から、崩壊熱除去系には様々な配置場所が考 えられる。例えば、原子炉容器内部や一次冷却材系・二次冷却材系の内部等であり、また蒸気発 生器やガードベッセルにおいて緊急の代替冷却が可能である。通常運転時の最終除熱源は一般に 水であるが、事故状態下においては崩壊熱除去の最終除熱源に大気を選択することができる。こ の特性により、崩壊熱除去系の多様性が強化される。 SFR は大気圧と同程度の低圧力状態、また沸点からはるかに低い温度で運転されるため、冷却材 漏えいや配管破損が発生しても、減圧、沸騰、さらに冷却機能喪失を同時に伴う、軽水炉で想定 される冷却材喪失事故(LOCA)のような事象には至らない。SFR の炉心冷却に求められるのは、 原子炉容器内でナトリウム冷却材液位を炉心より上に維持することと、除熱源までの冷却材循環 を確保することである。炉停止状態においては、炉心がナトリウム冷却材に浸漬している限り、 ナトリウムの高い伝熱性と高い沸点によって炉心の著しい損傷の発生は防止される。

#### (ii) 原子炉容器内事象終息(IVR)

原子炉容器内事象終息(IVR: In-Vessel Retention)とは、原子炉容器内において、炉心損傷後の 炉心物質の長期にわたる冷却を確保すること、あるいは、炉停止後の炉心の冷却材からの露出を防 止して炉心の長期にわたる冷却を確保することである。SFR は ATWS で炉心損傷に至った場合に も、IVR に成功した場合、原子炉容器内は冷却材で満たされており、冷却系が従属的に故障しない 限り、ナトリウムの高い冷却能力により、損傷炉心を冷却することは十分可能である。IVR は安全 要求としての必須事項ではないが、合理的な設計とするための設計方策として重要であり、推奨事 項として位置付けることとしている。

ここで、IVR を達成するための設計上の留意事項を述べる。SFR を含め高速炉の特性は、通常運転状態において炉心が最大反応度体系にないため、炉心損傷を想定すると正の反応度変化が起こる可能性がある。このため、溶融燃料やナトリウムの格納容器への大量噴出をもたらしうる冷却材バウンダリの機械的破損を防止するために、炉心損傷時における過度の正の反応度投入を防止しなければならない。また、損傷炉心の崩壊熱除去を行うためには、炉心をナトリウム冷却材で覆い、崩壊熱を最終除熱源に放熱するためにナトリウムを循環させる必要がある。

#### 3.3.3. 実質的に回避されるべき事故状態の考え方

クリフエッジ効果の顕在化防止の観点から、早期または大規模な放射性物質の放出となる可能性 がある炉心損傷を伴う状態で、それが発生した場合、それを緩和するための合理的な設計対策が困 難なものについては、発生防止のための十分な設計対策を講じることで「実質的に回避」すること とし、そのような、「実質的に回避」すべき状態のそれぞれに対する設計方策とそれが満足すべき 条件を規定する。すなわち「実質的回避」とは、合理的な設計対策が困難な特定の状態が、物理的 に発生しないか、また又は高い信頼度で極めて発生し難いと考えられるように設計対策を施すこと である。ここで、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<sup>3)</sup>。

なお、「実質的回避」は「Practical Elimination」を和訳したものだが、当初「実質的排除」と呼ん でいた。しかし、「排除」は設計で考慮しなくてもよいとの誤解を招く可能性があるため、十分な 設計対策によって「回避」されるという意味合いにするため、本報告書では「実質的回避」という 表現を用いることとした。

「実質的回避」のための設計対策は、安全設計の一部をなすものであり、深層防護に基づく設計 を強化するものとして考慮される。「実質的回避」として位置付けられる事故状態は、少数に限ら れる。

「実質的に回避」すべき状態には以下が該当する。

○ 炉心損傷の影響緩和ための合理的な設計対策が困難となる状態

候補:炉停止後の長期にわたる除熱全喪失

炉停止後の炉心のナトリウムからの露出

燃料貯蔵プールでの燃料溶融

○ その発生を想定すると、直ちに、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 ダリを破損せしめる規模の機械的エネルギー放出に至る炉心損傷を引き起こしうる事故の 起因となる状態

候補:反応度異常投入による即発臨界(大規模な気泡炉心通過等)

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、ガス状及び揮発性核分裂性生成物(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、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エ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。

特定の事故状態を実質的に回避するためには、独立した信頼できる設計上の仕組みや操作手順の 実現、また、その性能の確固たる証明を要する。その対策として、以下の例が挙げられる。

- 動的及び受動的システムの組み合わせ
- 固有の安全特性
- 防護機器の性能を検証するための検査等の手順

例えば、炉停止後の長期にわたる除熱全喪失を「実質的回避」するための設計要件は以下のとおりである。

- DBAでは、典型的には単一の構築物、系統、機器(SSC)の故障によって生じる起因事象 に対して、単一故障基準や外部電源喪失を適用しても DBA の判断基準を満足できるよう に崩壊熱除去設備を設ける。
- DEC では、SSC の多重故障や DBA を超えた過酷な起因事象に対して、DEC の判断基準を 満足できるようにする。
- 基本的な崩壊熱除去設備には、これまでのSFRの設計、建設、運転の経験によって実証されてきている技術に基づくものを用いるべき。
- DEC では、除熱にとって DBA よりも厳しい条件となるため、これに対処するためには崩 壊熱除去設備の系統数を増やしたり、1 系統あたりの除熱量を増やしたり、強制循環モー ドに加えて自然循環モードでも運転できるようにしたりして、その機能を拡張することで 対処する。電源喪失に対応するための可搬型電源や手動操作にも対応できるようにするこ とも機能拡張に含まれる。

- 全体の信頼性を向上させるためには、同じものの系統数を増やすのではなく、系統間の多様性を確保することが重要であり、特に、共通要因となりうる地震や洪水、津波、飛来物といった過酷な外部事象を想定しても全除熱喪失に至らないようにすることが必要である。
- SFRでは、大気をヒートシンクとした自然循環による崩壊熱除去が可能であり、これが除 熱の信頼性向上に大きく寄与しうることから積極的にこれを活用するべきである。自然循 環を活用して長時間の動力電源喪失時にも崩壊熱除去を継続することができるようにす べきである。DBAに対しても自然循環で対応することでも良いが、通常の運用にあたって は、自然循環のみの場合、系統温度を低下させるために時間を要することから、ポンプ等 の動的機器の活用も考慮に入れる必要がある。
- DBA に対処するための安全系と DEC に対処するための設計対策の独立性を考慮して、必要に応じて独立した付加的な崩壊熱除去設備を最終的な除熱手段として設ける。
- 現実的に発生しうる機能喪失要因を全て洗い出し、いずれに対しても対処できることを確認する。
- 崩壊熱除去に関わる全ての設備が、期待された機能を果たせることを実証する。

#### 3.3.4. SDC の適用に関するガイドライン

安全アプローチ SDG の第4章では、SDC のうち炉心反応度及び除熱機能に関する幾つかのクラ イテリアを対象として、これらを設計に展開していくにあたっての設計概念、個別安全機能、設計 考慮事項及び関連する設計パラメータがガイドラインとして展開されている。各国の設計概念を念 頭に、SDC から派生または関連する機能を含む設計上の考慮事項を摘出した。表1にその概要を 示す。これらのガイドラインは、設計対策の検討において推奨される考慮事項と具体例を示し、設 計者に明確な理解を与えることを意図しているものであり、必須の要件を定めようとするものでは ない。以下にいつくかの事項に関する記述を例示する。ここでは、IAEA の NS-G シリーズに倣い、 推奨される考慮事項を「すべきである」(should)で表現している。

#### (1) 炉心損傷時の影響緩和

炉停止失敗系事象からの炉心損傷に対して、事象推移を「起因過程」「遷移過程」及び「事故後 除熱過程」に分類し、それぞれの過程における設計考慮事項を示している。

起因過程における影響緩和の要求として、SDC では、「炉心崩壊事故における著しい機械的エネ ルギー発生を防止するため、原子炉の炉心は、ナトリウムボイド反応度を含むすべての反応度フィ ードバックを考慮して、核特性、熱特性、及び物理的特性が、そのような設計拡張状態の影響緩和 にとって好ましいものとなるよう設計されなければならない。」とされており、これに対して以下 のように設計概念と設計考慮事項が記述されている。

#### 設計概念

異なる出力規模や燃料の材料特性、すなわち酸化物燃料や金属燃料等、いくつかの異なる炉心設

計があるが、ラッパ管に収納された六角燃料集合体からなる全体的な炉心構成は共通している。

#### 特定の機能/設計上の考慮事項

- O 流量減少時炉停止失敗事象(ULOF: Unprotected Loss-of-Flow)の起因過程の際に、冷却材 沸騰からの正のボイド反応度投入による炉心崩壊が発生した場合、即発臨界の発生を防止す るべきである(すなわち、正味反応度: ρ net < 1\$)。ドップラー反応度、燃料膨張及び燃料 分散による負の反応度効果が、ULOFの起因過程での即発臨界を発生防止できる範囲内にな るよう、炉心設計ではナトリウムボイド反応度を適切に制限するべきである。ナトリウムボ イド反応度を抑制するため、炉心高さやナトリウム体積比といった炉心設計パラメータが適 切に選定されるべきである。
- 燃料分散あるいは燃料膨張による有効な負のフィードバックを得るため、炉心高さや燃料比 出力等の炉心設計パラメータを適切に選定するべきである。

事故後の長期にわたる除熱の要求として、SDC では、「炉心崩壊を伴う想定されるプラント状態のための炉心冷却能力に対する手段が備えられなければならない。」とされており、これに対して以下のように設計概念と設計考慮事項が記述されている。

#### 設計概念

- O IVR 及び損傷炉心の冷却
- 専用の構築物(すなわち、コアキャッチャー)又は他機器あるいは構築物に保持機能を持た せる

#### 特定の機能/設計上の考慮事項

- O 損傷した炉心物質を原子炉容器内に保持するための対策を講じるべきである。事故後の長期にわたる除熱過程における、保持された炉心物質による再臨界の発生を防止するべきである。 保持用の構築物は損傷炉心による熱負荷に耐性を持つべきである。
- 冷却材流路及び除熱源がデブリベッドの冷却に利用できるべきである。流路を構成する構築 物及び機器は、燃料-冷却材相互作用により機械的負荷が発生してもその機能を維持するべ きである。冷却経路は実現可能な限り多様性を有するべきである。
- IVR を達成するために、コアキャッチャーあるいはデブリの保持場所における、溶融燃料の 直接接触による浸食を発生防止又は影響緩和するために、溶融燃料の分散と凝固を促進する べきである。さらに必要に応じて、コアキャッチャーやデブリ保持場所に防護層を設けるな どの浸食防止対策が講じられる。

#### (2) 液位確保機能喪失の防止

SDC では、「ガードベッセル及び外管は、一次冷却材系におけるナトリウム漏えい事故において も、一次冷却材系のナトリウム液面を崩壊熱除去に必要な液位に維持するように設計されなければ ならない。主冷却材管と外管の間と同様に、原子炉容器とガードベッセルとの間、主冷却系配管と 外管との間の従属故障ならびに共通原因故障を十分考慮しなければならない。原子炉冷却材バウン ダリの破損故障の際の一次冷却材系からの漏えいナトリウムの量を減少させるよう対策が講じら れなければならない。」とされており、これに対して以下のように設計概念と設計考慮事項が記述 されている。

#### 設計概念

- O ガードベッセル
- 外管(ループ型炉における設計オプション)

#### 特定の機能/設計上の考慮事項

- O ナトリウム液位が維持できるように、原子炉容器を覆うようにガードベッセルを設置するべきである。ナトリウム漏えい量を制限するため、ガードベッセルは原子炉容器から漏えいしたナトリウムを保持するような設計であるべきである。原子炉容器とガードベッセル間の体積を制限すること。ナトリウム漏えいが発生した場合の冷温停止状態のナトリウム液位は、ナトリウム循環ができなくなる設計限界レベル以下とならないようにすべきである。
- 原子炉容器及びガードベッセルが最も高い信頼性を有するように、設計、製造、設置、メン テナンス、検査すべきである。原子炉容器とガードベッセルの二重破損を防止するための条 件は、前記に加えて以下である。
  - ・従属故障の発生防止
    - ガードベッセルは原子炉容器からのナトリウム漏えいによる熱負荷に耐性を有すること。
    - ▶ 漏えいナトリウムを長時間保持する状態下で、地震による機械的負荷に耐性を有すること。
    - ▶ 故障した原子炉容器によって発生しうる干渉(熱膨張、地震などによる振動等も考慮する)に耐性を有すること。
  - ・共通原因故障の発生防止
    - 原子炉容器及びガードベッセルの支持構造を実現可能な限り分離すること。もしくは、 支持構造の共通部品の故障の発生を防止すること。
    - ▶ 製造中の共通原因欠陥を発生防止すること。
    - ▶ 地震を含む内部/外部事象に対して十分な裕度を有すること。
- 一次冷却材系の主配管及び機器からのナトリウム漏えいに対して、炉心冷却の確保及び漏えい量を低減するために、外管、ガードベッセルの設置、冷却材液位レベルより上に配管を配置する等の対策を講じるべきである。破断前漏えい概念の適用性を十分に考慮した上で、設計基準漏えいを決定すべきである。DEC に対しては、外管が冷却材液位維持のために設置される場合、一次冷却材系配管の大規模破損による負荷に耐性を持つよう設計されるべきである。厳しい漏えい状態(例えば、一次冷却材系主配管での多重漏えい)の下での炉心損傷を発生防止するため、崩壊熱除去対策(例えば、全ての一次冷却材系主配管での冷却材循環

が喪失するまでナトリウム液面が低下した場合にも、原子炉容器内冷却設備の運転を可能に する)を講じるべきである。

#### 3.3.5. SFR の炉心反応度特性

SDC の国際レビューにおける各国規制関連機関のレビューを通じ、高速炉におけるナトリウム ボイド反応度に関する技術的見解について、これを整理し、SDG に反映させることが提言された。 ナトリウムボイド反応度と、SFR 設計要件との関連は、長年にわたる SFR 開発において検討課題 として存在し続け、あらゆる角度から検討されてきたものである。GIF では1年程度の時間をかけ 本件における議論と見解取りまとめを行った。結論としては、ボイド反応度係数は、炉心の過渡挙 動を表す重要な炉心特性パラメータの1つであるものの、ある1つの特定のパラメータに関しての み詳細な要件を設定すること(例:ナトリウムボイド反応度を負とする)は技術的に適切ではなく、 反応度効果の総括に対して制約を設けることが妥当である、というものであった。

技術的な背景として、ナトリウムのボイド化は事故時にしか発生せず、ボイド反応度はいくつか のフィードバック係数のうちの1つに過ぎないことがあげられる。出力係数の主要な個別因子は、 ドップラー係数、燃料被覆管温度係数、燃料温度係数、ボイド反応度係数などであるが、個々の反 応度因子の挙動は、炉心内の温度分布の変化量との積和による各効果の総和として表される。ナト リウムのボイド化はナトリウム沸騰を伴うような DEC で生ずると考えられる。設計によっては、 ボイド反応度を相殺する大きな負のフィードバック効果が存在する。ゼロに近い全ナトリウムボイ ド反応度を持つように設計された概念に対する詳細な事故分析<sup>5</sup>によれば、事象シーケンスで沸騰 が発生する時期が異なるものの、適正に抑制された正のボイド反応度をもつ設計に対する優位性は 明確になっていない。

安全性確保のための設計に対する制約条件に関しては、以下のように整理された。運転時に予想 される事象(AOO)、DBA、及びDECで炉心損傷を伴わない状態においては、個々の反応度因子 が異なる時間的変化をしながら増加/減少する反応度特性を示すが、熱出力変化に対する時間的応 答は熱の発生源である燃料の温度変化が一番早く、これはいずれの炉心でも負となる。安全性確保 のためには、出力反応度係数が負であること、及び想定される反応度投入量を原子炉停止系能力が 上回ることが、制約条件となる。DECで炉心損傷を伴う状態では、反応度因子の総和が即発臨界 (1\$)未満であることが制約条件となる。炉心崩壊事故(CDA)においては、ボイド反応度を 抑制することで、起因過程での出力挙動が穏やかとなる効果があるものの、燃料の溶融・移動に伴 う反応度効果、及び燃料被覆管の溶融・移動に伴う反応度効果が大きいことから、事故終息までの 挙動全体(初期過程から終息過程)への寄与は限定的となる。ナトリウム沸騰を伴う炉心損傷の事 象推移は設計に依存することから、設計毎に安全評価を実施して上記の制約条件が満たされること を確認すべきである。

#### 3.4. 系統・機器に関する SDG

3.4.1. スコープ

SDC で求められる設計要求に応えるための設計方策に関する推奨事項や設計条件等を具体的に 示し、設計者が SDC に適合した設計を行うための一助とすることを目的として、系統・機器に関 する SDG(以降、系統別 SDG と称す)を構築する。

系統別 SDG は、SDC や安全アプローチ SDG で示された考え方を、SFR の主要系統を構成する 設備を設計する際に安全上考慮すべき事項のレベルにまで展開するものであり、展開した結果は、 炉心系、冷却材系、格納系の3つの設計ガイドとしてとりまとめる。これらは、現行軽水炉を対象 とした IAEA NS-G シリーズの第4世代 SFR 版に相当する。IAEA では、電気系など種々の設計ガ イドがあるが、第4世代 SFR 版では、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」に着目して SDG を作 成することとした。実際に設計に適用するための実効的なものとするために、各国の設計概念や開 発状況を把握し、念頭に置いた上で、安全設計上の考え方や推奨事項が記述される。

#### 3.4.2. ガイドライン構築上のポイント

系統別 SDG では、前述の通り SDC と安全アプローチ SDG の考え方を炉心系、冷却材系、格納 系の 3 つの系統別 SDG へ展開する。安全要件上の詳細度としては現行軽水炉を対象とした IAEA NS-G シリーズ相当とし、包絡性の観点からこれを参照し、かつ用語や定義等を活用することとし ている(図 14 参照)。

SDC 及び安全アプローチ SDG では、第4世代炉として DEC への対応を積極的に明示している ことから、これに相当する系統別の設計要件を提示することが重要である。また、実質的回避や外 部事象への対応に関し、SFR の特徴を踏まえた要件を明確化していく必要がある。なお、IAEA NS-G シリーズを参照することから、軽水炉と比較した第4世代 SFR の特徴を整理しておくと、系統別 SDG で注力すべき論点(修正・追記・削除すべきポイント)が明確となる。そのため、炉心系/ 冷却材系/格納系のそれぞれに対し、論点になると想定される事項の整理を行った。炉心系につい ての論点を図 15 及び図 16 に、冷却材系の論点を図 17 及び図 18 に、格納系の論点を図 19 及び 図 20 に示す。

例えば冷却材系に関しては、SFR の設計上の特徴として「高温・低圧を考慮した構造設計」、「自 然循環の活用」、「Na-水反応対策」等があげられ、また、第4世代炉の特徴として「DEC 時の冷却 手段」等が抽出されている。今後これら論点に対する設計要件を充実化させ、系統別 SDG に反映 して行くことが重要である。

#### 3.4.3. ガイドラインの全体構成

#### (1) 系統別 SDG に書き込むべき内容

#### (i) 系統別 SDG の位置付け

系統別 SDG は、設計者及び許認可取得者、さらに規制関連機関などに対して、対象とする系統の安全設計についての推奨事項や設計条件を提供するものである。

系統別 SDG は、対象とする系統に着眼した設計全般事項及び個別系統設備事項を具体的に展開 した内容とする。なお、「安全アプローチ SDG」で述べられる考慮事項の内、当該系統に該当する 要求事項も含めるものとする。

#### (ii) 系統設計上考慮すべき一般的事項

各系統が設計上考慮すべき一般的な事項は、SDCの、「4.主要な技術クライテリア」及び「5. 全般的プラント設計」に示されている(**表**2参照)。

- ・「4.主要な技術クライテリア」では、安全設計の基本原則が述べられている。すなわち、「放射線防護」(クライテリア 5)を目的として、「基本的な安全機能」(クライテリア 4)を「深層防護の適用」(クライテリア 7)によって展開する。この時、期待する成果が確実に得られるように「原子力発電所の設計」(クライテリア 6)にふさわしい「実証された工学的手法」(クライテリア 9)を適用するとともに「安全評価」(クライテリア 10)を実施する。
- ・「5. 全般的プラント設計」では、安全設計を行う上でのより具体的ではあるが一般的な要素 が示されている。

系統別 SDG では、対象とする系統設備に対して、これらに関する事項をより具体的に示すこと が求められる(図 21 参照)。

系統別 SDG の構成要素は、当該 SDG が取り扱う「系統・設備が有する安全機能」及び「設備設計を行うための具体的な要求事項」である。後者は、「系統設計上の要求事項」と「機器設計上の要求事項」に分類される。また、当該 SDG が取り扱う系統・設備が複数ある場合には、全般に適用される要求事項と個別の系統・設備にのみ適用される要求事項に仕分けられる。これらの内容を具体化するためには、対象とする原子炉施設の系統や機器の設計上の物理的特徴を踏まえる必要がある。(クライテリア 42-2)

①系統・設備が有する安全機能の同定

「クライテリア4:基本的な安全機能」及び「クライテリア13:プラント状態の分類」に基づいて、対象とする系統が有する安全機能をより具体的に展開していく。この展開の結果得られた 安全機能に関する要求事項が系統別 SDG に書き込むべき内容の一部となる。

②系統設計上の要求事項

設備設計を行う(ものを作る)観点からは、対象とする系統・機器の範囲、関連する他系統・ 機器とのインターフェイスを明らかにしたうえで、設計上想定する「プラント状態」(クライテ リア 13) とそれに対応した「想定事象」(クライテリア 16)、プラント状態に応じた「設計限度」 (クライテリア 15) を与える必要がある。想定事象には、「設計基準事故」(クライテリア 19) と「設計拡張状態」(クライテリア 20)が含まれ、「内部及び外部のハザード」(クライテリア 17) が考慮される。「安全機能の重要度」(クライテリア 22)に応じて「信頼性」(クライテリア 23) の確保が求められる。

以上の条件を用いて「安全解析」(クライテリア 42) を行い、その結果を参照しながら設計を 行う。また、寿命中の安全機能を維持するため、「校正、試験、メンテナンス、修理、交換、検 査及び監視」(クライテリア29)等が求められる。

系統信頼性を確保する観点から、「物理的分離と独立性」(クライテリア 21)、「共通原因故障 対策」(クライテリア 24)、「単一故障基準」(クライテリア 25)、「人的要因の考慮」(クライテリ ア 32)等が求められる。また、プラント仕様や系統の機能に応じて、「複数号機間の共用上の配 慮」(クライテリア 33)等が求められる。

#### ③機器設計上の要求事項

容器、配管等の機器設計においては、「安全機能の重要度」(クライテリア 22) に応じ、各「プ ラント状態」(クライテリア 13) に対する「想定事象」(クライテリア 16) を考慮して荷重とそ の組み合わせ、荷重に対する許容基準を定める。材料、設計方法、製造方法及び検査方法は、実 証された「工学的設計規則」(クライテリア 18) に従う。

④個別系統・設備の要求事項

対象とする系統別 SDG に含まれる、個別の系統・設備のみが有する安全機能やより具体的な 要求事項が求められる。

#### (2) 系統別 SDG の構成

#### (i) IAEA NS-G の分析

現状の「IAEA NS-G-1.9 原子力発電所の原子炉冷却材系及び付帯系の設計」は、上記(3.4.3(1))の要素を包含するものとなっている(**表 3**参照)。ただし、2000年代前半に構築されたものであることから、「設計拡張状態」については含まれておらず、これを含めるべく現在改定が行われている。

目次構成上は、「系統設計」と「機器設計」の仕分けを意識したものとはなっていないが、両者 を含んだ内容となっている。安全機能については、明示的な整理はなされていないが、参考として 付録に収録されている。個別安全機能については、設計依存の面があるが、設計の根幹となる原子 炉冷却材バウンダリ機能等のような安全機能については、可能な限り要求事項として記載すること が望まれる。

#### (ii) 系統別 SDG の目次構成

以下に、冷却材系 SDG を例に、系統別 SDG の目次構成の構築方針を記す。

- ・基本構成は NS-G-1.9 のものを維持し、これから軽水炉特有の事項を取り除き、SFR 特有の事 項を加える(表 4 参照)。
- ・個別系統・機器は SFR のものに見直し、それらの安全機能を記載する。深層防護に基づく SFR の安全機能を別途整理しておき(表 5 参照)、冷却材系 SDG の記載項目の妥当性チェックに 活用する。
- ・設計拡張状態に関する要求事項については、IAEA での見直し状況(DS481)に合わせて、別

枠の項目とはせず、従来の構成・項目の中に組み込むこととする。

なお、冷却材系 SDG と同様なアプローチを、炉心系 SDG (表 6 参照、表 7 参照)と格納系 SDG (表 8 参照、表 9 参照) にも展開し、ガイドラインの構築を推進中である。

#### 3.4.4. Na-水反応/Na 漏えい・燃焼に関するガイドライン構築の考え方

ナトリウム-水反応とナトリウム漏えい・燃焼はナトリウム炉特有の現象であり、かつ特有の設計対策が必要となることから、これらに対する考え方については早急に議論を要するため、系統別 SDGの構築に先行して考え方の整理を行う。

#### 3.4.4.1. Na-水反応

#### (1) ナトリウム-水反応現象と一般的な影響

ナトリウムは化学的な活性度が高く、空気、水等と反応し、腐食性の反応生成物や水素及び反応 熱を生じる。冷却材にナトリウムを用い、ナトリウムと水の熱交換を行う蒸気発生器(以下、SG と称す)を有する SFR においては、SG の伝熱管等のナトリウム-水バウンダリが破損すると、ナ トリウム中に高圧の水・蒸気が噴出し、下記の化学反応を主としたナトリウムと水との反応(以下、 ナトリウム-水反応と称す)が生じる。

$$Na + H_2O \rightarrow NaOH + \frac{1}{2}H_2$$
  
 $Na + NaOH \rightarrow Na_2O + \frac{1}{2}H_2$ 

SG におけるナトリウム-水反応の影響は、一般に図 22 のように分類される。それぞれの特徴を 以下に記す。

- <ターゲットウェステージ>
  - ・水リークによって生じる高温腐食性のナトリウム-水反応ジェットにより、隣接伝熱管が減 肉する。

<マルチウェステージと高温過熱>

・水リーク規模が大きくなり、ウェステージによって複数の伝熱管が減肉する。また、反応熱によって伝熱管が過熱され、機械的強度が低下する。

<圧力発生と伝播>

- ・さらに破損規模が大きくなり、ナトリウム-水反応に伴う水素・熱の発生により、2次系の圧 力が上昇する。
- (2) ナトリウム-水反応によるプラントへの影響

ナトリウム-水反応によって生じ得るプラントへの影響は、1次的な影響と2次的な影響に大別で きる。両者を以下のように定義する。 ・1次的な影響: ナトリウム-水反応による2次冷却材系への影響

・2次的な影響: ナトリウム-水反応による2次冷却材系外への影響

#### (i)1次的な影響

1次的な影響としては、反応生成物と反応熱による以下の熱的、化学的、機械的影響が考えられる。

a. 破損伝播による破損規模の拡大(熱的、化学的影響)

ナトリウム-水反応によって生じる高温腐食性のナトリウム-水反応ジェットは、隣接する伝 熱管に熱的、化学的影響を与える。初期破損位置からの水リークが早期に終息しない場合は、 隣接する伝熱管に破損が伝播し、破損規模が拡大する可能性がある。破損伝播のメカニズムと しては、高温腐食性のナトリウム-水反応ジェットにより隣接伝熱管が減肉するウェステージ 型破損と、ナトリウム-水反応ジェットの熱的影響により隣接伝熱管の機械的強度が低下して 内圧により破損する高温ラプチャ型破損がある。高温ラプチャ型破損は、ウェステージ型破損 に比して破損口径が大きくなり、破損規模が拡大する傾向となる。

b.2次冷却材系構成機器・配管等への影響(機械的影響)

破損規模が比較的大きい場合、伝熱管が破損した直後のごく短時間の間のみ生じるスパイク 状の圧力波と、ナトリウム-水反応に伴う水素・熱の発生により比較的長い時間持続する準定 常圧の2つで代表される圧力上昇が2次冷却材系に生じる。これらの圧力上昇によって、2次 系構成機器、配管、中間熱交換器伝熱管等の破損に発展する恐れがある。

スパイク圧と準定常圧のイメージを図 23 に記す。

#### (ii) 2 次的な影響

上記の1次的影響に加えて、2次的影響としては以下の熱的、化学的、機械的、核的影響が考えられる。

a. 炉内事象への進展(化学的、機械的、核的影響)

ナトリウム-水反応による圧力上昇等により、万一、中間熱交換器伝熱管等の1次冷却材系 バウンダリと2次冷却材系バウンダリの境界部分(以降、1次/2次バウンダリと称す)が破損 した場合には、炉心・燃料の健全性に関連する基本的な安全機能へ影響を及ぼす恐れがある。 具体的には以下の事項である。

- ・ナトリウム-水反応により発生した水素ガスが炉心内に流入した場合には、正の反応度が 投入されうる。また、大規模な伝熱管破損が生じた場合には、ガス状の反応生成物あるい はカバーガスが1次冷却材系に流入しうる。
- ・ナトリウム-水反応生成物である、酸化ナトリウム等が炉心部へ流入し、流路閉塞に繋が りうる。

・反応生成物による燃料被覆管の腐食が、炉心燃料の健全性を阻害しうる。

・1 次/2 次バウンダリが破損した状態で、炉心燃料が損傷した場合、格納容器 (CV) バイ パスラインが形成されうる。

プラントへの影響のイメージを図 24 に記す。

b. ナトリウム燃焼等への進展(熱的、化学的、機械的影響)

ナトリウム-水反応による圧力上昇等により、万一、2次冷却材系構成機器・配管が破損した 場合には、ナトリウムの漏えい燃焼に至りうる。更に、ナトリウム-水反応による影響(発生 した水素の燃焼や反応生成物の挙動など)との相互作用により、安全機能を阻害する恐れがあ る。

プラントへの影響のイメージを図 25 に記す。

#### (3) 安全性の判断基準について

以上のように、ナトリウム-水反応による潜在的な異常拡大シーケンスによれば1次的影響と2 次的影響が考えられる。2次的影響は1次的影響と比較し、物理現象や事象進展の不確かさ幅は一 般的に大きくなる。ナトリウム-水反応への対策に加え、2次冷却材系が存在することが影響伝播 を緩衝するため、万一2次的影響に至った場合でも、直ちに炉心健全性に大きな影響を及ぼす状態 へは発展しないと期待されるが、SFRの基本的な設計思想としては、ナトリウム-水反応の影響を 2次冷却材系内で終息させて1次的影響にとどめることが適切である。

したがって、ナトリウム-水反応の発生に対しては、以下を満足することを基本要件とすべきで ある。

- ・炉心への影響を回避するため、1 次/2 次のバウンダリ境界を構成する系統・機器に対して、 構造健全性の確保を要求すべき。
- ・2次冷却材系の配管機器に対しては、安全機能を阻害するような著しい損傷を防止すること を要求すべき。

上記の基本的な考え方を踏まえ、安全性の判断基準を設定する。

#### (4) AOO 及び DBA に対する考え方

設計で想定すべき外部事象や内部事象に対し、対策を講じることにより、伝熱管等のナトリウム -水バウンダリの破損を防止することが基本である。例えば、地震、熱過渡、水・蒸気系配管のパ イプホイップ等、設計上想定される事象に対してはあらかじめ対策を講ずることで、ナトリウム-水バウンダリの破損を防止する。その上で、AOO や DBA の範疇では、偶発的には生じうる事象 (伝熱管の単管破損)を想定して、破損伝播を考慮した設計対策を求める。また、評価に当たって

は、保守的な想定が求められる。

以上のような基本的な考え方を踏まえ、AOOやDBAとして、以下を考慮することを SDGの要

求とする。

- ・設計で想定すべき外部事象(地震等)及び内部事象(腐食、流力振動等)を明らかにした上 で対策を講じることにより、伝熱管等のナトリウム-水バウンダリの破損を防止すること。
- ・以上を達成したうえで、偶発的に起こりえる伝熱管の単管破損を初期 SG 伝熱管破損と想定 し、破損伝播の影響を考慮して設計対策を講じること。なお、初期 SG 伝熱管破損の想定と しては、1本の伝熱管に対し微小破損から瞬時破断相当を考慮すること。
- ・設備設計においては、ナトリウム-水反応によるごく短時間で生じるスパイク状の圧力波と、 比較的長い時間持続する準定常圧による圧力上昇を考慮すること。
- ・保守的な想定を置いた上で評価を行うこと。
- ・ 炉心への影響を回避するため、1 次冷却材系と2 次冷却材系の境界部分(中間熱交換器の伝 熱管等)の破損を防止すること。また、2 次冷却材系の配管及び機器については、安全機能 を阻害するような著しい損傷を防止すること。

#### (5)DEC に対する考え方

機器等の大規模な破損の原因となり得る地震等の外部事象に対し、設計基準想定を超えても直ち にクリフエッジが生じないこと(共通原因破損の防止)を求める。加えて、DEC の範疇において は、DBA 対策として設置された Na-水反応の影響緩和設備に対して多重故障の重畳を想定するこ とを基本方針とする。一方、現象論的に生じることが極めて想定しがたい状況をアプリオリに想定 することは不合理であり、これには伝熱管の複数本瞬時同時破損が例示される。この理由として、 以下が挙げられる。

- ・過去の事故事例によれば、初期破損は1本の伝熱管から生じた。
- ・1本の伝熱管破損というランダムな起因想定に対し、複数箇所の瞬時同時破損を課すのは、
  現象論的に非物理的である。
- ・起因となる要因を特定せずにアプリオリに複数本の瞬時同時破損を設定する場合、破損本数 を合理的な理由をもって同定することは困難である。
- ・複数本の瞬時同時破損は極めて発生し難い想定であることに加え、過大な評価結果を与える。 例えば、初期スパイク圧が"×本数"レベルで増加し、耐圧性や緩和設備への要求が不合理 に厳しくなる。現実的な過渡を考えると、破損の拡大には若干の時間のズレがあるため、こ れを適切に踏まえた評価が必要である。過去の知見から、初期スパイク圧は高々0.1 秒のオ ーダーで収束することが示されている。一方、初期スパイク圧が収束する時間の範囲内で複 数本の伝熱管が同時的に破損することは、伝熱管強度の観点から極めて起こり難い。これら を踏まえると、評価において仮に複数本の伝熱管破損を設定する場合は破損が発生する時間 のズレを適切に考慮することが必要である。これにより初期スパイク圧のピーク圧力を非現 実的に過大評価することを回避し、物理的に適切な評価とすることができる(イメージを図

26に記す)。

 ・ただし、ストレステストのように設計余裕を確認する際には、複数本の瞬時同時破損を境界 事象として評価(何本までの瞬時同時破損に耐え得るかの評価)することは、手法の一つと して考えられる。

以上の理由から、DEC の範疇においては、アプリオリな複数本の瞬時同時破損の考慮は求めな いこととし、影響緩和機能の多重故障を想定することとする。また、クリフエッジがないことを確 認する観点では、十分低い発生確率まで考慮すべきである。

これらを踏まえ、DEC として以下を考慮することを SDG の要求条件として暫定する。

- ・DEC として、DBA において期待される影響緩和機能の多重喪失によって生じうる伝熱管破 損規模を想定して対策を講じること。影響緩和機能の多重喪失の想定に関しては、クリフエ ッジがないことを確認する観点で、十分低い発生確率まで考慮すべきである。
- ・初期 SG 伝熱管破損想定として、DBA と同様に、1本の伝熱管の微小破損から瞬時破断相当 を考慮すること。また、DBA と同様に、スパイク状の圧力波と準定常圧を考慮すること。
- ・DBAにおける設備対策の機能拡張を考慮すること。

・DEC では最確評価を適用してもよい。

・炉心への影響及び CV バイパスを防止するため、1 次冷却材系と2 次冷却材系の境界部分(伝熱管等)の著しい破損を防止すること。すなわち、ナトリウム-水反応生成物の1 次冷却材系への浸入に伴う炉心の腐食や閉塞が、炉心損傷リスクの支配要因とならないよう、ナトリウム-水反応対策を講じること。また、2 次冷却材系の配管及び機器については、安全機能を阻害するような著しい損傷を防止すること。

#### (6) ナトリウム-水反応対策設備の例

ナトリウム-水反応の発生防止の観点では、「想定する外部事象と内部事象を明らかにして対策を 講ずること」、「適切な規格基準に基づくこと」、「ナトリウムの純度管理を適切に行うこと」が重要 であり、これを明示すべきである。

影響緩和の観点で特に重要なのは、「異常を検出すること」、「影響抑制の手段を講ずること」、「発生する圧力を開放すること」であり、この3つは SDG の要求条件として明示すべきである。具体的な検出方法や緩和手段については設計選択であり、図27に示されるナトリウム-水反応対策設備のイメージのように、様々な方法を採りうる。したがって、具体的な設備対策については、図27に基づいて設計例の位置付けとして記載することとする。

以上を踏まえ、以下を SDG の要件として暫定する。

・ナトリウム-水反応の発生防止のため、以下を考慮すること。

- 伝熱管等のナトリウム-水バウンダリ(ナトリウムと水を隔てる境界部分)の破損を防止

するため、設計で想定すべき外部事象(地震等)及び内部事象(腐食、流力振動等)を明 らかにし、対策を講ずること。

- 適切な規格・基準等に基づいて構造設計、材料選定、製作及び検査を行い、高い品質を確 保すること。
- 2 次冷却材系を高い純度管理のもとに運転を行うことで、伝熱管の腐食等による破損を抑 制すること。
- ・ナトリウム-水反応の影響緩和のため、以下を考慮すること。
  - 水・蒸気の漏えいを検出する設備を設置すること。
  - 破損伝播の抑制及び化学反応の影響抑制の対策を備えること。
  - 蒸気発生器におけるナトリウム―水・蒸気の相互作用の影響から2次冷却材系を保護する ため、2次冷却材系に圧力開放系を設置すること。
- ・ナトリウム-水反応の影響緩和の対策として、以下のような設計例が考えられる。
  - ナトリウム-水反応に起因したナトリウム中水素濃度の上昇、圧力上昇などを考慮し、検 出特性、検出時間等が適切な検出設備を影響緩和策として備える。
  - ナトリウム-水反応により生じる圧力上昇を抑制し、安全機能を有する SSC への影響を緩 和できる設備を備える。圧力上昇の抑制設備としては、受動的に作動する圧力開放板など があげられる。
  - ナトリウム-水反応により系統内で発生する水素の蓄積、爆発、バウンダリ破損による建 屋内への放出を防止するため、系統外への発生水素の移送、燃焼等の処理を行うことがで きる設備を備える。
  - 系統外へ水素を移送する設備を設ける場合は、随伴するナトリウム-水反応生成物、ナトリウムエアロゾル等が環境中へ放出されることを抑制する設備を備える。反応生成物の放出を抑制する設備としては、反応生成物等と発生水素を分離、回収するサイクロンセパレータなどがあげられる。サイクロンセパレータ等の分離・回収設備を設置する場合には、 圧力上昇の抑制・緩和機能を阻害することがないよう留意するべきである。
  - ナトリウム-水反応が発生した場合は、これを検出して、原子炉を停止する等の措置を行う。
  - ナトリウム-水反応を終息させるため、伝熱管破損が生じた蒸気発生器を水・蒸気系から 隔離し、当該蒸気発生器内の水・蒸気を放出できる設備を備える。

#### 3.4.4.2. Na 漏えい・燃焼

(1) はじめに

ナトリウムの漏えい・燃焼による影響として、冷却材インベントリの減少による炉心冷却性の低 下、ナトリウムの顕熱及び燃焼熱による熱的荷重の発生、雰囲気圧力の上昇による機械的荷重の発 生、化学反応に伴うエアロゾルの生成など、種々の現象が考えられる。また、2次的には、熱の発 生に伴いコンクリートから発生する水蒸気による機械的荷重、水蒸気とナトリウムの反応や、コン クリートとナトリウムの反応によって生成する水素の燃焼による機械的荷重の発生の可能性も考 えられる。ここでは、「冷却材インベントリの減少による炉心冷却性の低下」を除く現象によって 引き起こされる可能性がある安全機能(安全機能を有する系統・設備)並びに人(従事者及び公衆 への生体影響)に対する影響と対策について記載する。

#### (2) ナトリウム漏えいの想定

原子炉格納容器内のナトリウム内包機器の例としては、原子炉容器、1 次系配管、1 次冷却材ポ ンプ、中間熱交換器、1 次系ダンプタンクなどが考えられ、原子炉格納容器外のナトリウム内包機 器の例としては、2 次系配管、SG、2 次系ポンプ、炉外燃料貯蔵槽、2 次系ダンプタンクなどが考 えられる。

ナトリウム内包機器は、適切な規格・基準などに基づいて構造設計、材料選定、製作及び検査を 行い、高い品質を確保することにより破損を防止する前提であるが、熱応力、疲労・熱疲労、座屈、 過大な応力、流力振動、フレッティング、母材欠陥、材料劣化、溶接不良・組立て不良、腐食・応 力腐食割れなどの原因による万が一の破損に備え、設計基準事故としての適切な破損規模(漏えい 量、漏えい率など)を設定した上で、ナトリウム漏えい・燃焼対策を施す必要がある。

また、DECとして、さらに厳しい破損規模(漏えい量、漏えい率など)、若しくは、安全機能の 多重喪失を想定し、その場合の事象の進展を踏まえ、必要に応じて付加的な対策を施す必要がある。

#### (3) ナトリウム燃焼の想定

微小、小規模、大規模という、様々なバウンダリ破損規模に応じたナトリウム漏えいにより、軽 微な燃焼から大規模な燃焼までの様々な燃焼が生じ得る。軽微な燃焼や小規模な燃焼では、事象の 拡大が適切に防止されれば、安全機能及び人に対する影響は限定的となる可能性もあるので、早期 検知による早期対応が重要である。大規模な燃焼に至る場合は、燃焼に伴う安全機能及び人に対す る影響が、より厳しくより広範に及ぶ可能性が高いため、漏えい・燃焼の影響を適切に緩和するた めの対策の拡充が必要となる可能性がある。

なお、ナトリウム燃焼の形態により、影響が異なることにも注意して対策を考える必要がある。 ナトリウム燃焼の形態は、大きく分けてプール燃焼とスプレイ燃焼に分類される。

プール燃焼とは、バウンダリ破損部から漏えいしたナトリウムが床などの上で平面的に広がり、 その表面で酸素や湿分と反応する燃焼形態である。燃焼そのものは後述のスプレイ燃焼よりも穏や かであるが、ナトリウム漏えいの終了後にも燃焼が持続的に進行する可能性がある。

スプレイ燃焼とは、バウンダリの破損部などから漏えいするナトリウムが液滴となって飛散、落 下する状態において、液滴の表面でナトリウムと酸素や湿分と反応する燃焼形態である。一般に、
反応に寄与する表面積が大きくなり、プール燃焼よりも熱やナトリウムエアロゾルの発生速度が高くなるが、プール燃焼よりも継続時間は短い。

#### (4) チャレンジ要因

ナトリウム漏えい・燃焼による安全機能及び人へのチャレンジ要因としては、以下が考えられる。

#### (i) 熱的荷重

ナトリウムの大規模な漏えい・燃焼時には、ナトリウムの顕熱や燃焼熱による雰囲気の急激な過 熱や躯体全体の過熱に起因する熱的荷重がチャレンジ要因となる。なお、小規模な漏えい・燃焼時 であっても、特に、空気雰囲気での漏えい・燃焼の場合には雰囲気中の酸素濃度の低下が緩やかで あるため、局所的な過熱が長時間継続し、それによる熱的荷重がチャレンジ要因となる可能性があ ることに注意する必要がある。

### (ii) 機械的荷重

ナトリウムの大規模な漏えい・燃焼時には、上述のような熱的荷重に関連した機械的荷重(雰囲 気圧力の急激な上昇、熱変形に起因する躯体の変形など)がチャレンジ要因となる。また、2次的 に生じ得る、

①コンクリート過熱で発生する水蒸気による過圧

②発生した水(水蒸気)とナトリウムの反応に伴う水素及びその燃焼・爆発による過圧

③コンクリートとナトリウムの反応に伴う水素及びその燃焼・爆発による過圧

④密閉空間でのナトリウム燃焼後の冷却で生じる雰囲気圧力の減圧(負圧)

などによる機械的荷重についても、ナトリウムの大規模な漏えい・燃焼に伴う2次的なチャレン ジ要因となり得る。なお、小規模な漏えい・燃焼時であっても、局所的な過熱に起因して、ナトリ ウムと水(水蒸気)やコンクリートとの反応に至る場合は、それに伴う水素発生がチャレンジ要因 となる可能性があることに注意する必要がある。

### (iii) 燃焼生成物による腐食

ナトリウムの漏えい・燃焼に伴って生成する物質やその2次的な反応で生成する物質によって、 安全機能を有する機器が腐食して機能障害に至ることが考えられる。

#### (iv) エアロゾルによる負荷

ナトリウムの漏えい・燃焼に伴って発生するナトリウムエアロゾルが付着することで、安全機能 を有する機器が機能障害に至ることが考えられる。また、人に対しては、エアロゾルの吸入による 化学的な健康影響や付随的に被る被ばく影響が考えられる。

# (5) ナトリウム漏えい対策

上述のようなチャレンジ要因の影響を適切に抑制するためには、ナトリウム漏えいを防止、又は

漏えいナトリウムの影響を緩和するための以下に示すような対策が重要である。系統別ガイドとしては、冷却材系ガイドに記載する。

# (i) 防止対策

- a. 適切な規格・基準などに基づいて構造設計、材料選定、製作及び検査を行い、高い品質を確 保することによりナトリウムバウンダリの破損を防止する。
- b. ナトリウムバウンダリには小口径配管を極力接続しない設計とする。

#### (ii) 影響緩和対策

- a. 想定される機器や配管からの漏えいに対して、系外への漏えいを極力抑制する設計とする。 具体例として以下が考えられる。
  - ・原子炉冷却材バウンダリからの漏えいがあった場合でも、ナトリウムが燃焼することがないような構造や雰囲気とする。具体的にはナトリウムのバウンダリを不活性ガス内包のガードベッセル等で囲った防護構造とする。なお、ガードベッセル等は、外気の侵入を防止するため、正圧に保持して圧力を監視するとともに、定検定期検査時には、その漏えい率を確認できる設計とする。また、ループ型の場合の防護構造は、1次主冷却材系配管と防護構造(防護管)とが共通要因により破損することのないよう、1次主冷却材系配管(枝管も含む)と防護管とは物理的に可能な限り独立しているよう配慮した設計とする。防護管等は想定し得る配管の破断において健全性を確保する。
- b.機器・配管からのナトリウムの漏えいを速やかに検知し、ポンプ停止、カバーガス隔離及び 防護構造内の不活性ガス隔離などの漏えい抑制のための対処が迅速に行えるようにする。具 体例として以下が考えられる。
  - ・冷却材を保有する主要機器、配管を収納するガードベッセル等の防護構造内又は室内にナト リウム漏えい検出器を設ける設計とすること。
  - ・ナトリウム漏えい信号を中央制御室に表示し警報を発することで運転員が適切な対処を速やかにとることが可能な設計とすること。
  - ・ナトリウムの漏えい量を抑制するために、ポンプの停止やカバーガスの隔離により冷却材圧 力を低下させる設計とすること。
  - ・防護構造内の不活性ガス圧力を制御する配管やサンプリングラインが存在する場合、ナトリウム漏えい時にそれらを介して、ナトリウムが系外に出ることを防止するため、当該配管及びサンプリングラインは、ナトリウム漏えい信号により直ちに閉鎖できる設計とすること。
  - ・ 炉心の冷却機能確保を確認した上で、系統内のナトリウムを速やかにドレンすることで、炉上いに寄与するナトリウムを減少させる設計とすること。
- c. ナトリウム漏えい検出器などの信号により自動で防護動作を行う安全上重要な機器は、検出

器の単一故障を考えても確実に必要な防護動作が可能な設計とする。

d. 破断前漏えい(以下、LBB と称す)を適用する場合、ナトリウム漏えい検出器の検出性能 は、LBB の考え方に基づいた破損想定規模に対して十分な余裕を有するものとする。

#### (6) ナトリウム燃焼対策

ナトリウム漏えい・燃焼に伴って発生するチャレンジ要因の影響が、重要な安全機能を有する 設備の機能喪失や人的被害に至らないようにする必要がある。

重要な安全機能と機能喪失を防止すべき重要な系統・設備としては、以下のようなものがある。

- ①原子炉停止機能(原子炉停止系:制御棒・制御棒駆動機構など、関連する安全保護系:検出器・ 信号処理設備・ケーブルなど)
- ②炉心・燃料冷却機能(崩壊熱除去系:熱交換機器など、関連する安全保護系:検出器・信号処 理設備・ケーブルなど)
- ③放射能の閉じ込め機能(格納バウンダリ:原子炉格納容器、ライナ、隔離弁、コンクリートな ど、放射能漏えい緩和系:コンファインメント設備、非常用ガス処理設備など、関連する安全 保護系:検出器・信号処理設備・ケーブルなど)

④重要なサポート機能(非常用電源など)

また、人的被害については、一般公衆と所内従事者を対象にそれぞれ検討が必要である。対策 を講ずる際には、想定されるチャレンジ要因に対して重要な安全機能の機能が阻害されないよう にすること、適切な対策で人的被害を防止できるようにすることが求められる。

系統別ガイドとしては、ナトリウム燃焼対策は格納系ガイドに記載する(格納系外におけるナ トリウム漏えい燃焼の考慮事項については、該当する系統別ガイドがないため、参考として 3.4.4.2(7)項の系統別ガイド 格納系外に関する考慮事項 に考え方を記載する)。防護の対象及びチ ャレンジ要因ごとに燃焼対策を整理すると表 10 のとおりとなる。安全機能への対策としては、① それ自体の耐性及び防護対策、②外部環境の対策として燃焼抑制のための漏えいナトリウムの処 理、③漏えい区画雰囲気の不活性ガス化、④対象物とナトリウム内包機器との配置の工夫、⑤空 調対策などがあげられる。また、人への対策としては、①ナトリウム内包機器区画への立ち入り や防護管理、②CV 気密性、③漏えい抑制のための設備設置、④運転員のための居住性に係る中央 制御室設計があげられる。

以下に、チャレンジ要因に分けて対策を示す。なお、燃焼対策は現象を緩和させ設計要求や判 断基準に抵触することを防ぐものとなる。

#### (i) 熱的荷重及び機械的荷重への対策

a. ナトリウムが漏えいしても顕熱・燃焼熱による熱的破損及び雰囲気の過圧による機械的破損 に至らないような設計とする。具体例として以下が考えられる。

- ・安全機能を有する系統・設備に十分な耐熱性・耐圧性を持たせること。ナトリウム漏えいを 伴う事故時において、ナトリウムの顕熱や格納構造物内雰囲気での燃焼熱による安全機能を 有する機器・構造物やその他躯体等への機械的荷重、熱的荷重及び対象物の強度低下を評価 して、必要に応じて影響を緩和するために、以下の方策を単独若しくは組み合わせで適用さ れること。
- ・格納バウンダリ、格納構造物鋼鈑や躯体強度の確保のため、ナトリウム漏えいが想定される 場所への対策を施すこと。また、漏えいナトリウムを移送・貯留する設備を設置すること。 なお、上記の漏えいしたナトリウムと接触又は貯留する設備等は、ナトリウム及び燃焼反応 等による熱的影響、生成物による影響等を評価する必要がある。
- ・燃焼抑制のため漏えいナトリウムを適切に処理すること。
- ・漏えい区画を不活性ガス雰囲気とすること。
- ・安全機能を有する系統・設備とナトリウム内包機器を離隔、区画分離したり、防護壁を設置 するなどの配置上の工夫をすること。
- b. ナトリウム漏えいや燃焼に伴う以下の2次的な負荷への対策を講じる設計とする。
  - ・コンクリート過熱で発生する水蒸気による安全機能を有する機器・構造物やその他躯体等への機械的荷重が評価され、強度評価で考慮すること。必要に応じて、対象物への過圧(機械的破損)を防止する設計とする。
  - ・発生した水(水蒸気)とナトリウムの反応に伴う水素及びその燃焼・爆発による安全機能を 有する機器・構造物やその他躯体等への機械的荷重が評価され、強度評価で考慮すること。
     必要に応じて、対象物への過圧(機械的破損)を防止する設計とする。
  - ・コンクリートとナトリウムの反応に伴う水素及びその燃焼・爆発による安全機能を有する機器・構造物やその他躯体等への機械的荷重が評価され、強度評価で考慮すること。必要に応じて、対象物への過圧(機械的破損)を防止する設計とする。
  - ・密閉空間でのナトリウム燃焼後の冷却で生じる雰囲気圧力の減圧(負圧)を考慮した設計と する。
- c. 人に対して生体影響を及ぼさない設計とする。具体例としては、ナトリウム内包機器区画へ の所内従事者の立ち入りを極力制限するなどの管理が考えられる。

#### (ii) 燃焼生成物による腐食への対策

- a. ナトリウムの漏えい・燃焼に伴って生成する物質やその2次的な反応で生成する物質による 機器などの腐食で生じる機能障害を防止する設計とする。具体例として以下が考えられる。
  - ・安全機能を有する系統・設備に十分な耐食性を持たせること。ナトリウム漏えいを伴う事故
     時において、ナトリウムの燃焼生成物による安全機能を有する機器・構造物やその他躯体等

の腐食及び対象物の強度低下を評価して、必要に応じて影響を緩和するために、以下の方策 を単独若しくは組み合わせで適用されること。

- ・燃焼抑制のため漏えいナトリウムを適切に処理すること。
- ・漏えい区画を不活性ガス雰囲気とすること。
- ・安全機能を有する系統・設備とナトリウム内包機器を離隔、区画分離したり、防護壁を設置 するなどの配置上の工夫をすること。

#### (iii) エアロゾルによる負荷への対策

- a. ナトリウムの漏えい・燃焼によるエアロゾルが機器などに付着することで生じる機能障害を 防止する設計とする。具体例として以下が考えられる。
  - ・安全機能を有する系統・設備に十分なエアロゾル付着防止対策を施すこと。ナトリウム漏えいを伴う事故時において、ナトリウムの燃焼によるエアロゾルによる安全機能を有する機器・構造物やその他躯体等への影響を評価し、必要に応じて影響を緩和するために、以下の方策を単独若しくは組み合わせで適用されること。
  - ・燃焼抑制のため漏えいナトリウムを適切に処理すること。
  - ・漏えい区画を不活性ガス雰囲気とすること。
  - ・安全機能を有する系統・設備とナトリウム内包機器を離隔、区画分離、防護壁を設置するなどの配置上の工夫をすること。
  - ・ナトリウム燃焼時の当該区画の空調設計対策を施すこと。
- b.人に対してエアロゾルの吸入による化学的な健康影響や付随的に被る被ばく影響を及ぼさな い設計とする。
- (a) 所内従事者への化学的な健康影響や付随的に被る被ばく影響を及ぼさない設計とする。具体 例として以下が考えられる。
  - ・CV内からのエアロゾル漏えいを抑制するためのCV気密性を確保すること。
  - ・CV 内からのエアロゾル漏えいを抑制するための設備を設けること。
  - ・CV 内当該設備近傍への立ち入りや防護措置の管理をすること。

また、炉心からの中性子によって放射化されるナトリウムが存在する場合は、上記対策が被 ばく影響緩和に有効であることを確認すること。

- (b) 一般公衆への化学的な健康影響や付随的に被る被ばく影響を及ぼさない設計とする。具体 例として以下が考えられる。
  - ・CV内からのエアロゾル漏えいを抑制するためのCV気密性を確保すること。

・CV 内からのエアロゾル漏えいを抑制するための設備を設けること。

また、炉心からの中性子によって放射化されるナトリウムが存在する場合は、上記対策が被 ばく影響緩和に有効であることを確認すること。

#### (7) 系統別ガイド

以上の整理を踏まえた、系統別ガイドにおける設計要件の記載案を表 11 に示す。

#### 3.5. 論点の整理

安全アプローチ SDG の素案を、GIF の日本側メンバーである JAEA において作成し、本委員会 においてレビューを受け、そこでのコメントを取り入れている。素案に対する委員会でのコメント と対応方針を表 12 にまとめる。コメントは主として、以下のものであった。

\*深層防護の適用の方策、妥当性に関する事項

\*IVR が達成されるべき対象事象

\*原子炉容器とガードベッセルの2重容器に対する信頼性要件

\* 炉心損傷防止のための設計対策

\*実質的回避の定義、事象の選定理由

\*GIFの安全目標「緊急時サイト外活動の不要化」の意味

\*原子炉停止系における設計基準事故への対応要求

\*SFR 特有の設計要件(カバーガス系など)

\*SDG の要求レベルの意味 ("推奨(Recommendation, Should で記述)"される要件であること)

\*DBA時とDEC時での反応度要件の区別や明確化。

表において示された対応方針に従い、安全アプローチ SDG の素案が GIF メンバーである JAEA により修正され、その後、JAEA から GIF 側へと提案された。

また、系統別 SDG については、複数の系統設備に横断的に適用されるナトリウム-水反応及び Na 漏えい燃焼に関する考え方等についての検討を行った。

以下に、検討を行った幾つかの事項についての考え方と論点を示す。

# (1) 設計上考慮すべきプラント状態と残余のリスク、実質的回避の関係

設計上考慮すべきプラント状態には、通常運転状態、AOO、DBA に加えて DEC が入る。これ まで、DEC については、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」特別専門委員会での議論等に基づいて、ATWS と LOHRS のそれぞれについてカテゴリ1とカ テゴリ2のプラント状態を想定して設計対策を施すこととし、カテゴリ1とカテゴリ2を次のよう に定義していた4。

DEC カテゴリ1: 炉心損傷の防止

DEC カテゴリ 2: 炉心損傷の影響緩和または炉心損傷への進展の防止による格納機能の確保 (必ずしも炉心損傷状態ではない)

これは、LOHRS に対してカテゴリ1とカテゴリ2の2つの対策が必要であることを明示的に示 すことを考慮してのことであるが、一方で、カテゴリ2は、炉心損傷状態に対する影響緩和とし、 LOHRS に対してはこれを不要とする整理方法もとりうる。この場合、上記の定義において LOHRS のカテゴリ2の設計要件はカテゴリ1に含めることとなる。

設計上考慮すべきプラント状態に含まれない事象は残余のリスクの領域に含まれることとなる。 「実質的回避」すべき事故の状態は、少数の事故状態のリストによって定義される。そのような事 故状態が実質的に生じえないように設計対策を施した結果として、これらの事故状態は残余のリス クとなる。すなわち、「実質的回避」すべき事故の状態は残余のリスクの領域に含まれる。

ATWS に対しても、固有反応度特性や受動的炉停止系によって炉心損傷防止が可能であることを 高い確度で実証することができれば、将来的には炉停止失敗による炉心損傷も実質回避することが できる可能性がある。

# (2) IVR の推奨

IVR は安全要求としての必須事項ではないが、以下の観点を踏まえ合理的な設計とするための設計方針として重要なので、IVR を推奨事項として位置付ける。

- ・ 低圧系である SFR では、炉心損傷時にも、冷却材の注入ではなく、冷却材を保持して循環 させることで炉心冷却を行う。これは、原子炉容器の冷却材バウンダリ機能を維持して、原 子炉容器内で損傷炉心を保持・冷却することで達成できる。
- 一方、ナトリウムが酸素や湿分と反応して燃焼すること、コンクリート中の水分と反応すること、500℃を超える高温であることから、原子炉容器外で高温のナトリウムを損傷炉心物質とともに保持するための設備対策は重厚なものとなる。そのための専用の冷却回路を設ける必要がある。
- 低頻度事象に対しては、ALARAの考え方にたち、新たな設備の導入を避け、既存設備を活用するなど合理的に対処するべきである。新たな設備導入がトラブルの増加につながらないようにしなければならない。
- ・ IVR によって格納機能の一部を原子炉容器が担うことで、格納施設の負荷を軽減させて合理 的な格納施設設計とすることに貢献できる。

#### (3) 反応度に関する要求事項

SDC の国際的なレビュー過程において、「SFR の炉心反応度特性におけるナトリウムボイド反応

度」についての技術的見解が求められており、「3.3.5 ナトリウム冷却高速炉の炉心反応度特性」に 示すように、ナトリウムボイド反応度を含むトータルの反応度バランスが重要であり、ナトリウム ボイドという一つのパラメータのみを規定する正当性はないとされている。ここでは、炉心損傷時 の考え方のみならず通常運転時やDBA を含めた全般的な反応度に関する要求事項を整理した。

SFR の反応度特性に関する事項

反応度係数は、ドップラー係数、冷却材温度係数、被覆管温度係数等で構成される。

炉心特性上は、これらの反応度要素を総合した全炉心の出力係数、温度係数、出力/流量比 係数が意味を持つ。

冷却材温度係数は、冷却材の温度変化に伴う密度変化に対する反応度変化を表す係数であり、 ボイド反応度と強い相関を持つ。一般に、冷却材温度係数が大きければボイド反応度も大きい。

① 通常運転、AOO、DBA

急速炉停止によって保護されるので、燃料及び炉心冷却性の判断基準が満足できる範囲において、適切な反応度特性を持たせた設計とする。

② DEC における炉心損傷防止

冷却材沸点近くの高温では燃料被覆管の健全性は確保できず炉心損傷を防止するために は、冷却材の沸騰防止が一つの目安となる。冷却材の沸騰が防止される場合には、ボイド 反応度が顕在化することはない。

ATWS に対して受動的炉停止で炉心損傷防止を図る場合、反応度特性に関する明確な要求はなく、炉心損傷が防止される範囲において、適切な反応度特性を持たせた設計とする。

ATWS に対して固有反応度特性で除熱と出力をバランスさせる場合、炉心出力係数、温度係数、出力/流量比係数が負でなければならない。

流量減少型(LOF型) ATWS においては、冷却材温度係数は主要な正の反応度要因とな りうるので、炉心径方向膨張等の負の反応度効果によって補償できる範囲に抑制すべきで ある。このため、冷却材温度係数と正の相関関係にあるナトリウムボイド反応度は正であ っても良いが適正に制限されるべきである。

なお、炉心気泡通過事象に対しては、炉心に流入可能な気泡流との関連においてボイド 反応度を適正に抑制する必要がある。

③ DEC における炉心損傷の影響緩和

炉心内の冷却材の相変化、損傷した炉心物質の移動により大きな反応度変化がもたらされる。炉心損傷の事象推移において、即発臨界を防止して厳しい機械的エネルギー放出を防止する。このための反応度に関する要求は、正味反応度が1ドル未満である。

この条件を満たす範囲において、ボイド反応度は正であってもよいが、一般にボイド反応度が大きいほど ULOF 事象における冷却材沸騰時の最大反応度は大きくなるので、炉心 損傷時の燃料分散による負の反応度等によって即発臨界が防止できる範囲にボイド反応度 を抑制する必要がある。

### (4) 金属燃料炉心の安全性について

GIFのSFR 候補概念の中には金属燃料を用いた中小型炉が含まれていることから、今後の検討 においては、金属燃料炉心の安全設計要件についても論じる必要性が生じる可能性がある。金属燃 料は熱伝導性に優れ、ナトリウムとの共存性に優れる反面、融点が低くスチールと共晶反応を生じ るといった酸化物燃料とは異なる特性を有していることから、その特性に応じた設計要件を具体化 していく必要がある。固有の反応度特性を活かした ATWS 時の炉心損傷防止能力については、 EBR-II での一連の試験によって有効性が示されており、これを取り入れた設計が行われている。 GIFの候補概念は小型炉とはいえ EBR-II に比べて大きく、EBR-II と異なり正味のボイド反応度は 正となりうる。このため、制御棒駆動軸の熱膨張による反応度効果等の負の反応度効果の定量化が 課題となりうる。

金属燃料はナトリウムとの共存性が高いことから、炉心局所の燃料破損に対して耐性が高いと見 られているが、一方で融点が低く被覆管との共晶反応が生じる可能性があることから燃料集合体内 の局所閉塞からの損傷領域の拡大の可能性が懸念されるため適切な局所事故対策が必要と考えら える。

#### (5) 原子炉容器とガードベッセルの2重破損防止について

原子炉容器とガードベッセルの2重破損を防止する上で、検査性の要求は重要である。原子炉容器とガードベッセルは最も高い信頼性を有するように、設計、製造、設置、維持、検査すべきとあるが、実際の機器のクラス分類については各国の規格基準の適用を考慮して決めていく必要がある。 原子炉容器とガードベッセルのセットで最高水準を確保するとの考え方に立てば、原子炉容器とガードベッセルのクラス分類が異なる設計もありうる。

#### (6) ナトリウム-水反応対策について

ナトリウム-水反応に対して、炉心への影響を回避するため1次/2次のバウンダリ境界が確保さ れ、かつ、安全機能が阻害されないための十分な対策をとることする。DECの議論がなされてい るが、ナトリウム-水反応だけでなく、例えば材料の脆弱性の問題による蒸気発生器の外胴破損や 大規模地震時の蒸気発生器の転倒など様々な観点から2次ナトリウム系での異常が炉心に及ばな いことを検討する必要がある。

### (7) ナトリウム漏えい燃焼対策について

現状ではナトリウム漏えい燃焼対策として格納容器内の安全機能を維持するための対策に主と して着目しているが、格納容器外の2次系に対する対策を考える場合には、周辺公衆のナトリウム エアロゾルによる暴露影響を取り上げる必要がある。

# 4. 国内外の SFR 関連の動向調査

# 4.1. 高速炉に関する最新開発動向

(1) 日本

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、未だ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>9</sup>。 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>7)</sup>。2011 年度以降は、国際的な SDC 及び SDG の策定に貢献するために、 福島事故を踏まえた安全強化策に関する検討を進めてきた。2014 年 4 月に決定されたエネルギー 基本計画では原子力は基幹電源と位置付けられ、、核燃料サイクルについても技術開発を継続し、 米国やフランス等と国際協力を進めつつ、高速炉等の研究開発に取り組むこととされた。2014 年 8 月に日本とフランスの間で ASTRID 開発協力に関する実施取決めが取り交わされ、ASTRID の概念 設計及び基本設計における設計検討と関連研究開発が進められており、この成果は我が国の高速炉 の実用化に必要な技術の実証に役立てることとしている。

#### (2) 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 (Clementaine,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 年頃に実現を目指 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

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>8</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グ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>9</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。

現在は革新的な原子炉の研究開発にも取り組んでおり、DOE の支援により、高い安全性を追求 した小型のモジュール炉 (SMR: Small Modular Reactor)の開発を 2012 年から行っている。代表的 なものとして、GE 日立の PRISM (Power Reactor Innovative Small Module) や、TerraPower の TWR (Traveling Wave Reactor) などが検討されている。

(3) 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 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、2025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、2015 年 7 月 22 日に「緑の成長に向けたエネルギー移行法案」を可決 成立させた。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子力発電依存度を 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、原子力発電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>10</sup>。

ASTRID の研究開発は国際協力を活用して進められており、前述のように、2014 年からは日本 とフランスの実施取決めが結ばれ、我が国は重要なパートナーとして本プロジェクトに参加してい る。

# (4) ロシア

実験炉 BR-5/10、BOR-60、原型炉 BN-350、BN-600 の 140 炉・年にわた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、 2014年に初臨界を達成した。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、原子力発電所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-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>11)</sup>。

# (5) 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子力発電所建設を進めるという方針を示し、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、2014年に概念設計を完了し、2017年には建設を開始する予定である<sup>12)</sup>。

### (6) 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(2015年 運転開始予定<sup>13)</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、2025 年以降は高増殖の金属燃料 FBR(115 万 kWe)を順次導入する計画である<sup>13)</sup>。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。

#### (7) 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>14)</sup>。また、原型炉 PGSFRの設計を行っており、NSSS 機器は米 国アルゴンヌ国立研究所 (ANL)と協力し、設計を行っている<sup>15)</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>16)</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「国内原子力発電所安全点検細部計画」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。

# 4.2. 国外の SFR の安全設計の概要

国際的に認められた SFR の SDG 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 SDG 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、過去の 検討例を含め、各国の SFR の概要をまとめた。検討結果を表 13 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 14~表 22 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 のことからも、SFR の国際標準的な SDG を構築する意味があり、国際的なニーズがある。

# (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>17</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>18)</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回避する。実質的に回避されない場合は、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>19</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 CFV 炉心、コアキャッチャーや自然循環等を利用したロバストな崩壊熱除去システム、モジュラーSG、ナトリウム燃焼対策強化等について検討し、国際協力を重視して開発している。ASTRID は概念検討段階にあり、その建設判断を2019 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>20)</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) が間もなく稼働する予定である。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

ッインユニット 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>21)</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、2015 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

原型炉 PGSFR を 2028 年の建設に向け設計している。NSSS 機器は米国 ANL と協力し、設計を

43

行っている。具体的な設計では、崩壊熱除去系は、自然循環2系統、強制循環2系統としている。 加えて、代替除熱系統として、ガードベッセル外面冷却の検討を行っている<sup>15)</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>22)</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 いて設計中である。

# 4.3. 国内第 4 世代 SFR の安全設計概要

ここでは、第4世代原子カシステムとして検討が進められてきた SFR の安全設計概要として、FBR 実証施設(電気出力 750MWe)を対象に、「安全確保のための基本的アプローチ」、並びに、炉停止 能力及び再臨界回避能力、炉心冷却能力、放射性物質の格納能力、ナトリウムの化学反応の防止・ 抑制能力に係る「安全設計方針の概要」について調査した結果を総括的にまとめる<sup>23)~29)</sup>。FBR 実 証施設の安全設計方針及び安全対策設備概念は、GIF における SDC 及び SDG の構築に伴い、それ らの要件に適合する安全対策の具体化の結果を反映している。したがって、FBR 実証施設の安全設 計方針及び安全対策設備概念は、以下に記すとおり、基本的に SDC 及び SDG の要件に適合するも のとなっていると考えるが、今後の GIF 等における議論の動向によっては、見直しが必要となる可 能性がある。

#### (1) 安全確保のための基本的アプローチ

深層防護の考え方を基本的な安全アプローチとしているが、第4世代原子力システムへの要件で ある「敷地外緊急時対応が発動されるような事態の防止」は、深層防護レベル4のDEC対策設備の 強化により達成されるので、ここでは、DEC対策設備を検討する上での基本的考え方と、SFRで想 定すべき代表的なDECであるATWS、LORL及びPLOHSに対する設計要件について記載する。ま た、放射性物質放出に対する最後の砦であるCVの耐性確保に係る設計要件、厳しい外部起因事象 に対する設計対策の考え方について記載する。

### a. 基本的考え方

想定される起因事象に対して、AOO 及び DBA に対する炉心損傷防止を図った上で、その想定を 超える規模の破損や安全設備の多重故障によって DEC に至った場合にも有効な炉心損傷防止対策 と炉心損傷緩和対策を用意することとしている。炉心損傷防止対策としては、AOO 及び DBA に対 処するための安全設備の機能拡張あるいは代替設備の設置を求め、炉心損傷緩和対策としては、 AOO 及び DBA に対処するための安全設備と炉心損傷防止対策設備の両者が機能喪失した場合に発 現しうる「プラント状態」を想定し、それに対処できる対策設備の設置を求めることとしている。

# b. ATWS に対する設計要件

SFR 炉心は、高速中性子を利用した炉心であり、最大反応度体系にないことから、炉停止失敗時の仮想的な炉心損傷状態を想定すると短時間で即発臨界に至り、大きな機械的エネルギーを発生させるポテンシャルを有することが、開発当初から SFR の安全評価上の中心課題として取り扱われてきた。このように、ATWS型事象は SFR に特徴的な事象であること、炉停止に失敗した場合、短時間で原子炉容器や原子炉格納容器の破損に至るポテンシャルがあり、かつ、事象進展が早いために有効なアクシデントマネジメント (AM)を打つ時間的余裕がないことから、ATWS型事象に対する設計要件を以下のとおりとしている。

- (a) **炉心損傷防止対策**:受動的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。
- (b) **炉心損傷緩和対策**: 炉心損傷を想定しても、大規模な機械的エネルギーの放出を防止して、 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。

ATWS型事象では、原子炉容器破損に先行して炉心損傷が生じるため、炉心損傷防止対策で炉心 損傷が防止できれば原子炉容器の機能は維持される。また、炉心損傷防止対策が失敗して炉心損傷 に至っても、原子炉容器内での損傷炉心物質の保持・冷却が達成されるように炉心損傷緩和対策を 検討することで、事故の影響を原子炉容器内に留めること(IVR)が可能となる。

#### c. LORL 及び PLOHS に対する設計要件

SFR で冷却材として使用するナトリウムは高沸点の液体金属であり、伝熱性に優れる他、軽水炉 のように冷却材を加圧しなくとも沸騰喪失することがないという特長を有している。また、軽水炉 に比べて系統温度を高くできるので、系統の高温側と低温側の冷却材温度差を大きく取ることがで き、冷却材の密度差による自然循環ヘッドが大きく、自然循環流量を確保しやすいという特長を有 している。そのため、SFR では、炉心を覆う冷却材液位を確保して、除熱源とのナトリウムの循環 を確保することで、比較的容易に、ポンプ等の動力を要しない自然循環崩壊熱除去を長期間にわた って安定して継続することが可能である。

FBR 実証施設のようなループ型炉では、LORL の起因として、ループ側での冷却材バウンダリと 外管等との2重漏えいと、原子炉容器とガードベッセルの2重漏えいを考える必要がある。FBR 実 証施設の1次系配管は上部流入方式であり、ループ側での冷却材バウンダリと外管等との2重漏え いを想定しても、当該ループがサイフォンブレイクすればそれ以上の原子炉容器からの冷却材のく み出しは生じない。また、原子炉容器のガードベッセルは静的構造物であり、原子炉容器破損に伴 って従属的にも共通要因でも破損しがたい強固な設計とすることが可能であれば、これらの2重漏 えいによる液位喪失は実質的に回避することができる。また、PLOHSの起因として崩壊熱除去系の 除熱が喪失した場合でも、ATWSの場合と異なり、冷却材温度の上昇は緩慢で、原子炉冷却材バウ ンダリの機能喪失に至るまでには数時間オーダーの時間を要する。したがって、プラントの状況診 断を行い、AM による崩壊熱除去系の機能回復や、補完的な冷却の実施準備のための十分な時間余 裕を確保できる。

以上のことを踏まえ、LORL に対する設計要件を以下のとおりとしている。

**炉心損傷防止対策**:原子炉容器とガードベッセルの信頼性を確保して2重破損を防止すること。 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。

また、PLOHS に対する設計要件を以下のとおりとしている。

**炉心損傷防止対策**: AOO 及び DBA 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。

#### d. CV の耐性確保

CV は環境への放射性物質放出に対する最後の砦であり、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。SFR では、考慮すべきチャレンジ要因として、一般に、①再臨界による機械 的エネルギー放出に伴うナトリウム噴出・燃焼、②冷却材バウンダリ破損に伴うナトリウム漏えい・ 燃焼、③ナトリウム・コンクリート反応による水素発生・蓄積燃焼、④デブリ・コンクリート相互 作用による水素発生・蓄積燃焼などが挙げられる。上述のように、FBR 実証施設では、ATWS 時の IVR と、LORL 及び PLOHS による炉心損傷の実質回避を設計要件としている。そのため、①及び④ については設計上対処すべきチャレンジ要因とならないので、上記の②及び③に対する対応を設計 要件としている。具体的には、DEC の範疇の事象として冷却材バウンダリの2重破損を想定し、そ れによるナトリウム漏えい・燃焼に対して CV バウンダリの健全性を維持することを設計要件とし ている。また、この要件に沿って CV 鋼板破損を防止することで、ナトリウム・コンクリート反応 による水素発生を防止することとしている。

#### e. 外部起因事象に対する設計対策の考え方

安全設計に対して考慮される事象は、人的要因やプラント機器の故障がもたらす内部事象及び外 部事象である。上述のように、内部事象に対しては、AOO、DBA及びDECが定義され、それぞれ の対策が設計に取り入れられている。外部事象に対しては、必要に応じて設計基準相当の設計条件 への追加的裕度を確保するとともに、安全設備を防護するための設計条件をサイト条件に応じて定 めるとしている。FBR実証施設では、IAEAの指針類及び国内外の評価例を参照して設計上考慮す べき外部事象を摘出し、それらの外部事象のそれぞれについて、設計基準条件と設計基準を超える 条件を設定している。設計基準条件は国内既設サイト条件を参照して設定し、設計基準を超える条 件としては、設計基準条件に対して発生頻度が1/10となる比率を考慮して設定している<sup>30</sup>。これら の外部事象に対し、安全確保のために必要な対策を講じることを設計要件としている。

#### (2) 安全設計方針の概要

上述の「(1) 安全確保のための基本的アプローチ」に記載の考え方を踏まえた、炉停止能力及び 再臨界回避能力、炉心冷却能力、放射性物質の格納能力、ナトリウムの化学反応の防止・抑制能力 に係る FBR 実証施設の安全設計方針の概要を記述する。

### a. 炉停止能力及び再臨界回避能力

# (a) 主炉停止系及び後備炉停止系(AOO 及び DBA 対応)

FBR 実証施設では、原型炉「もんじゅ」、軽水炉等と同様に、炉心の出力係数がすべての運転範囲で負となる設計としている。また、FBR 実証施設の原子炉停止系として、独立した2系統の急速炉停止機能(主炉停止系及び後備炉停止系)を設け、炉停止系の安全機能に高い信頼性を持たせる設計としている。主炉停止系には、異常時に高い信頼度で原子炉を急速停止するとともに未臨界を維持できる能力を持たせ、炉心損傷に至る確率を工学的観点からは無視できる程度にまで抑制し、さらに、後備炉停止系にも急速炉停止機能を持たせることとしている。主炉停止系及び後備炉停止系の作動信号には、可能な限り異なる原理の検出系を設けるとともに、系統間の独立性の確保と炉停止系を構成する主な機器の多様性と多重性に十分配慮した設計とし、また、制御棒挿入性については、設計基準を超える地震動においても所定の時間以内で挿入完了できる炉心構造とし、制御棒挿入の失敗に至らない設計とすることとしている。

# (b) 受動的炉停止機構 (DEC 対応)

以上のような炉心設計、及び能動的安全機能である原子炉停止系の設計により、炉停止に関する 高い信頼性が確保されるが、FBR 実証施設では、能動的安全機能による炉停止に失敗する事象とし て、過出力(TOP: Transient Overpower)型、流量喪失(LOF:Loss of Flow)型及び除熱源喪失(LOHS: Loss of Heat Sink)型 ATWS を想定し、それに対する炉心損傷防止対策として短時間で炉心損傷に至 る代表的な事象に対して有効に機能する受動的炉停止機構を設置することとしている。具体的には、 後備炉停止系の切り離れ部に自己作動型炉停止機構(SASS)を設け、仮に安全保護系の不作動によ り原子炉停止に失敗するような事態を仮定しても、冷却材温度上昇によって受動的に後備炉停止系 の制御棒が落下し、大規模な炉心損傷を防止する設計としている。

#### (c) 再臨界回避(DEC 対応)

SFR は、仮想的な炉心損傷を想定した場合、大規模な機械的エネルギー放出に至るポテンシャル を有しているため、FBR 実証施設では、能動的安全機能による炉停止に失敗する DEC 時において、 さらに炉心損傷防止対策である SASS による炉停止にも失敗することを想定し、それに対する炉心 損傷緩和対策として、代表的な炉心損傷事象の事象推移過程において再臨界に伴う有意な機械的エ ネルギー発生を防止する設計方策(再臨界回避方策)を採用することとしている。代表的な炉心損 傷事象として ULOF を考え、その事象進展を念頭に、以下に示す再臨界回避のための方策を炉心設 計及び原子炉構造設計に取り入れるとしている(図 28 参照)。

### i. 起因過程

炉心の最大ボイド反応度、定格運転時の平均出力密度及び炉心高さを適切に設定することにより、 起因過程において炉心の冷却材の沸騰が生じても、ドップラー反応度、燃料分散反応度等による負 の反応度によって炉心の全反応度を即発臨界に至らないレベルに抑えることができる。そこで、FBR 実証施設では、炉心の正のボイド反応度合計を 6\$ 程度以下、炉心高さを 1m 程度以下、定格運転 時の平均出力密度を 40kW/kg·MOX 程度以上にそれぞれ制限することとしている。

# ü. 早期流出過程

起因過程での出力上昇以降に炉心溶融が徐々に拡大し、大規模な溶融燃料プールが形成されると、

47

そのプールスロッシングにより燃料の集中が生じ、厳しい再臨界に至る可能性がある。そのため、 溶融燃料が大規模なプールを形成する前に、溶融燃料を炉心領域外に早期に流出させる方策が求め られる。そこで、FBR 実証施設では、全燃料集合体に溶融燃料の炉心領域外への流出を促進する内 部ダクトを設けた燃料集合体概念(内部ダクト付き集合体)を採用することとしている。

### ⅲ. 再配置過程

早期流出過程後、内部ダクトを通じた燃料流出により炉心は未臨界状態となるが、炉心領域には なお初期インベントリの80%程度の炉心物質が残留していると考えられる。炉心残留物質は、流動 性の低い固体燃料と溶融スチールより成り、未臨界状態を維持しつつ、崩壊熱による局所的な燃料 溶融と制御棒案内管等を通じた流出により炉心内外に再配置されると考えられる。

#### ⅳ. 冷却過程

炉心内外に再配置された損傷炉心物質は、最終的には炉心下部プレナムに移行し、炉心下部プレ ナム内ナトリウム中で微粒化・クエンチされ、堆積・冷却されてデブリベッドとなり、冷却材の循 環によって冷却されると考えられる。FBR 実証施設では、燃料体積に対する原子炉容器径が相対的 に小さいが、炉心下部プレナムにおいて適切なナトリウム容積を確保するとともに、上層から下層 にデブリを順次移送できる多層の水平構造(受皿構造)等を採用し、デブリ保持面積を確保できる ようにすることとしている。

# b. 炉心冷却能力

### (a) バウンダリ破損時の炉心冷却能力の確保(DBA対応)

FBR 実証施設では、1 次系配管に外管を設けるとともに、原子炉容器及びポンプ組込型中間熱交換器(IHX: Intermediate Heat Exchanger)にはガードベッセルを設けることとしている。これにより、原子炉冷却材バウンダリの破損による冷却材漏えいを想定しても、炉心冷却に必要な液位(Emergency Sodium Level: EsL)が確保される設計としている。

# (b) バウンダリ破損時の炉心冷却能力の確保(DEC 対応)

上述のように、DBA の範疇では、仮に原子炉冷却材バウンダリの破損が生じても、破損規模及び 破損口からのナトリウム漏えい率は限定的であり、外管及びガードベッセルにより EsL が確保され るが、DEC として、DBA を超える規模の配管破損や外管からの漏えい(2重漏えい)が生じること を想定した場合でも、冷却性を確保して炉心損傷を防止するための方策を設計に取り入れている。 具体的には、DBA を超える規模の配管破損として、①1 次系配管のギロチン破断、②ループ側での 原子炉冷却材バウンダリと外管等との2重漏えい及び③原子炉冷却材バウンダリの2箇所同時漏え いを想定し、設計対応を以下のとおりとしている。

原子炉容器とガードベッセルの2重漏えいについては、地震荷重や熱的荷重によりガードベッセルが従属的に破損せず、共通支持構造物の破損、製造欠陥による同時漏えい、地震荷重による同時漏えいといった共通要因破損を防止できる強固な設計とすること、及び、供用期間中にガードベッセルの機能確認(漏えい率試験)を行うことで実質回避する方針としている。

#### i.1次系配管のギロチン破断

これを仮定した場合でも外管の健全性を維持して冷却性が確保できる設計とし、炉心損傷と原子 炉冷却材バウンダリの過熱破損を防止することとしている。

# ii. ループ側での原子炉冷却材バウンダリと外管等との2重漏えい

外管及び IHX のガードベッセルの構造の複雑さや応力条件を考慮すると、これらを原子炉容器の ガードベッセルと同様に無漏えいとして設計とすることは困難と考えられることから、2 重漏えい が生じた場合でも冷却性を確保するための設計対策をとる方針としている。結果が厳しくなる代表 的な事象として「1 次系配管の破損と IHX のガードベッセル破損の重畳」を想定すると、原子炉容 器液位は EsL 近傍まで低下し、1 次冷却材系全系統でサイフォンブレイクが生じて静定する。この 状況でも冷却性が確保できるよう、原子炉容器内に熱交換器コイルを設置する直接補助炉心冷却系

(DRACS: Direct Reactor Auxiliary Cooling System)の除熱量を適切に確保するとともに、1次系ナトリウムの流入窓の位置を EsL 以下に設定する設計とし(図 29 参照)、炉心損傷と原子炉冷却材バウンダリの過熱破損を防止することとしている。

# iii. 原子炉冷却材バウンダリの2箇所同時漏えい

結果が厳しくなる代表的な事象として「IHX 上部ガス抜き配管の2ループ同時破損」を想定している。この場合も1次冷却材系全系統でのサイフォンブレイクに至るが、原子炉容器液位は EsL 以上に保たれる。この状況でも冷却性が確保できるよう、DRACSの除熱量を適切に確保する設計とし、炉心損傷と原子炉冷却材バウンダリの過熱破損を防止することとしている。

以上のような設計対応をLORL に対する炉心損傷防止対策とするが、炉心損傷防止対策の失敗が 実質なしと判断できる程度までその信頼度を高くする方針としている。

# (c) 崩壊熱除去能力の確保(AOO 及び DBA 対応)

自然循環流量を確保しやすいという SFR の特長を活かし、FBR 実証施設では、炉心及び冷却材系 (崩壊熱除去系を含む)の圧力損失を小さくするとともに、炉心と熱交換器との間の伝熱中心差を 大きく取った設計とし、電磁ポンプや送風機による冷却材の強制循環を必要とせず、想定される全 ての運転モードに対して自然循環のみにより必要な除熱量を確保できる完全自然循環型の崩壊熱除 去系を採用することとしている。FBR 実証施設の崩壊熱除去系は 2 系統の1次系補助炉心冷却系

(PRACS: Primary Reactor Auxiliary Cooling System) と1系統のDRACSより構成し、空気冷却器の ベーン・ダンパを多重化・多様化して、単一故障ではその機能を喪失しない設計とすることにより、 信頼性の向上を図っている。

# (d) 崩壊熱除去能力の確保(DEC対応)

以上のような設計により、DBA の範疇では、高い信頼度で原子炉停止後の自然循環による崩壊熱 除去運転を行い、炉心・燃料の健全性、原子炉冷却材バウンダリの健全性を確保することができる が、DEC として、上述の崩壊熱除去系による除熱が喪失することを想定した場合でも、AM による 機能回復や補完的な冷却の確保により炉心損傷を防止する方策を設計に取り入れることとしている。 崩壊熱除去系(PRACS 及び DRACS)による除熱喪失に至る主要シーケンスとなるのは、共通要因 による全系統の冷却機能の喪失であり、内部事象起因のものとしては、全空気冷却器ダンパの閉固 着による空気流量の喪失、全空気冷却器ダンパの開固着による崩壊熱除去系2次系の凍結が主要シ ーケンスと考えられる。その際、ダンパの閉固着や開固着に至る要因として、共通要因によるダン パ制御系の故障や共通要因による無停電電源の枯渇が考えられる。

しかし、制御系故障などによりダンパを駆動できなくなった場合でも、運転員が現場に移動して 必要な情報を計測・把握し、それに基づいてダンパ開度を適切に手動操作できれば、PRACS 及び DRACS の除熱を長期に渡って維持することができる。また、無停電電源の枯渇に対しては、電源 車のようなバックアップ電源を用意し、必要な電源を確保することも有効である。そこで、これら の想定による PLOHS に対しては、「運転員によるダンパ手動開度調整」、「バックアップ電源の確保」 といった AM 策を炉心損傷防止対策として整備することとしている。また、その炉心損傷防止対策 の失敗を想定した場合の代替冷却手段として、PRACS 及び DRACS とは独立した系統・機器からな る補助炉心冷却系を設けることとしている。補助炉心冷却系は、原子炉容器内のナトリウムを汲み 出し、原子炉容器外の熱交換器で熱交換させるものであり、2 次ナトリウム系を介して、最終ヒー トシンクである大気に熱を伝達する。(図 29 参照)。

上記のような AM 策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、それに失敗 した場合でも、補助炉心冷却系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するこ とで、間接的に格納機能を確保することとしている。

### c. 放射性物質の格納能力

#### (a) 格納機能の確保(DBA 対応)

FBR 実証施設の CV は、所定の耐圧・気密性能を有する CV と、これを囲み事故時に負圧を維持 するコンファインメントエリアから構成されている。CV の型式としては、経済性向上等の観点か ら、建屋一体型矩形鋼板コンクリート構造を採用している。

# (b) 格納機能の確保(DEC対応)

以上のような設計により、DBA の範疇では、高い信頼度で格納機能を確保でき、周辺公衆に対す る著しい放射線被ばくのリスクを低減することができるが、DEC の範疇で想定されるチャレンジ要 因に対しても、十分な裕度を持って、環境への放射性物質放出に対する最後の砦である CV バウン ダリを維持する必要がある。

上述のように、チャレンジ要因として想定すべき主要な事象は冷却材バウンダリ破損に伴うナト リウム漏えい・燃焼である。DBA を超える規模の配管破損として、「ループ側での原子炉冷却材バ ウンダリと外管等との2重漏えい」を想定した場合、CV 内でナトリウム漏えい・燃焼が生じうる が、様々なナトリウムの漏えい・燃焼形態(大規模スプレイ燃焼、小規模燃焼及び大規模プール燃 焼)が想定されるので、それぞれの漏えい・燃焼形態ごとにその影響を評価し、CV バウンダリの 健全性維持のための設計要件を定めてゆくとしている。大規模スプレイ燃焼時には CV 内雰囲気圧 力が厳しくなるが、空気雰囲気中での燃焼を想定すると限界圧力を超える可能性があるため、CV 内を窒素雰囲気化する対策をとることとしている。小規模燃焼時には CV 鋼板温度が局所的に上昇 し、空気雰囲気中での燃焼を想定すると鋼板が破損に至る可能性があるが、これに対しても、CV 内窒素雰囲気化が有効な対策となる。大規模プール燃焼時には躯体温度が厳しくなるが、これに対 しては、漏えいナトリウムを貯留室に移送し、貯留室にはキャッチパンと断熱材を敷設して、貯留 室の躯体コンクリートを保護しつつ、長期間に渡って保持できるようにすることとしている。これ らの対策により、CV バウンダリを維持するとともに、ナトリウム漏えい・燃焼に付随して発生す る可能性のあるナトリウム・コンクリート反応による水素発生を回避することとしている。

# d. ナトリウムの化学反応の防止・抑制能力

FBR 実証施設のナトリウム漏えい対策及びナトリウム-水反応対策について以下に示す。

#### (a) ナトリウム漏えい対策(DBA 対策)

1次系、2次系ともに、系統の簡素化、温度計などの枝管構造を極力排除した設計を指向すること により、ナトリウムバウンダリを局限してナトリウム漏えいの可能性を低減することとしている。 また、1次系、2次系、崩壊熱除去系2次系等のすべての機器・配管を2重構造とし、万一ナトリウ ムが漏えいした場合にも迅速にそれを検知し、安全に事象終息できる設計とすることとしている。 すなわち、1次系の容器にはガードベッセル、1次系配管には外管を設け、2次系及び崩壊熱除去系 2次系の機器・配管にはエンクロージャを設置している。さらに、崩壊熱除去系の空気冷却器には2 重管方式の伝熱管を採用している。また、ガードベッセル、外管及びエンクロージャの内部は窒素 雰囲気として漏えいしたナトリウムの燃焼を抑制することとしている。このような設計方策により、 ナトリウム燃焼に伴う熱的影響やナトリウムエアロゾルの影響をガードベッセル、外管及びエンク ロージャの内部のみに局限することを可能としている。

# (b) ナトリウム漏えい対策(DEC 対策)

1次系については、原子炉冷却材バウンダリと外管等との2重漏えいを DEC として想定し、それ に対して、CV バウンダリの健全性を維持するための対策を講じることとしている。具体的には、 上述のように、CV 内を窒素雰囲気化して、大規模スプレイ燃焼時の CV 内雰囲気圧力上昇や小規 模燃焼時の CV 鋼板温度の局所的上昇を抑制すると同時に、水素発生・蓄積燃焼を防止することと している。また、大規模プール燃焼時の躯体温度上昇を抑制するため、漏えいナトリウムを貯留室 に移送するとともに、貯留室にはキャッチパンと断熱材を敷設して、貯留室の躯体コンクリートを 保護しつつ、長期間に渡って保持できるようにしている。

2次系及び崩壊熱除去系2次系についても、ナトリウムバウンダリとエンクロージャとの2重漏 えい、空気冷却器伝熱管(2重管)1本のギロチン破断をDECとして想定し、それに対する対策を 講じることとしている。具体的には、大規模スプレイ燃焼の拡がりを抑制し、小規模燃焼や大規模 プール燃焼の影響を軽減するためのキャッチパンの敷設、漏えいナトリウムの移送・貯留及び貯留 室への窒素注入などの対策を講じることとしている。

# (c) ナトリウムー水反応対策(DBA 対策)

SFR の SG では、伝熱管が破損して水・蒸気が漏えいするとナトリウムと水・蒸気とが反応し、 発生する水素ガス等の影響で2次冷却材系の圧力が上昇して2次系機器の健全性に悪影響を与える 恐れがある。また、破損伝熱管からの反応ジェットによる隣接伝熱管の損耗(ウエステージ)や高 温ラプチャ現象により周辺の伝熱管が損傷し、破損規模が拡大する恐れがある。 FBR 実証施設では、 主に財産保護の観点から、ナトリウムー水反応の影響を軽減することを狙った概念として、密着防 護管型の伝熱管を検討している。密着防護管型の伝熱管は、内管と外管よりなる2重管(密着2重 管)であり、ナトリウムバウンダリとしての機能は内管に持たせ、内管が破損した場合の影響軽減 効果を外管に期待する概念である。本伝熱管は、片側管のみの破損ではナトリウム-水反応は生じ 得ない構造となっているが、外管によるナトリウム-水反応の抑制機能を担保できる設計としてい ない。そのため、DBA としては、外管によるナトリウム-水反応の抑制機能に期待せず、想定され る幅広い初期破損の範囲(微少リーク~1 本ギロチン破断相当)の水リークに対してウェステージ 等による破損伝播を考慮し、破損伝播分を含め、合計の水リーク率が最大となる伝熱管破損規模を DBL(Design Basis Leakage)としている。このようにして定めた DBL により生じる機械的荷重に対 して、1次系及び2次系のバウンダリ機能が損傷しないよう安全設計を行うこととしている。安全 評価に際しては、水側の隔離及びブロー、2 次ポンプトリップといった事象終息のためのシーケン スは、信頼度の高い検出系によってのみ作動するものとして、それらの有効性を評価することとし ている。

### (d) ナトリウムー水反応対策(DEC対策)

DBA を超える規模の SG 伝熱管の初期破損、あるいは検出系、水側の隔離及びブロー、2 次ポン プトリップといった事象終息のためのシーケンスの多重故障を DEC として想定し、これにより発生 する圧力に対して、1 次系及び 2 次系のバウンダリ機能が確保されることを確認することとしてい る。その際、外管によるナトリウムー水反応の抑制機能を適切に考慮するとしている。

# 4.4. 国内外の安全基準の最新動向

# 4.4.1. 米国における新型炉用 General Design Criteria の策定計画と現状

米国において、DOE-NRC 主導で、新型炉向けの General Design Criteria (GDC) を策定する動き がある。米国 NRC 規制要件における GDC の位置付けは、10CFR50 における Appendix A であり、 主に軽水炉の設計基準事故対応を定めるものである。これまでの米国における新型炉に対する規制 としては、申請者が NRC に対し許認可の初期段階で GDC を新型炉向けに解釈したものを提出し、 NRC のレビューを受ける、という形がとられてきた(例: CRBR, PRISM など)。一方、民間規格と しての学会標準としては、SFR を対象として ANS54.1 が米国原子力学会 (ANS) により 1989 年に 制定されたものの、1999 年に取り下げられている。近年 ANS においては、2009 年後半頃から新 ANS54.1 策定の動きがあるものの、策定はボランティアベースであることから遅々としたものであ った。

今回の新型炉向け新 GDC 策定の背景と経緯であるが、DOE-NRC が主導している新型炉向け GDC

52

策定計画であり、米国国立研究所等が DOE から予算を得て実施していることに特徴が有る。策定 メンバーには、新 ANS54.1 メンバーの一部も参加している。この新型炉向け GDC は、非軽水炉の 設計者が申請にあたり提示すべき基本設計クライテリア策定のガイダンスとするためのものであり、 新型炉全般向けの ARDC (Advanced Reactor Design Criteria)、SFR 向けの SFR-DC、高温ガス炉向け の mHTGR-DC の3 つからなっている。DOE 主導で策定された第1次案は 2014/3 月に提示され、ス テークホルダーの意見反映のため 2014/4/15-16 に米にて第1回ワークショップが開催された。第1 案に対するコメント募集に対しては、JAEA がステークホルダーとしてコメントを送付した。その 後、第2回ワークショップが 204/7/16-17 に開催され、コメントの反映状況が説明された。これらの 成果は米 DOE により報告書にまとめられ、2014/11 月に NRC へと送付された。2015 年 6 月現在に おいて、米 NRC により内容が精査中である。

新 GDC 策定の考え方であるが、そもそも GDC は運転状態、AOO、設計基準事故内のみを対象と しており、今回の改訂もその域を出ない。基本的には、軽水炉向け GDC (現行 10CFR50 Appendix A) のクライテリア毎に、新型炉の特徴を反映して修正、追加、削除を行う、というものである。SFR に関しては、PRISM での NRC による安全要件(NUREG-1368)や旧 ANS54.1の一部が反映されており、 また GIF の SFR SDC も参考とされた。GDC を SFR 用に修正した部分は、PRISM NUREG-1368 (1994 年)での提案、論点、主張が似通っている部分が多い。また SFR 用に新たに追加された部分はクラ イテリア 70~で、ナトリウムに対する一般的な注意事項が記載されている。全体の特徴としては、 DEC に相当する記述はないこと、シビアアクシデント対策に相当するものはないこと、全交流電源 喪失 (SBO) や ATWS に対する言及がないこと、PRA に対する要件がないことが挙げられる。が、 これは GDC の位置付けをそのまま引き継ぎ、今回の策定の範疇外だからである。また、東京電力 福島第一発電所事故を踏まえた GDC への追記や修正も特に無かった。

今回の新型炉向け改定(GDC)以外の主な規制要件を以下に整理する。以下のものは今回の改 定には含まれていない。

10CFR50.62 / 10CFR52.47(42): ATWS への対応を求めている。

10CFR50.63 / 10CFR52.47(23): SBO への対応を求めている。

10CFR52.47(3) :	GDC は Minimum Requirement である旨が記載。

10CFR52.47(23): シビアアクシデントの防止と緩和が、設計上の特徴として有していることを評価するよう、軽水炉に対し求めている。軽水炉での例として、デブコン反応による格納容器へのチャレンジ、高圧状態での溶融炉心排出、水素燃焼、格納容器バイパスを挙げている。

10CFR52.47(27): PRA を求めている。

# 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いる。高速炉開発を推進してきた我が国は、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世代原子カシステムの研究開発の多国間による国際協力に関する枠組みである第 4世代炉国際フォーラム(GIF)に参加している。このGIFにおいては、第4世代炉として高い安 全性を具現化するための世界標準たる安全設計クライテリア(SDC)が整備され、現在、国際機関 及びSFR開発国の規制機関によるレビューが進められている。SDCは原子炉施設の安全性確保に 必要な設計に対する基本的な性能要件であるが、その要件をより具体化・詳細化し、今後の次世代 高速炉の安全設計において実効性を持たせて国際社会に求めていくことが重要と認識され、GIFで はSDCを具体化した安全設計ガイドライン(SDG)構築が提案された。このような中、世界に先 駆けてSDGを議論し国際的な場に発信してゆくための活動の場が、原子力専門家が集結した学会 において設置され、本中間報告書がまとめられたことの意義は大きい。

本中間報告書には、安全関連技術開発の最新動向及び国内外の安全基準の最新動向の調査結果、 SDGの具体的な内容に関する議論、国際社会に向けたSFRの安全性の基本的な考え方の構築、SDG の技術的根拠をとりまとめた。これは2年間にわたり計6回の会合を行い、議論及び意見集約を図っ てきた成果である。これまで、SDCの内容をより明確にするための補足技術文書と位置づけられる 安全アプローチに関するSDGを主に議論してきたが、今後、系統・機器に関するSDGについての議 論を深めてゆく予定である。

> 平成 27 年 9 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ガイドライン」研究専門委員会 主査 山口 彰

# 参考文献

- 1) エネルギー基本計画(平成 26 年 4 月 11 日閣議決定), "4(2) 核燃料サイクル政策の推進", 2014.
- International Atomic Energy Agency: "Fundamental Safety Principles," Safety Standard Series No. SF-1, IAEA, Vienna (2006).
- International Atomic Energy Agency: "Safety of Nuclear Power Plants: Design," Safety Standard Series No. SSR-2/1, IAEA, Vienna (2012).
- 4) 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"、 平成25年1月
- 5) IAEA TECDOC 1139: "Transient and accident analysis of a BN-800 type LMFR with near zero void effect"
- 6) 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).
- 7) 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).
- 8) 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 <a href="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</a>> (accessed 2011-11-21).
- 9) 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 <a href="http://brc.gov/sites/default/files/documents/brc\_finalreport\_jan2012.pdf">http://brc.gov/sites/default/files/documents/brc\_finalreport\_jan2012.pdf</a>>(accessed 2011-8-17).
- 10) 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) <<a href="http://sankei.jp.msn.com/world/news/120505/erp12050519360006-n1.htm">http://sankei.jp.msn.com/world/news/120505/erp12050519360006-n1.htm</a>>(accessed 2011-8-17).
- 11) 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).
- 12) 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)
- Dr.P.Chellapandi, "Status of PFBR" Fifth Joint IAEA-GIF Technical Meeting / Workshop on Safety of Sodium Cooled Fast Reactors, 23-24 June 2015, Vienna
- 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>(accessed 2011-8-17).
- 15) Tae-Ho Lee : "Fundamental Approach to Safety Design of Prototype Gen-IV SFR" 5th Joint IAEA-GIF TM/WS on Safety of SFR, IAEA, Vienna, June 23-24, 2015
- 16) 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)
- 17) 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)
- 18) 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)

- Western European Nuclear Regulator's Association (WENRA) "WENRA Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants" (November, 2010)
- 20) 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)
- 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)
- 22) 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)
- H.Yamano, et al., "Safety Design and Evaluation in a Large-Scale Japan Sodium-Cooled Fast Reactor" Science and Technology of Nuclear Installations, Vol. 2012, Article ID 614973
- 24) S. Kubo, H. Yamano, Y. Chikazawa, Y. Shimakawa, "Safety design approach for JSFR toward the realization of GEN IV Sodium cooled fast reactor", FR13, T1-CN-199, Paper No 150, Paris, France (March, 2013)
- S. Kubo, Y. Shimakawa, "JSFR design progress related to development of safety design criteria for generation IV sodium-cooled fast reactors (2) Progress of safety design", ICONE-23 No.1748, Chiba, Japan (May, 2015)
- Y. Chikazawa, et. al., "Performance Evaluation on Secondary Sodium Fire Measures in JSFR", ICAPP2014, No, 14106, Charlotte, USA, (April, 2014)
- 27) A. Kato, et. al., "Evaluation of sodium combustion in the JSFR SCCV", ICAPP2013, No, FA210, Jeju, Korea, (April, 2013)
- 28) Sato, et. al., "Safety Strategy of JSFR Eliminating Severe Recriticality Events and Establishing In-Vessel Retention in the Core Disruptive Accident", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 48, No. 4, p. 556-566 (2011)
- 29) 二神敏他、JSFR における機器開発 (2)密着防護伝熱管 SG のナトリウム-水反応対策概念、日本原子力学会 2015 年秋の大会、静岡大学
- 30) H. Yamano, et al., "Safety Design Approach for External Events in Japan Sodium-Cooled Fast Reactor," Proc. The 2012 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'12), Chicago, USA (June 24-28, 2012) Paper 12158.

表 1 ガイドラインで示されている設計上の考慮事項

		反応度に関する事項		除熱機能喪失に関する事項
炉心損傷の 発生防止	DBA に対 する原子 炉停止	<ul> <li>・原子炉停止系の能力</li> <li>・多様性と独立性</li> <li>・環境に対する考慮</li> <li>・受動または固有の特性による原子炉停止</li> <li>・共通原因故障の発生防止</li> <li>・長時間にわたる原子炉停止</li> </ul>	冷却材からの 炉心露出の防 止 DBA に対する 崩壊熱除去	<ul> <li>・ガードベッセル</li> <li>・原子炉容器とガードベッセルの二重 破損防止</li> </ul>
	DEC に対 する原子 炉停止			<ul> <li>・一次冷却材系からのナトリウム漏え</li> <li>い防止(ループ型炉に対してのみ適用)</li> </ul>
炉心損傷の 影響緩和	<sup> </sup>	<ul> <li>・環境に対する考慮</li> <li>・反応度の制限</li> <li>・燃料反応度効果の促進</li> </ul>		・ 崩壊熱除去糸の基本性能 ・崩壊熱除去系の信頼性確保 ・ナトリウムの凍結防止 ・ナトリウム漏えい対策
	遷移過程 における 影響緩和	・反応度の制限 ・安定した冷却状態への移行	DEC に対する 崩壊熱除去	<ul> <li>・除熱能力の強化</li> <li>・代替除熱手段</li> <li>・自然循環能力</li> <li>・崩掠熱除き機能の信頼性向上</li> </ul>
	原 子 炉 冷	・ 機械的負荷に対する原子炉冷却材パワンタリ の破損防止 ・機械的負荷に対する原子炉カバーガスバウン ダリからのナトリウム噴出防止 ・原子炉容器の過圧防止		・ 朋塚恐际工版能の信頼圧向工
	事故後の 除熱	・損傷炉心の保持 ・冷却材循環経路と除熱源の確保 ・損傷炉心保持構造の防護		

## 3. 設計における安全の管理

クライテリア1:発電所設計における安全管理の責任 クライテリア2:発電所設計に関するマネジメントシステム クライテリア3:発電所の運転期間にわたっての発電所設計の安全

# 4. 主要な技術クライテリア

- クライテリア4:基本的な安全機能 クライテリア5:放射線防護 クライテリア6:原子力発電所の設計 クライテリア7:深層防護の適用 クライテリア8:セキュリティ及び保障措置と安全との取り合い クライテリア9:実証された工学的手法 クライテリア10:安全評価 クライテリア11:設計に対する準備 クライテリア12:廃棄物管理と廃止措置を容易にする仕組み
- 5. 全般的プラント設計

# 5.1 設計基準

- クライテリア13:プラント状態の分類
- クライテリア 14:安全上重要な機器等の設計基準
- クライテリア 15:設計限度
- クライテリア 16: 想定起因事象
- クライテリア 17:内的危険要因及び外的危険要因
- クライテリア 18: 工学的設計規則
- クライテリア 19:設計基準事故
- クライテリア 20:設計拡張状態
- クライテリア 21:安全系の物理的分離と独立性
- クライテリア 22:安全重要度分類
- クライテリア 23:安全上重要な機器等の信頼性
- クライテリア 24: 共通原因故障
- クライテリア 25:単一故障基準
- クライテリア 26:フェイルセーフ設計
- クライテリア 27:支援系
- クライテリア28:安全運転のための運転上の制限及び条件
- 5.2 発電所の寿命を通しての安全運転のための設計
  - クライテリア 29:安全上重要な設備の校正、試験、保守、修理、交換、検査及び監視
  - クライテリア 30:安全上重要な機器等の認定
  - クライテリア **31**:経年変化の管理

# 5.3 人的要因

クライテリア 32:最適な運転員パフォーマンスのための設計

# 5.4 その他の設計上の考慮

クライテリア 33: 原子力発電所内の複数号機間の安全系統の共用

クライテリア 34: 核分裂性物質又は放射性物質を含む系統 クライテリア 35: 熱と電気のコジェネレーション、熱生成あるいは淡水化に用いられる原子力発電 所 クライテリア 36: 発電所からの退避経路 クライテリア 37: 発電所の通信連絡システム クライテリア 38: 発電所への立入り管理 クライテリア 39: 安全上重要な機器等に対する無許可の立入り又はこれらへの妨害の防止 クライテリア 40: 安全上重要な系統間の有害な相互干渉の防止 クライテリア 41: 電気送電網と発電所との相互作用

# 5.5 安全解析

クライテリア 42:発電所設計における安全解析

### 6. 具体的なプラント系統の設計

6.1 プラント設計全般に係わる事項

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のプラントシステム性能

以下、クライテリア 43~82 は個別系統に関する事項

表 3 IAEA NS-G-1.9 原子力発電所の原子炉冷却材系及び付帯系の設計

NS-G-1.9の項目	系統別 SDG の項目(案)	主な内容
1. はじめに	1. はじめに	
背景	(1)背景	
目的	(2) 目的	
範囲	(3) 範囲	
構成	(4)構成	
2. RCS 及び付帯系の範囲	2. 原子炉冷却材系の範囲	
原子炉冷却材系	<u>(1)原子炉冷却材系</u>	
接続系		
付帯系		
最終的な熱の逃がし場	(2) 最終的な熱の逃がし場	
3. 設計における全般的考慮事	3. 設計における全般的考慮事項	
項		
設計の目的	(1) 設計の目的	通常運転時及び事故時の炉心からの熱除、冷却材の純度管理、
		他の安全系からの除熱
RCSAS の安全系	<u>(2)安全系の考慮事項</u>	能力と信頼性の確保、地震を含む環境条件への適合、内部/
		外部事象に対する配置と設計、非常用電源、状態監視、操作
		性
安全分類	(3) 安全分類	必須の安全機能(ナトリウム漏えい燃焼対策を含む)
設計の根拠	(4) 設計の根拠	安全解析の実施、確立された規格・基準準拠、通常運転機能
		の担保、安全系作動要求範囲等
想定起因事象	<u>(5)想定起因事象(内部事象)</u>	内部事象の例
地震に対する考慮事項	<u>(6) 地震に対する考慮事項(外部事象)</u>	外部事象の例、耐震重要度分類、考慮すべき地震荷重、崩壊
		熱除去機能喪失(ヒートシンク喪失)に至りうる外部事象
信頼性	(7) 信頼性	多重性及び多様性の考慮、単一故障基適用、多様性の考慮事
		項、物理的な障壁の利用、運転員の対応遅れまたは過誤の評
		価
材料の選定	(8) 材料の選定	材料選定上の考慮事項
過圧防護に関する備え	(9) バウンダリ破損の防止に関する考慮事項	材料品質、設計基準、検査、製造品質確保

		設計裕度確保
可燃性ガスの蓄積防止	(10) ナトリウム漏えい・燃焼対策に関する考慮	ナトリウム漏えいの影響、漏えい防止対策、漏えい時の影響
	 事項	緩和対策
配置に関する考慮事項	(11) 配管設計における考慮事項	配管破損時の安全機能喪失防止(パイプホイップ対策等)配
		管構造、配置、支持構造設計
	(12) 配置に関する考慮事項	配置設計上の考慮事項(発電所人員の放射線防護、配管破損
		の影響に対する防護等)、安全系1系列故障時の機能維持、浸
		水対策、自然循環機能確保、水とナトリウムの分離、津波対
		策としての水密化や安全設備の高所配置
系統間の取り合いに関する考慮	(13) 系統間の取り合いに関する考慮事項	原子炉冷却材系とインターフェイスを持つ構築物、支持構造
事項		物の考慮すべき荷重、インターフェイスに関する考慮事項
隔離に関する考慮事項	<u>(14) 格納容器の隔離に関する考慮事項</u>	原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガスバウンダリを
		構成する配管の格納容器貫通部の設計
	(15) 系統間の隔離に関する考慮事項	原子炉冷却材バウンダリに接続する配管の隔離
計装制御系	(16) 計装制御系	安全系作動及び状態監視のための計測制御
供用期間中検査、試験及び保全	(17) 安全上重要な設備の校正、試験、保守、修	試験、検査の留意事項
に関する対策	<u>理、交換、検査及び監視</u>	
複数原子炉を備えた原子力発電	(18) 複数原子炉を備えた原子力発電所に関す	安全設備共用時の留意点
所に関する考慮事項	る考慮事項	
新型原子炉設計	-	
4. 設計に関する固有の考慮事	4. 設計に関する固有の考慮事項	
項		
・原子炉冷却材系	<u>4.11次冷却材系</u>	
全般的考慮事項	<u>(1)系統機能</u>	原子炉冷却材バウンダリの形成、通常時の 2 次冷却材系への
		熱輸送、過渡時の熱輸送経路形成
	(2) 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバ	破断前漏えい概念の適用、過度な熱荷重及び過圧防止、原子
	<u>ーガスバウンダリの健全性</u>	炉カバーガスバウンダリ形成、カバーガスの不活性化
	<u>(3)1 次冷却材の液位確保</u>	液位制御、ガードベッセル及び外管の機能と要求
	<u>(4) 冷却材漏えい対策</u>	原子炉冷却材バウンダリの欠陥防止と検出、計装ラインから
		の漏えい防止と影響緩和

	(5) 自然循環除熱の適用に関する考慮事項	炉心と中間熱交換器の高低差確保、圧力損失低減
	(6) 放射線被ばくに対する防護	放射線遮蔽の設置
	<u>(7)1 次冷却材の純化</u>	放射性物質及び化学物質の除去、除去の目的(燃料被覆管や
		機器の腐食防止等)、他系統とのインターフェイス
	(8) 1 次冷却材系の機器設計の考慮事項	考慮すべき材料特性と荷重、流動起因荷重対策(流動励起振
	<u>a. 1次冷却材系機器全般</u>	動、サーマル・ストライピング)、可動機器(ポンプ羽根車、
		弁の部品等)の故障対策、ガス巻き込み、ガスの滞留、スロ
		ッシング対策
		DEC 関連要求事項(IVR、RV/GV2 重破損防止、ループ側漏えい
		の考慮事項(外管のパイプホイップ対策、複数個所漏えい対
		策))
原子炉圧力容器	<u>b. 原子炉容器</u>	確立された規格・基準準拠、裕度確保、状態監視、疲労及び
		クリープ効果対策、材料の延性確保、耐震性確保、漏えい対
		策(ガードベッセル設置)
原子炉圧力容器内部構造物	<u>c. 原子炉容器内構造物</u>	性能維持、環境効果への適応、高サイクル疲労防止、使用材
		料、化学、中性子フルエンス、固定金具に対する考察、燃料
		集合体の誤装荷及び流路閉塞防止
BWR の原子炉再循環ポンプを	<u>d. ポンプ</u>	運転状態の水力性能確保、過渡及び設計基準事故条件での流
含む原子炉冷却材ポンプ		量コーストダウン特性確保、繰り返し荷重及び漏えいへの耐
		性確保、飛来物要因とならないこと及び安全上重要な機器類
		の飛来物対策
PWR 及び HWR の蒸気発生器	-	
「「「「「「「「」」」」「「」」「「」」」「「」」「「」」」「「」」」「「」」」」		
│ 加圧器及び圧力放出器具		
	<u>e. 中間熱父換器</u>	
	<u>†. カードペッセル</u>	原子炉容器との従属破損及ひ共通要因破損防止
・BWRの浄化糸を含む化学管理系	-	
レンド 人の保有量制御糸		
・非常用ほう酸注人糸	-	

	4.22次冷却材系	
		中間熱交換器と蒸気発生器の間の2次冷却材の循環
		放射性物質放出の障壁
	(2) ナトリウム-水反応に関する考慮事項	ナトリウム-水バウンダリの破損防止
		ナトリウムー水反応の検出、伝播抑制等影響緩和、圧力開放、
		発生水素の処理
		共通要因による複数伝熱管からの水リーク防止、伝熱管破損
		の想定、ナトリウム-水反応に対する1次/2次及び2次バウン
		ダリ機能の維持
	(3) 格納容器の隔離に関する考慮事項	1 次/2 次バウンダリ破損時の閉じ込め機能
		2 次冷却材系を崩壊熱除去に用いない場合の崩壊熱除去系へ
		の悪影響防止
	<u>(5) 2 次冷却材の純化</u>	蒸気発生器から透過する水素、化学物質、腐食生成物の除去、
		除去の目的(水リーク検出性維持のための水素濃度低減、機
		器の腐食防止等)、他系統とのインターフェイス
	(6) 2 次冷却材系の機器設計の考慮事項(蒸	
	<u>気発生器)</u>	
・残留熱除去系	<u>4.3 崩壊熱除去系</u>	
機能	<u>(1) 系統機能</u>	運転状態及び事故状態での 1 次冷却材系からの崩壊熱の除去
インターフェイス		と最終ヒートシンクへの伝達、放射性物質放出の障壁
		高い信頼性確保(多重性及び多様性、ナトリウム凍結防止、
		漏えい検出及び影響緩和等)、設計拡張状態への対応(非常に
		大きな外部事象(長期全交流電源喪失を含む)への対応、受
		動的機構の採用)、他系統とのインターフェイス
隔離に関する考慮事項	<u>(2) 隔離に関する考慮事項</u>	1 次/2 次バウンダリ破損時の閉じ込め機能
安全機能に関する考慮事項	<u>(3) 系統分離に関する考慮事項</u>	通常運転中の一次冷却材系からの機能分離、崩壊熱除去系の
		系統間の分離、接続系統の隔離
	<u>(4) 熱負荷に関する考慮事項</u>	燃料及び原子炉冷却材バウンダリの設計限界を超えないよう
		に除熱能力を確保
	(5) 信頼性に関する考慮事項	必要な補助設備の信頼性確保

		機能遂行に必要な電源確保
		設計拡張状態の考慮
	<u>(6) 多重性又は多様性に関する考慮事項</u>	信頼性目標の達成のための多重性、多様性確保
		単一故障基準に加えヒートシンクの多様性を考慮してもよい
		設計拡張状態の考慮
	<u>(7) 自然循環の活用に関する考慮事項</u>	機器高低差の確保、圧損低減
	(8) 想定起因事象に関する考慮事項	内部、外部事象からの防護
		いかなる想定起因事象についてもすくなくとも一系統は利用
		可能とする
		敷地及びヒートシンクに関わる有害な環境現象に曝されても
		機能維持
		設計拡張状態の考慮
	(9) 状態監視に関する考慮事項	全ての運転状態及び事故後の状態監視
		補助制御室からも操作性を確保
	(10) 事故管理方策に関する考慮事項	崩壊熱除去機能を維持するための AM 手段の考慮
	(11) 荷重条件に関する考慮事項	考慮すべき荷重、1 次冷却材系への接続の影響評価
	(12)機能試験に関する考慮事項	動的機器の定期試験を可能とすること
		検査によって機能を損なわないこと
	(13) 機器設計に関する考慮事項	
・蒸気系及び主給水系	<u>4.4 水・蒸気系</u>	
機能	(1) 系統機能	蒸気発生器における Na・水蒸気の熱交換及びタービンへの熱
インターフェイス		輸送
隔離に関する考慮事項	(2) 破損の防止に関する考慮事項	圧力逃がし弁又は安全弁の設置
安全機能に関する考慮事項		水ブロー系の必要容量
	(3) 蒸気発生器の伝熱管破損に関する考慮事	水ブロー系の機能(隔離、放出)
	<u>項</u>	
	(4) 熱負荷に関する考慮事項	運転状態において、燃料の設計限界を超えずに炉心冷却機能
		を維持
	(5) 状態監視に関する考慮事項	

•補助給水系	-					
• 中間冷却回路						
・最終的な熱の逃し場及び熱輸	4.5 最終的な熱の逃がし場への熱輸送					
送系	<u>(1) 系統機能</u>	燃料、使用済み燃料及び安全上重要な機器から発生する熱の				
		最終的な逃がし場への熱輸送				
	(2) 熱負荷に関する考慮事項	全ての運転状態において熱輸送手段を確保、熱負荷の発生要				
		因の整理				
	<ul><li>(3) 容量に関する考慮事項</li></ul>	熱容量設定で考慮すべきこと				
	<u>(4) 敷地及び環境に関する考慮事項</u>	環境パラメータ(気温、水温等)の重要性、複数立地の際の				
		考慮事項				
添付書類 I RCS の主要機器と構	※添付書類は必要に応じて検討					
成						
添付書類 II RCS の安全機能						
添付書類 III 流体系の安全分類						
と安全クラスのインターフェイ						
ス器具						
<u>1次冷却材系:</u> 原スに排洗 1次ポンプ		プラント状態				
--	--	---	--	--	--	--
□ 原于炉(構) □ 次ホンノ、 中間熱交換器 1 次側、1 次 系配管、1 次カバーガス系		通常運転	AOO、DBA	DEC		
	反応度の制御	・炉心形状の維持 ・ガス巻込と滞留抑制	1 次/2 次冷却材流量増大事 象における出力増加	—		
安全機能	原子炉からの除熱	原子炉からの除熱 ・1 次冷却材の循環 ・ナトリウム酸化防止 (不活性カバーガス) ・原子炉停止後の除熱機能 次ポンプ回転慣性) ・原子炉冷却材の液位確 (GV、外管)		<ul> <li>・DEC 時の除熱機能(炉 心損傷時のデブリ冷 却を含む)</li> <li>・DEC 時の原子炉冷却 材の液位確保</li> </ul>		
	事故時放出制限、 放射性物質及び 有毒化学物質閉じ込め、 遮蔽及び放出管理	・原子炉冷却材バウンダ リ及び原子炉カバーガ スバウンダリの形成 ・1次冷却材の浄化	<ul> <li>・1次冷却材及びカバーガスの漏えい検出</li> <li>・1次カバーガス系の隔離</li> <li>・放射性ナトリウム燃焼抑制 (GV、外管内の不活性雰囲気 化)</li> </ul>	・損傷炉心物質の原子 炉容器内保持		

表	5	系統別安全機能	(冷却材系)
~ ~	•		

2次冷却材系: 2次ポンプ、中間熱交換器 2次側、2次系配管、蒸気 発生器 Na 側		プラント状態		
		通常運転	AOO、DBA	DEC
	反応度の制御	_		_
安			・原子炉停止後の除熱機能(*)	_
全機能	事故時放出制限、 放射性物質及び 有毒化学物質閉じ込め、 遮蔽及び放出管理	<ul> <li>・非放射性ナトリウムの 保持</li> <li>・ナトリウムと水との障 壁の形成</li> <li>・2次冷却材の浄化</li> </ul>	<ul> <li>・格納バウンダリの形成</li> <li>・2次ナトリウム漏えい検出</li> <li>・非放射性ナトリウム燃焼抑 制(エンクロージャ内の不活 性雰囲気化等)</li> <li>・ナトリウム・水反応抑制(漏 えい検知、影響抑制、2次側 圧力解放)</li> </ul>	

(\*)崩壊熱除去に当該系統を活用する場合

崩壊熱除去系:		プラント状態			
1 次/2 次ナトリウム熱 交換器、二次配管、空気冷 却器、ポンプ・ブロア等		通常運転	AOO、DBA	DEC	
	反応度の制御	—	—	—	
安全機能	原子炉からの除熱	原子炉からの除熱 ― ・原子炉停止後の除熱機能		・DEC 時の除熱機能	
	事故時放出制限、 放射性物質及び 有毒化学物質閉じ込め、 遮蔽及び放出管理	・原子炉冷却材バウンダ リの形成(1 次/2 次バ ウンダリ) ・非放射性ナトリウムの 保持	<ul> <li>・格納バウンダリの形成</li> <li>・2次ナトリウム漏えい検出</li> <li>・非放射性ナトリウム燃焼抑 制(エンクロージャ内の不活 性雰囲気化等)</li> </ul>		

<u>水・蒸気系:</u> 蒸気発生器 水・蒸気側、 蒸気発生器廻り、主給水、 主蒸気、タービン、復水器 等		プラント状態		
		通常運転	AOO、DBA	DEC
中	反応度の制御	—	—	—
女全	原子炉からの除熱	・熱輸送及び電源供給	・原子炉停止後の除熱機能(*)	_
機 能	事故時放出制限、 放射性物質及び 有毒化学物質閉じ込め、 遮蔽及び放出管理		・ナトリウム · 水反応抑制 (水 ブロー)	水・蒸気系における隔 離機能

(\*)崩壊熱除去に当該系統を活用する場合

<u>最終的な熱の逃がし場への</u> <u>熱輸送:</u> 原子炉補機冷却系等		プラント状態		
		通常運転	AOO、 DBA	DEC
	反応度の制御	_		_
安全機	原子炉からの除熱	・熱輸送及び電源供給の サポート(ポンプモー タ冷却等)	<ul> <li>・原子炉停止後の除熱機能に</li> <li>対するサポート(ポンプモー</li> <li>タ冷却等)</li> </ul>	・DEC 時の除熱機能に 対するサポート(ポン プモータ冷却等)
<sup>饭</sup> 能	事故時放出制限、 放射性物質及び 有毒化学物質閉じ込め、 遮蔽及び放出管理	_	_	_

表 6	炉心系	SDG	の構成案

NS-G-1.12の項目	系統別 SDG の項目(案)	主な内容
1. はじめに	1. はじめに	
背景	(1) 背景	
目的	(2) 目的	
範囲	(3) 範囲	
構成	(4)構成	
2. 設計における全般的考慮事項	2. 設計における全般的考慮事項	
概要	(1)概要	上位の設計思想や安全要件(深層防護や重要度に基づく設計 など)の概説と炉心設計に関する特記事項
中性子設計	(2) 中性子設計	フィードバック特性と炉停止機能による炉出力の制御 正の反応度投入の制限 未臨界性の維持
熱−水力設計	<u>(3) 熱流力設計</u>	設計限界に対する熱流動パラメータの制御 中性子束や冷却材流量等の監視
機械設計	(4)機械設計	冷却形状の維持 静的・動的荷重、流体励起振動、化学的特性を踏まえた設計 移送・保管・装荷・取替え 運転状態及び事故状態(CDA 時を除く)での健全性確保
炉心設計に関する安全分類の側面	-	※記載が必要であれば概要に集約
<ol> <li>3. 設計における固有の安全考慮 事項</li> </ol>	<u>3. 設計における固有の考慮事項</u>	
概要	(1) 概要	3章で扱う対象を記載
燃料要素及び集合体	(2) 燃料要素及び集合体	熱と燃焼の影響、照射効果、出力レベル、PCMIの考慮など
冷却材	(3) 冷却材	ナトリウムの放射化等
減速材	_	
炉心反応度の特徴と反応度管理の 方法	(4) 炉心反応度の特徴と反応度管理の方法	運転状態及び事故状態での反応度管理手段 燃焼度と反応度の依存性 反応度制御手段の例示

原子炉停止系	(5) 原子炉停止系	2 つの動的炉停止手段
		2 つの炉停止手段の独立性や多様性
		ワンロッドスタックの考慮
		停止速度への要求
		環境効果の考慮
		DEC としての固有安全又は受動的炉停止
炉心及び付帯構造物	(6) 炉心及び付帯構造物	炉心支持機能
		熱・化学・流動・照射・地震等の考慮
		誤装荷防止
		流路閉塞防止
		地震による反応度投入(即発臨界の実質的回避)
	(7) 著しい炉心損傷に関する考慮	ボイド反応度制限
		炉心高さ、ナトリウム体積比、スミア密度の制限
		溶融炉心の排出
		安定冷却
		状態監視
炉心管理	(8) 炉心管理	経済的利用
		運転時は健全性確保、事故時の許容レベルの設定
		解析を活用した管理
炉心監視系	(9) 炉心監視系	出カレベルの監視、局所破損の監視、パラメータの例示
安全解析	_	※安全解析手法の記述であり、NS-Gの内容を確認した上で、
		安全解析マターであればここでは削除
4. 認定と試験	4. 認定と試験	
概要	概要	寿命中の炉心系 SSC の認定について概要を記載
設備認定	設備認定	※それ程の情報量はないため、「3.」(10)として記載すると
検査及び試験に関する対策	検査及び試験に関する対策	いう選択肢もある
5. 設計における品質保証	5. 設計における品質保証	※「設計や製造において高品質を確保すること」程度の記
		載であり、必要であれば「2.」の概要 or 「3.」(10)に移
		動して記載するという選択肢もある
添付書類 I 反応度係数	※添付資料については必要に応じて検討	

添付書類Ⅱ	燃料ペレット−被覆		
管相互作用			
添付書類Ⅲ	炉心管理に関する設		
計考慮事項			
添付書類Ⅳ	高燃焼度炉心		
添付書類Ⅴ	混合酸化物燃料炉心		

			プラント状態		
万月	P心文持構垣、炉心構成要素、原子炉停止系	通常運転	AOO、DBA	DEC	
安全機	反応度の制御	・炉心形状の維持 ・原子炉出力の制 御	<ul> <li>・能動的炉停止</li> <li>・未臨界維持</li> </ul>	<ul> <li>・受動的炉停止又は固有反応</li> <li>・炉応していたい</li> <li>・炉の行行</li> <li>・炉の行い</li> <li>・炉のの</li> <li>・炉の</li> <li>・炉の</li> <li>・炉の</li> <li>・</li> <li></li></ul>	
機能	原子炉からの除熱	<ul> <li>・燃料集合体毎の</li> <li>流量配分</li> <li>・炉心冷却形状の</li> <li>維持</li> </ul>	・炉心冷却形状の維持	<ul> <li>・ 炉心冷却形状の</li> <li>維持(炉心損傷</li> <li>防止対策)</li> </ul>	
	事故時放出制限、 放射性物質及び 有毒化学物質閉じ 込め、 遮蔽及び放出管理	・原子炉冷却材中 への FP の放散防 止	・原子炉冷却材中への FPの放散防止(A00)	_	

表 7 系統別安全機能(炉心系)

表	8	格納系	SDG	の構成案

NS-G-1.10の項目	系統別 SDG の項目(案)	主な内容
1. はじめに	1. はじめに	
背景	(1) 背景	
目的	(2) 目的	
範囲	(3) 範囲	
構成	(4)構成	
2. 格納系及びそれらの安全機能	2. 格納系及びそれらの安全機能	
全般	(1)全般	
放射性物質の閉じ込め	(2)放射性物質の閉じ込め	通常運転状態及び事故状態における格納機能健全性確保(最
		大漏えい率)
		隔離機能
		格納機能への脅威(熱的及び機械的負荷、水素燃焼、ナトリ
		<u>ウム燃焼、圧力)</u>
外部事象に対する防護	(3) 外部事象に対する防護	外部事象からの防護
生体遮蔽	(4) 生体遮蔽	ALARA に基づく遮蔽設計
3. 格納系の全般的設計基準	3.格納系の全般的設計基準	
設計基準の導出	(1) 設計基準の導出	内部起源及び外部起源の事象の考慮
内部事象	内部事象	内部事象の事例
外部事象	外部事象	外部事象の事例
設計基準事故	設計基準事故	設計基準事故の設定、保守的な想定、安全裕度・設計裕度・
		運転裕度の考慮
重大事故	<u>設計拡張状態</u>	設計基準事故を超える想定の考慮
設計限度	設計限度	適切な設計限度の設定
規格及び基準	規格及び基準	広く受けいれられた規格及び基準の適用
設計における確率的安全評価の	設計における確率的安全評価の使用	レベル1及び2の PRA の活用
使用		
4. 運転状態及び設計基準事故に	4. 格納系の設計	※DBAに限定せず、DECも包含させるためタイトルを変更
対する格納系の設計		

全般	(1) 全般	性能(構造挙動及び気密性に関する性能)
		配置構成(安全系の分離)  自然循環活用のための配置)
		信頼性(高い信頼性の確保、時間余裕の確保、単一故障)
		環境性能(事故時環境への耐性、経年変化の考慮)
		被ばく防護(作業員防護のための備え)
		号機間の共用、廃止措置の考慮、等
		DEC (CDA 時のガス状 FP の発生、ナトリウム漏えい燃焼の DEC、
		格納容器バイパスの防止)
格納系の構造設計	(2)格納系の構造設計	設計荷重(温度及び圧力等)の設定と例示
		不確かさの考慮
		許容基準(レベルⅠⅡⅢ)の考え方
		DEC における許容基準の考え方
エネルギーの管理	<u>(3) 圧力及び温度の管理</u>	通常運転中の管理(換気系等)
		ナトリウム燃焼対策設備の導入と CV の熱的破損を防止するた
		めの対策類の例示
		DEC (圧力及び温度の管理の対策は、DBA で示したものと基本
		的には同じであり、緩和機能の拡張と環境条件の悪化を考慮)
放射性核種の管理	(4) 放射性核種の管理	保守的なソースタームの設定
		気密性の確保
		換気系への要求事項
		コンファインメントの機能と要求
		DEC(放射性核種の管理の対策は、DBA で示したものと基本的
		には同じであり、緩和機能の拡張と環境条件の悪化を考慮)
可燃性気体の管理	(5) 可燃性気体の管理	水素発生の要因と水分管理
		DEC(水素燃焼の防止、水素の蓄積燃焼対策)
格納構造物の機械的仕組み	(6) 格納構造物の機械的仕組み	格納容器貫通部に関する考慮(格納バウンダリの構成例など)
		隔離弁に対する要求事項(ファイルセーフ、時間要求、非常
		用電源への接続など)
		電気貫通部での考慮事項(シール部難燃性、試験の考慮)
		エアロック・扉・ハッチの設計における考慮事項(インター

		ロック、2重化、通常時閉)
材料	(7)材料	コンクリート、金属材料、シール材、断熱材、外装コーティ
		ング剤における考慮事項
計測制御系	(8) 計測制御系	通常状態からの逸脱の監視、格納系の起動信号(工安系)、事
		故後監視計装
		DEC(状態監視)
支援系	(9) 支援系	電源系や BOP 設計での考慮事項
5. 試験及び検査		
試運転時の試験	(1) 試運転時の試験	耐圧試験の実施、全体漏えい試験の実施、局部漏えい試験の
		実施
供用期間中の試験及び検査	(2)供用期間中の試験及び検査	定期的な安全機能確保のための試験検査
6. 重大事故に対する設計上の考	_	-
慮		
全般		
格納構造物の構造挙動		
エネルギーの管理	│ │ ※NS_C_1 10 でけ 「舌十支払」 た「恐計其進す	『故』とけ別項日としていたが、現在改訂中の DS_402 でけ、市
放射性核種の管理	※N3-0-1.10 Cは、「里八争旼」 ど「設計 本午手」 考え統合する形で救理が進められている 枚	事政」とは別項日としていたが、現任政訂中の D5-402 では、両 .納玄 SDG においてま DS-482 に進ずスニレレオス
可燃性気体の管理		
計装		
重大事故の管理に対する手引き		
付属書:格納構造物の監視のため	※添付資料に関しては必要に応じて検討	
の計装		
添付資料Ⅰ:格納構造物の設計例		
添付資料Ⅱ:隔離の仕組みの類型		
図		
添付資料Ⅲ:重大事故現象		

<u>関連</u>	<b>重設備</b> :		プラント状態	
イ 月 大 N	a納谷森、隔離井、温 を・圧力の制御、FP さ可燃性ガスの制御、 a燃焼対策	通常運転	AOO、DBA	DEC
	反応度の制御	—	—	—
	原子炉からの除熱	—	—	—
安全機能	事故時放出制限、 放射性物質及び 有毒化学物質閉じ 込め、 遮蔽及び放出管理	・一定の漏えい率 の維持 ・構造健全性確保	<ul> <li>・格納バウンダリの形成</li> <li>・格納容器隔離</li> <li>・放射性核種の管理</li> <li>・ナトリウム燃焼抑制(*)</li> <li>・可燃性ガスの発生防止(**)</li> </ul>	<ul> <li>・格納バウンダリの形成</li> <li>・格納容器隔離</li> <li>・放射性核種の管理</li> <li>・ナトリウム燃焼抑制(*)</li> <li>・可燃性ガスの発生防止(**)</li> </ul>

表 9 系統別安全機能(格納系)

(\*)ナトリウム燃焼抑制機能が A00、DBA に位置付けられるか DEC 対応となるかは設計選択 (\*\*)Na-コン反応による可燃性ガスの発生防止が A00、DBA に位置付けられるか DEC 対応と なるかは設計選択

防護の対象	チャレンジ要因	<u>Д</u>	Na燃 <b>体</b> 対策
		Na漏えいでの顕熱・燃 焼熱による熱的破損及	(安全機能設備自体及びそのものへの処置対策) 安全機能を有する系統・設備に十分な耐熱・耐圧性を持たせること(機器等の品質の確保、機器等への防護 対策)
			(外部環境の対策) <b>燃焼抑制のため、漏えいNaを適切に処理すること</b> 例示:防護構造、キャッチパン・移送・貯留
		機械的破損に至らない設計	(外部環境の対策) <b>漏えい区画を不活性ガス雰囲気とすること</b>
	教办 微端的共手		(外部環境の対策) 対象物とナトリウム内包機器を離隔、区画分離したり、防護壁を設置する配置の工夫をすること
	<b>恐的" <b>愤</b>慨的何里</b>		(外部環境:発生防止の対策) コンクリート過熱で発生する水蒸気による対象物への過圧を防止すること 例示:水蒸気ベント管の設置
		2次的な荷重への対策	(外部環境:発生防止の対策) <b>水(水蒸気)とナトリウムの反応に伴う水素及びその燃焼・爆発による過圧を防止すること</b> 例示:漏えい区画への水蒸気侵入を防止するライナの設置
		設計	(外部環境:発生防止の対策) コンクリートとナトリウムの反応に伴う水素及びその燃焼・爆発による過圧を防止する 例示:機器の耐圧性確保、区画の不活性化、配置の工夫、ライナ設置、キャッチパン敷設、Na貯留・移送設備
			(安全機能設備自体及びそのものへの処置対策) <b>密閉空間でのナトリウム燃焼後の冷却で生じ得る雰囲気圧力の減圧(負圧)に考慮すること</b> 例示:格納パウンダリ耐性の確保
安全機能			(安全機能設備自体及びそのものへの処置対策) 安全機能を有する系統・設備に十分な耐腐食性を持たせること(機器等の品質の確保、機器等への防護対 策)
	燃焼生成物による 腐食	燃焼生成物による対象 物の腐食を防止する設 計	(外部環境の対策) <b>燃焼抑制のため、漏えいNaを適切に処理すること</b> 例示:防護構造、キャッチパン・移送・貯留
			(外部環境の対策) <b>漏えい区画を不活性ガス雰囲気とすること</b>
			(外部環境の対策) 対象物とナトリウム内包機器を離隔、区画分離したり、防護壁を設置する配置の工夫をすること
	エアロゾルの負荷		(安全機能設備自体及びそのものへの処置対策) 安全機能を有する系統・設備に十分なエアロゾル付着防護対策を施すこと
			(外部環境の対策) <b>燃焼抑制のため、漏えいNaを適切に処理すること</b> 例示:防護構造、キャッチパン・移送・貯留
		」エアロソルが機器など に付着することで生じる 機能障害を防止する設 計	(外部環境の対策) 漏えい区画を不活性ガス雰囲気とすること
			(外部環境の対策) 対象物とナトリウム内包機器を離隔、区画分離したり、防護壁を設置する配置の工夫をすること
			(外部環境の対策) Na <b>燃焼時の漏えい区画の空調対策を施すこと</b>
	熱的·機械的荷重	所内従事者の負傷を防 止する対策	(管理対策) 所内従事者の当該設備近傍への立ち入り管理
		所内従事者の化学的・ 被ばく影響を防止する 設計	CVからのエアロゾル漏えいを抑制するためのCV気密性を確保すること
Å			CVからのエアロゾル漏えいを抑制するための設備を設けること 例示:コンファインメント、非常用ガス処理系
	エアロゾルの負荷		(管理対策) CV内当該設備近傍への立ち入り・防護管理
		一般公衆の化学的・被 ばく影響を防止する設 計	CVからのエアロゾル漏えいを抑制するためのCV気密性を確保すること
			<b>CVからのエアロゾル漏えいを抑制するための設備を設けること</b> 例示:コンファインメント、非常用ガス処理系

表 10 ナトリウム燃焼対策の整理

### (注)CV外に安全機能を有する設備がある場合や、CV外における所内従事者への影響防止に関しては、格納系ガイドの対象外のため、別途考慮要。

表 11 ナトリウム漏えい・燃焼対策の設計要件(案)

関連ガイド	項目	設計要件案
冷却材系	a. ナトリウム漏え	・漏えいの起因事象となる熱応力、疲労・熱疲労、座屈、過大な応力、流力振動、フレッティング、母
ガイド	い防止対策	材欠陥、材料劣化、溶接不良・組立て不良、腐食・応力腐食割れ等を想定し、適切な規格・基準等に
		基づいて構造設計、材料選定、製作及び検査を行い、高い品質を確保すること。
		・ナトリウムを内包する系統には、小口径配管を極力接続しないこととし、漏えいの可能性を極力排除
	トーナトリウム混ら	する。 (4) 相学されて機関の配符からの混らいた対して、変め、の混らいた振力抑制する認識とする。目体例
	D. ノトリワム 個え いの 影響 緩和 対	(a) 忍足される機器や配官からの備えいに対して、米外への備えいを極力抑制する設計とする。具体例 レーて以下が考えられる
	策	<ul> <li>・原子炉冷却材バウンダリからの漏えいがあった場合でも、ナトリウムが燃焼することがないような</li> </ul>
		構造や雰囲気とする。具体的にはナトリウムのバウンダリを不活性ガス内包のガードベッセル等で
		囲った防護構造とする。なお、ガードベッセル等は、外気の侵入を防止するため、正圧に保持して
		圧力を監視するとともに、定検定期検査時には、その漏えい率を確認できる設計とする。また、ル
		ープ型の場合の防護構造は、1次主冷却材系配管と防護構造(防護管)とが共通要因により破損す
		ることのないよう、1次主冷却材糸配管(枝管も含む)と防護管とは物埋的に可能な限り独立して
		いるより配慮しに設計とする。防護官等は怨走し侍る配官の破断にわいて健全性を帷除する。
		(0) 機構・配置からのケーケックムの構えいを塗くかに彼知し、ホンクドエ、メント メンド構成の606時間 告内の不活性ガス隔離などの漏えい抑制のための対処が迅速に行えるようにする。具体例として以下
		が考えられる。
		<ul> <li>・冷却材を保有する主要機器、配管を収納するガードベッセル等の防護構造内又は室内にナトリウム</li> </ul>
		漏えい検出器を設ける設計とすること。
		<ul> <li>・ナトリウム漏えい信号を中央制御室に表示し警報を発することで運転員が適切な対処を速やかにと</li> </ul>
		ることが可能な設計とすること。
		<ul> <li>・アドリリムの痛えい重を抑制するにのに、ホンノの停止やカバーカスの隔離により行却材圧力を低 下される認識しまること。</li> </ul>
		・防護構造内の不活性ガス圧力を制御する配管やサンプリングラインが存在する場合 ナトリウム漏
		えい時にそれらを介して、ナトリウムが系外に出ることを防止するため、当該配管及びサンプリン
		グラインは、ナトリウム漏えい信号により直ちに閉鎖できる設計とすること。
		・炉心の冷却機能確保を確認した上で、系統内のナトリウムを速やかにドレンすることで、漏えいに
		寄与するナトリウムを減少させる設計とすること。
		(c) ナトリウム漏えい検出器などの信号により目動で防護動作を行う安全上重要な機器は、検出器の単 ・
		一 政障を与えても確美に必要な防護動作が可能な設計とする。 (d) IBR を適用する場合 ナトリウム漏えい検出器の検出性能け IBR の考え方に基づいた破損相定
		規模に対して十分な余裕を有するものとする。
格納系	チャレンジ要因	a.ナトリウム漏えいでの顕熱・燃焼熱による熱的破損及び雰囲気の過圧による機械的破損に至らない
ガイド	: 熱的・機械的荷重	設計
		・安全機能を有する系統・設備に十分な耐熱性・耐圧性を持たせるため、機器等の品質昭保または機
	<ul> <li>防護対象</li> <li>・安全機能</li> </ul>	器等への防護対策を施すこと。
	• 女主[版肥	<ul> <li>・アトリリム禰えいを伴う事故時にわいし、アトリリムの顕然や格納博道物内芬囲気での燃焼熱による安全機能を右する機器・構造物やみの他皈依室への機械的荷重、熱的荷重及び対象物の確度低下</li> </ul>
		を評価すること。また、必要に応じて影響を緩和するために、以下の方策を単独若しくは組み合わ
		せで適用されること。
		・格納バウンダリ、格納構造物鋼鈑や躯体強度の確保のため、ナトリウム漏えいが想定される場所の
		床面などに鋼製のキャッチパンや断熱材、輻射抑制板などの伝熱緩和の設備を敷設すること、また、
		漏えいナトリウムを移送・貯留する設備を設置すること。なお、上記の漏えいしたナトリウムと接触なたたので、
		歴义は灯笛 9 る 設備 寺は、プトリリム 及び 燃焼 反応 寺による 然的 影響、 生成物による 影響 寺 を 評価 する 必要 が あ り 一 毎 田 さ わ る 材料 け 枚 納 系 で 別 途 定 め る 材料 へ の 要 姓 を 満 足 する こ と
		・燃焼抑制のため漏えいナトリウムを適切に処理(限定貯留)するため、上記と同様に、鋼製のキャ
		ッチパンなどを敷設し、漏えいナトリウムを移送・貯留する設備を設置すること。または、漏えい
		対策と同様に、機器や配管を囲う防護構造とする。
		・漏えいしたナトリウムの燃焼を抑制させるため、漏えい区画を不活性ガス雰囲気とすること。なお、
		ナトリウムの漏えいが想定される区画を不活性ガス雰囲気により低酸素濃度化する場合には、その
		今囲风空間を区画化し、運転仏態につれてに適切な設計条件を明確にする必要がめる。   ・安全機能を有する系統・設備とナトリウム内包機器を離隔 反面分離したり 防護時を設置するた
		どの配置上の工夫をすること。
	チャレンジ要因	b. ナトリウム漏えいや燃焼に伴う2次的な負荷への対策を講じる設計
	: 機械的荷重	・コンクリート過熱で発生する水蒸気による安全機能を有する機器・構造物やその他躯体等への機械
		的荷重が評価され、強度評価で考慮すること。必要に応じて、対象物への過圧(機械的破損)を防
	<ul> <li>防護対象</li> <li>・安全機能</li> </ul>	止する設計とする。具体例としては、圧力開放のための適切な設備(例えば、発生水蒸気による背
	• 女主[版肥	上上升を防止するにののフイナ育団の水烝気ペント官)を設直することか考えられる。 ・発生した水(水蒸気)とナトリウムの反応に伴う水麦及びその燃焼・爆発による安全機能を有する
		機器・構造物やその他躯体等への機械的荷重が評価され、強度評価で考慮すること。必要に応じて、
		対象物への過圧(機械的破損)を防止する設計とする。具体例としては、ナトリウム漏えい区画へ
		の水蒸気侵入を防止するためのライナ設置などが考えられる。
		・コンクリートとナトリウムの反応に伴う水素及びその燃焼・爆発による安全機能を有する機器・構
		造物やその他躯体等への機械的荷重が評価され、強度評価で考慮すること。必要に応じて、対象物
		へい 適圧 ( 機
		マルケイロ4レQ。 ・変閉空間でのナトリウム燃焼後の冷却で生じス乗囲気圧力の減圧(角圧)を考慮した設計レオス
		具体例としては、格納バウンダリの耐性確保などが考えられる。
	チャレンジ要因	c. ナトリウムの漏えい・燃焼に伴って生成する物質やその2次的な反応で生成する物質による機器な
	: 燃焼生成物による	どの腐食で生じる機能障害を防止する設計
	腐食	・安全機能を有する系統・設備に十分な耐食性を持たせるため、機器等の品質確保または機器等への
	防護対象	り渡刃束を施すこと。 ・ナトリウム混らいた伴ら声や味にたいて、ナトリウノの燃焼生き施に トスウム燃やた セナス総 四
		「 ノ 「 ノ フ ハ 知 れ い で 叶 ノ 尹 取 时 に わ い し、 ノ じ ソ ソ ム 切 添 沈 土 风 初 に よ る 女 王 陵 匪 を 有 9 る 懱 奋 ・

	:安全機能	構造物やその他躯体等の腐食及び対象物の強度低下を評価すること。また、必要に応じて影響を緩 和するために、以下の方策を単独若しくは組み合わせで適用されること。
		・燃焼抑制のため漏えいナトリウムを適切に処理(限定貯留)するため、上記と同様に、鋼製のキャ
		ッチパンなどを敷設し、漏えいナトリウムを移送・貯留する設備を設置すること。または、漏えい
		対策と同様に、機器や配管を囲う防護構造とする。
		・漏えいしたナトリウムの燃焼を抑制させるため、漏えい区画を不活性ガス雰囲気とすること。なお、
		ナトリウムの漏えいが想定される区画を不活性ガス雰囲気により低酸素濃度化する場合には、その
		雰囲気空間を区画化し、運転状態に合わせた適切な設計条件を明確にする必要がある。
		・安全機能を有する系統・設備とナトリウム内包機器を離隔、区画分離したり、防護壁を設置するな
		どの配置上の工夫をすること。
	チャレンジ要因	d. ナトリウムの漏えい・燃焼によるエアロゾルが機器などに付着することで生じる機能障害を防止す
	:エアロゾルの負荷	る設計
		・安全機能を有する系統・設備に十分なエアロゾル付着防止対策を施すこと。
	防護対象	・ナトリウム漏えいを伴う事故時において、ナトリウムの燃焼によるエアロゾルによる安全機能を有
	:安全機能	する機器・構造物やその他躯体等への影響を評価すること。また、必要に応じて影響を緩和するた
		めに、以下の方策を単独若しくは組み合わせで適用されること。
		・燃焼抑制のため漏えいナトリウムを適切に処理(限定貯留)するため、上記と同様に、鋼製のキャ
		ッチパンなどを敷設し、漏えいナトリウムを移送・貯留する設備を設置すること。または、漏えい
		対策と同様に、機器や配管を囲う防護構造とする。
		・漏えいしたナトリウムの燃焼を抑制させるため、漏えい区画を不活性ガス雰囲気とすること。なお、
		ナトリウムの漏えいが想定される区画を不活性ガス雰囲気により低酸素濃度化する場合には、その
		雰囲気空間を区画化し、運転状態に合わせた適切な設計条件を明確にする必要がある。
		<ul> <li>・安全機能を有する系統・設備とナトリウム内包機器を離隔、区画分離したり、防護壁を設置するな</li> </ul>
		どの配置上の工夫をすること。
		・ナトリウム燃焼時の漏えい区画の空調対策を施すこと。
	チャレンジ要因	e. ナトリウム漏えい・燃焼による所内従事者の熱的影響・機械的影響(負傷)を防止する対策
	:熱的・機械的荷重	・CV 内のナトリウム内包機器区画への所内従事者の立ち人りを極力制限するなどの管理が考えられ
	陆雄县在	ත <sub>ං</sub>
	•八 (月17)位争名)	
	チャレンジ要因	f.ナトリウム漏えい・燃焼で発生するエアロゾルの吸入による所内従事者への化学的な健康影響や付
	:エアロゾルの負荷	随的に被る被ばく影響を及ぼさない設計
		・CV内からのエアロゾル漏えいを抑制するためのCV気密性を確保すること。
	防護対象	・CV 内からのエアロゾル漏えいを抑制するための設備としてコンファインメント設備や非常用ガス
	:人(所内従事者)	処理設備を設けること。
		・CV 内当該設備近傍への立ち入り制限や防護措置としてのマスク着用などの管理をすること。
		・炉心からの中性子によって放射化されるナトリウムが存在する場合は、上記対策が被ばく影響緩和
		に有効であることを確認すること。
	チャレンジ要因	g. ナトリウム漏えい・燃焼で発生するエアロゾルの吸入による一般公衆への化学的な健康影響や付随
	:エアロゾルの負荷	的に被る被ばく影響を及ぼさない設計
		・CV 内からのエアロゾル漏えいを抑制するための CV 気密性を確保すること。
	防護対象	・CV 内からのエアロゾル漏えいを抑制するための設備としてコンファインメント設備や非常用ガス
	:人(一般公衆)	処理設備を設けること。
		<ul> <li>・炉心からの中性子によって放射化されるナトリウムが存在する場合は、上記対策が被ばく影響緩和</li> </ul>
		に有効であることを確認すること。
	設計拡張状態	h. ナトリウム漏えい・燃焼による重要な安全機能及び人への負荷要因を抑制するため、DEC としての
		ナトリウム漏えい事象を適切に設定すること。設計拡張状態としてのナトリウム漏えい事象として、
		設計基準事故で想定する破損規模(漏えい量)を超える想定、若しくは、緩和機能の多重喪失を想定
7.014	故伽ズタン明上マヤ	9 ること。また、事家の進展を踏まえ、必要に応して上記 a.からg.の事項を考慮すること。 検研変例にわけてよしまた。検検についての考慮素度については、大変の記載され四のこと。
ての他	俗納糸外に関する考	俗約ボクトにわけるフトリリム燃焼についての考慮事項については、本項の記載を参照のこと。
	思争伐	a. UV フトに行住りる女王賊肥を有りる機奋・悟垣物やての他躯体寺への然的・機械的何里刃束、 燃焼 
		工版物による腐良対界及びエノロノルの見例対象については、基本的には俗割ボルイトに準まる。な  お エアロゾルの吸入にとるし、の化学的な健康影響なけ防的に並え地バノ影響な及ばそれい乳乳し
		40、一/ ロノバック次パによるパーショートリンで尿尿音、口腔ロールる彼は、影音で欠はさない。故自て してけ 以下を考慮する
		しては、必じてつ思りる。 ・CV 外当該設備からのエアロゾル漏ういを抑制するための設備として一必更に広じて空調対策を拡
		し、アコ吸取mar5vm/ドノアmacvでか回りつにのvp取用として、必要に心して主調対来を施 オント
		・ CV 内または CV 外当該設備からのエアロゾル漏えいによる中央制御室内運転員への影響を抑制す
		るための中央制御室設計として、気密性確保や空調対策を行うこと。
	1	

### 表 12 「安全アプローチ SDG」に対する AESJ 委員会委員コメントのまとめ

#### [DEC のガイド(案)]に関するもの

番号	コメント対象箇所(下線部分)	コメントの内容	回答(案)、あるいは、
			「安全アプローチのための安全設計ガイドライ
			ン」レポートへの反映方針(案)
DEC-A-1	[P1, III]	どういう意味か?それらの間の独立性も重要ではな	SDC では、設計拡張状態は深層防護の第4層に
	深層防護の第1層から3層及び「炉心損傷	し かっ。	対応し、損傷防止(カテゴリ11)と影響緩和(カ
	の防止」(カテゴリ1)は設計上考慮する事		テゴリ2)の2つが含まれるとしています。
	象に対して <u>一連の防護ライン</u> を形成する。		「一連の防護ラインを形成」は、炉心損傷の防
			止を目的として、深層防護の各層を形成してい
			るという意味です。PRA で炉心損傷頻度を評価
	「格納機能確保」(カテゴリ2)は、格納容	こう表現すると、カテゴリ2を一つの独立した層と	する手順では、起因事象の発生頻度、異常を終
	器破損モード等に対して格納機能を確保す	位置づけ、第5層とすべきということにならないか。	息させるための安全設備が失敗した場合の推移
	るための対策であり、 <u>深層防護の一つとし</u>		と頻度を順を追って分析していきます。これは、
	<u>て</u> 、カテゴリ1までとは独立性を有するも		起因事象からの事象推移のシナリオを追跡して
	のとする。		いく方法論であり、深層防護の第1層から第4
			層のカテゴリ1までは、このシナリオ検討に基
			づいています(重大事故シーケンスの分析に基
			づいている、あるいは、そのような形で整理さ
			れるということです)。
			一方、第4層のカテゴリ2は、異常の起因から
			出発するのではなく、逆に格納容器の破損要因
			から出発してこれに有効な防止対策をたてる考

1委員会での議論の過程で、炉心損傷防止と炉心損傷緩和(もしくは格納機能維持)を、それぞれ「カテゴリ1、2」として分類していた。

DEC-A-2	[P3, 3] 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 <u>カテゴリ2として</u> 導入する。	カテゴリ1に対応する設計拡張状態や設計対策にも 触れるべきでは。	え方にたっている点が異なります。 このような考え方は、ASTRIDの安全設計方針に おいても示されています。 拝承。
DEC-A-3	[P4 ATWS カテゴリ 2] <u>損傷炉心冷却性</u> 及び格納機能を確保するこ と。	損傷炉心物質の冷却保持 (IVR) を明記すべきでは。	IVR は 3 章で述べていて、ここでは、その機能 要件を述べているので、ここでも IVR を明示的 に示します。 IVR の定義に「炉停止後の炉心の冷却材からの 露出を防止して炉心の長期にわたる冷却を確保 すること」を加え、LORL と PLOHS に対しても IVR を明記することとします。
	[LORL 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。	このカテゴリ1の状態、設計対策、及び目標(収め どころ)が、それぞれ何なのか分かるように記すべ きでは。特に、考慮すべき設計拡張状態を明示すべ き。 原子炉容器の(微小)漏えいは、設計基準事象なの か、DEC なのか?ガードベッセルは設計基準事象対策 なのか、DEC 対策なのか?	想定する状態について明記します。 SFR では標準的な原子炉容器の設計が明確に定 まっているわけではないのが現状と認識してい ますが、原子炉容器の漏えいは DEC とできるよ うに信頼性確保を求めています。

	[P5 PLOHS 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。	このカテゴリ1の状態、設計対策、及び目標(収め どころ)が、それぞれ何なのか分かるように記すべ きでは。特に、考慮すべき設計拡張状態を明示すべ き。	カテゴリ1としての想定状態は、設計基準を超 える多重故障や設計基準を超える外的事象によ って、崩壊熱除去機能喪失に至りうる状態と考 えます。
DEC-A-4	[P8] 図 達成条件	全体の流れの中での位置づけ・意義が不明	評価上の達成条件を説明する意図で添付してい ます。以下のような説明を加えることを検討し ます。 決定論的評価においては、評価そのものは、最 確ベースを基本とするが、事象想定においては 包絡性を考慮した条件の設定がなされるべき。 その事象設計が物理的に発生しうる最も厳しい 条件であることを示せれば(例えば、ナトリウ ム漏えいを想定する場合に全量漏えいを想定す る)、その条件の評価で判断条件を満足すること で、それ以上の検討は不要とできるが、そうで ない場合は、確率評価を行うことが有効であり (多くの場合がそうだと考えられる)、達成条件 として確率的数値を与えることが考えられる。
DEC-B-1	DEC のガイド(案)全体	<ul> <li>記載の順番を下記にしてはどうか?</li> <li>1. ガイドの目的と適用範囲</li> <li>2. 関連事項</li> <li>3. ガイドライン</li> <li>3.1 考慮すべき設計拡張状態</li> </ul>	現状のガイド案は、SDC ドキュメントの記述を 繰り返すことはしておらず、SDC を設計に展開 する上で、設計を大きく左右する特に重要なポ イントである。DEC や PE について補足的な説明 と個別要求事項等を記載する形となっていま

		(SDC の定義をそのまま引用して III の 3 を追記)	す。このような構成であることから、一読して
		3.2 設計拡張状態対処設備の考え方	主旨を把握することが難しいところもあろうか
		(III.1と2をまとめて記載)	と思いますので、その点については、今後改善
		3.3 設計拡張状態対処設備が満たすべき要件	を図っていくこととします。
			具体的には、安全アプローチ SDG は、現状のス
		候補となる設計拡張状態が何かを先に述べたほうが	コープでいったんまとめておき、系統別 SDG の
		設計拡張状態に対する設計の考え方(展開)を示し	検討を進める中で、系統間で統一的に取り扱う
		やすくなる。(1 章の後半は事象の説明になってい	べき事項(例えば、外的事象の取扱いやナトリ
		る)。	ウム漏えい対策等)も出てくると予想されるの
			で、それらを安全アプローチ SDG にフィードバ
			ックするとともに、SDC の記述も必要な部分は
			取り込んでいくこととしたいと考えています。
			以上のことから、今回は構成の見直しや SDC の
			記述の取入れは行わないこととします。
DEC-B-2	[P1 III]	言葉の定義の問題だが、設計拡張状態は通常の設計	IAEAの定義では、設計拡張状態は、事故状態の
	設計拡張状態の設計への展開	を拡張(逸脱した状態)になるかと思う。それに対	一つとなっており、設計上考慮すべき状態であ
		する設備の設計を単に設計への展開と書くと何の設	り、現状の表現で問題ないと考えます。設計拡
		計なのか?設計拡張状態は?等定義が面倒。設計拡	張状態は、それに個別に対応する設備を新たに
		張状態対処設備等、設計拡張状態に対処する設備は	設けることを厳格に求めているものではないと
		別途名称を定義してはどうか?(規制庁の重大事故	考えています。設計基準事故のための設備もう
		対処設備や仏のHSC(hardened safety core)等)。	まく活用して、本来想定した使用範囲にも対応
			できるようにする、あるいは、事故管理方策で
			機能回復しやすいようにする、ということも含
			めており、設備を増やすことのみではなく、で
			きるだけ合理的に対応すべきと考えています。

			このことから、「設計拡張状態対処設備」等の名
			称を定義することは考えていません。
			以上の主旨が理解できるように、必要な修文を
			検討します。
DEC-B-3	[P1 III.]	この箇所でカテゴリ1と記載するとカテゴリ1は上	DEC-A-1 回答を参照ください。
	設計拡張状態の設計への展開	文の第4層の炉心損傷の防止か、第3層の炉心損傷	
	深層防護の第1層から3層及び「炉心損傷	の防止かわからなくなる。カテゴリ1は設計拡張状	
	の防止」(カテゴリ1)は設計上考慮する事	態の炉心損傷防止の第4層用なら本文は削除しては	
	象に対して一連の防護ラインを形成する。	どうか?	
DEC-B-4	[P1, 2]	「炉心損傷の防止」カテゴリ 1 の説明後カテゴリ 2	カテゴリ1の説明を最初に入れるように修正し
	設計拡張の設計への展開	の記載に変更した。	ます。
DEC-B-5	[P3]	最初に設計拡張状態としてなぜ ATWS と LORL を選ん	ここでは、SDC ですでに説明済みです。
	SFR で考慮すべき設計拡張状態	でいるかを簡単に記載する。	よって、修正は行いません。
DEC-B-6	[P4 SFR で考慮すべき設計拡張状態]	前半部事象の説明は格納容器バイパス発生→燃料溶	炉心の著しい損傷の前段階で発生しうる原子炉
	<u>冷却材バウンダリがクリープ破損し、燃料</u>	融→原子炉容器損傷、炉心溶融。	容器損傷を防止することとしています。その主
	溶融に先行して格納容器を貫通している配	これらの対策が、著しい炉心損傷を防止して格納機	旨を明確にできるように修正します。
	<u> 管からの格納容器バイパス漏えいとなると</u>	能確保とある。	
	ともに、ナトリウムが沸騰して格納容器に	この記載だと、最終的な炉心溶融を防止するが前半	
	厳しい負荷をもたらしつつ、原子炉容器の	部のバイパス、原子炉容器損傷は容認するようにみ	
	<u>破損や炉心溶融に至る。すなわち、放置す</u>	えるので修正したほうがよい(どういった対策イメ	
	<u>れば格納障壁が全て失われるクリフエッジ</u>	ージかつかめない)。	
	となる。これらの事態を回避するために著		
	しい炉心損傷を防止して格納機能確保を図		
	<u>る。このように対策することで、デブリ-</u>		
	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		
	<u>することができる。</u>		
DEC-B-7	[P 4]	PLOHS については、「ATWS は炉停止機能喪失した状態、	無条件で崩壊熱除去機能喪失とすると対策しよ
	PLOHS については崩壊熱除去機能喪失に至	LORL は冷却材が漏えいした状態、PLOHS は崩壊熱除	うがなくなり、ここでの意図とは異なるので、
	りうる状態を想定する。	去機能が喪失した状態とすべき」ではないか?	「設計基準で考慮している崩壊熱除去機能が喪
			失した状態」とします。
DEC-B-8	[P4 ATWS]	設計基準を能動的とは決めていないのでここの記載	GIF においては設計基準を受動的とする設計は
	(ここで「受動的」に限定するのは、設計	は以前の報告書で回答している記載で書かれてはど	実質的に無く、原案のままとします。
	基準に対しては、より応答性が良く実績の	うか?例えば動作の単純性、頑強性から受動的なも	よって「特定ガイド」においては、設計基準は
	ある能動的な機構で対応することを前提と	のとする等ではどうか?	能動的な炉停止系を前提としたガイドとなって
	しているため)	設計基準対処設備に対して多様性、独立性をもち、	います。
		想定される事象に対して頑強なシステムとする。	
DEC-B-9	[P5 共通要因による漏えいの防止]	2 重漏えいを実質的排除するためにはガードベッセ	拝承。ガードベッセルへの検知性要件を追加し
	以上が満足されることに加えて、 <u>検査によ</u>	ルの欠陥等の監視は強調して記載する必要がある。	ます。
	ス機能確認がたさわれば 冬佐レーてけ枚		
	<u>約容器に対するものと同等であり、</u> 漏えい		
	<u> 納容器に対するものと同等であり、</u> 漏えい を想定する必要はないと考える。		
DEC-B-10	小などれないな、米目としては相     納容器に対するものと同等であり、漏えい     を想定する必要はないと考える。     [P6 設計方策が満たすべき要件]	炉停止防止は受動的であることが要件の一つなので	炉停止系については、DEC 対応として受動的で
DEC-B-10	<u>(3)(2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2)</u>	炉停止防止は受動的であることが要件の一つなので この記載はそれを留意して書く必要があるのでは?	炉停止系については、DEC 対応として受動的で あることは、別の部分で求めています。
DEC-B-10	<ul> <li><u>30歳肥աស</u>がなどれびれびは、米目としては福 納容器に対するものと同等であり、漏えい を想定する必要はないと考える。</li> <li>[P6 設計方策が満たすべき要件]</li> <li>静的構造物の場合、機能維持できること。</li> <li>(受動的に機能することが望ましい)</li> </ul>	炉停止防止は受動的であることが要件の一つなので この記載はそれを留意して書く必要があるのでは? この記載の望ましいが妥当と思うが。	炉停止系については、DEC 対応として受動的で あることは、別の部分で求めています。
DEC-B-10 DEC-B-11	<u>3)後胎組ស</u> がなどれびれびは、米目としては福         納容器に対するものと同等であり、漏えい         を想定する必要はないと考える。         [P6 設計方策が満たすべき要件]         静的構造物の場合、機能維持できること。         (受動的に機能することが望ましい)         [P7]	炉停止防止は受動的であることが要件の一つなので この記載はそれを留意して書く必要があるのでは? この記載の望ましいが妥当と思うが。 最初の設計後は設備が設計状態を維持されているこ	炉停止系については、DEC 対応として受動的で あることは、別の部分で求めています。 受動的炉停止機構では何らかの動作確認を行う
DEC-B-10 DEC-B-11		炉停止防止は受動的であることが要件の一つなので この記載はそれを留意して書く必要があるのでは? この記載の望ましいが妥当と思うが。 最初の設計後は設備が設計状態を維持されているこ とだけを試験で確認するだけでは不十分ではない	炉停止系については、DEC 対応として受動的で あることは、別の部分で求めています。 受動的炉停止機構では何らかの動作確認を行う 一方、コアキャッチャー等の静的機器では状態
DEC-B-10 DEC-B-11	<u>31(2)</u> 小はとれびれいは、米目としては福         納容器に対するものと同等であり、漏えい         を想定する必要はないと考える。         [P6 設計方策が満たすべき要件]         静的構造物の場合、機能維持できること。         (受動的に機能することが望ましい)         [P7]         供用期間中の機能確認要求とその方法について	<ul> <li>炉停止防止は受動的であることが要件の一つなので</li> <li>この記載はそれを留意して書く必要があるのでは?</li> <li>この記載の望ましいが妥当と思うが。</li> <li>最初の設計後は設備が設計状態を維持されていることだけを試験で確認するだけでは不十分ではないか?</li> </ul>	<ul> <li>炉停止系については、DEC 対応として受動的であることは、別の部分で求めています。</li> <li>受動的炉停止機構では何らかの動作確認を行う 一方、コアキャッチャー等の静的機器では状態 確認になる、と考えます。ものによって異なる</li> </ul>

DEC-C-1	[P8] 図 達成条件	最終頁の「達成条件」の図が本文中で説明されてい	DEC-A-4の回答を参照ください。
		ない。「-」で記された2つのうちどちらかが示され	
		れば良いという意味か?	

番号	コメント対象箇所(下線部分)	コメントの内容	回答(案)、あるいは、
			「安全アプローチのための安全設計ガイドライ
			ン」レポートへの反映方針(案)
PE-A-1	[P1,タイトル]	「実質的排除すべき状況」は用語として適当か。	用語、考え方、定義を含めて検討を加えたいと
	実質的排除すべき状況についてのガイドラ		考えます。
	イン(案)		WENRA では、軽水炉を対象とした解説が提示さ
			れており、これについては、ある程度コンセン
			サスがあることから、GIF の場では"Practical
			Elimination"を使った議論がなされています。
PE-A-2	[P1, III]	PE にしたい状態(事象)の候補とそうするための設	拝承。
	ガイドライン	計対策例の記述に重点を置いているように見える。	
		重要なのは、PE にできると判断するための方法や基	
		準であろう。①その状態の発生が物理的に不可能、	
		②その状態が high level of confidence をもって極	
		めて発生しがたい、の2点について、どういう条件	
		が満たされればよいかをさらに展開する必要があ	
		る。定性的・定量的に、(決定論的・確率論的に)ど	
		うであれば認められるかを議論すべきではないか。	
		4節「実質的排除の実証の設定に対する原則」が対	
		応するが、SDC の付録そのままであり、これを充実さ	
		せるべき。例えば、PE を主張するためには、LOD: Line	
		of defense をどこまで用意すれば十分とするか等。	
PE-A-3	[P2]	どういう意味か?多重性が機能しなくなるのは、従	 共通要因を指しますが、多重設備それぞれの対

[実効的排除すべき状況についてのガイドライン(案)]に関するもの

	多重の安全対策が機能しなくなる原因とし て、 <u>ごく低頻度であっても多重の安全対策</u> がカバーできる範囲を超えた著しい事象の 発生、所謂想定外の事象の発生が考えられ る。	属要因または共通要因によるとされるが、これ以外 のことを何か含んでいるのか?	応能力を上回る大規模な破損をイメージしてい ます。 表現については、見直しを検討します。
PE-B-1	[P1 III] 実質的排除の設計への展開	枠内後の説明は、「事故」に統一した。	用語の適切さについては議論のあるところと思 います。 「事故」を一般的用語として用いるのであれば それでも良いのかもしれませんが、設計上考慮 する「事故状態」すなわち、設計基準事故か設 計拡張状態のいずれかと混同する可能性もある ので、「状況 (situation)」という違う言葉がし ばしば用いられているのではないかと推測しま す。
PE-B-2	[P1 III] 設計においては、深層防護レベルの第4段 階までの対応を行 <u>い、これを徹底すること</u> <u>で、第5レベルに相当する緊急時サイト外</u> 活動の不要化を目指している。	(修正案) 設計においては、深層防護レベルの第4段階までの 対応を行 <u>う。第4世代 SFR では第4段階までの対応</u> <u>を徹底する。</u> <u>ここで大規模放出となる事象、すなわち、クリフエ</u> <u>ッジが発現する事態を工学的に起こらないようにす</u> <u>るために,格納機能の確保を困難が難しく、不確かさ</u> <u>の大きい著しい炉心損傷の防止と原子炉容器の大規</u> <u>模破損を防止することが極めて有効である。</u>	GIF における第4層までの設計対応と第5層の 関連を述べているものであり、GIFの安全目標、 SDC の記載には沿っています。補足説明を加え ます。 「ここで、。。。」の部分は目標を明確化する観点 で適切であることから、参考とさせていただき まる。 「このような設計では。。。」以下の修文について

		機能が失われて、著しい炉心損傷状態に至	著しい炉心損傷状態に至ることを無条件に想定する	
		ることを無条件に想定することは合理的で	ことは合理的ではなく <u>、</u> クリフエッジ発現の原因と	
		はなく、 <u>設計の特徴に応じて</u> クリフエッジ	なりうる状態 <u>の発生</u> を <u>防止</u> するような設計対策に重	
		発現の原因となりうる状態 <u>を回避</u> するよう	点をおくことが合理的である。「実質的排除」 <u>と</u> は、	
		な設計対策に重点をおくことが合理的であ	このような設計対策の考え方を含む概念である。深	
		る。「実質的排除」は、このような設計対策	層防護の考え方に従って、そのような事態に至りう	
		の考え方を含む概念である。深層防護の考	る頻度を十分低減するとともに、そのような事態を	
		え方に従って、そのような事態に至りうる	回避する設計対策を <u>設ける</u> 。	
		頻度を十分低減するとともに、そのような		
		事態を回避する設計対策を <u>用意</u> する。		
	PE-B-3	[P3]	2章は色々書いてあるが、①~④の結論が前節の項目	いただいた修正案を参考に修文させていただき
		格納容器チャレンジ要因と実質的排除すべ	から抽出されているのがわかりにくいため修正し	ます。
		き状態の候補	te.	
88	PE-B-4	[P4]	SASS か FAIDUS を記述すべきでは?	設計例というよりは設計要求例を記載するセク
		設計対策例	あるいは4 S のような (低出力密度でボイド 0 以下)	ションと考えています。
		① ATWS からの炉心損傷時の厳しい機械的	の金属燃料等	タイトルを「設計要求例」に修正します。
		エネルギー発生及び事故後の崩壊熱除	RVACS 等の追加(←格納系としては少し疑義のある点	
_		去失敗	もあるが、冷却系としては高い冗長性がある。)	
	PE-B-5	全体	外部要因は地震以外除いて記載されている。	ここでは、炉内構造物に関する事項が明示的に
			「ナトリウム冷却炉としての特徴として顕著な事象	示されているので地震だけが取り上げられてい
			ではない地震以外の外部要因は除く」等記載しては	るように見えますが、外的事象はスコープに含
			どうか?	めることとしており、典型的な 1 例として記載
				しています。
				除熱源喪失については、「特定ガイド」の中でそ

			の他の外的事象についても言及されています。
PE-B-6	[P5 ②]	設計基準を超える地震なので判断条件は見直す必要	拝承。燃料が判断基準とはならないことが分か
	ii) 原子炉停止系の応答によって燃料の判	があるのでは?	るように修正します。(炉心損傷防止が要件)
	<u>断基準が満足される範囲に抑制される</u> こ	「。。。。大規模な炉心損傷を生じないようにするため	
	と。	に抑制機能を追加すること。」とする。	
PE-B-7	[P6] ③	設計拡張状態において機能する高い信頼性をもった	メルトスルーを PE とするための要件は、DEC の
		除熱機能を追加する(①自然循環、②動的機器をで	PLOHS にて既に記載されている。本節は PE 事象
		きるだけ少なくするか、冗長性を持たせる。既往除	を整理したものであり、記載としては元のまま
		熱系に対して独立であること。	で適当と考えます。
PE-B-8	[P11]	最終頁の図は削除 理由:UTOP、ULOHSの記載がない。	図は説明に必要です。ULOHS、UTOP についても
	図 1 (3/3) 格納容器破損モード・要因分	ULOHS、UTOPの現象は炉型に依存するところもあるか	言及し、設計によっては厳しくなる事象が変わ
	析	と。たとえば金属燃料はULOFの耐性は大きいが、UTOP	りうることに言及します。RV メルトスルーの損
		にはあまり有効ではない。また、RV メルトスルーの	傷炉心保持冷却設備の熱的、機械的破損は候補
		損傷炉心保持冷却設備の熱的、機械的破損に関して	として考慮しているので、そのように訂正しま
		は候補から除く理由の記載がない。	す。
PE-C-1	[P2]	分かりにくいため修正案を記す。	いただいた修正案を参考に見直します。
	「実質的排除」すべき事故」に関する記載	1項目目の「・」は表1の①③④⑤、2項目目の「・」	
		は表1の①②に対応しているとの理解で文章を修正	
		した。	
		3頁の「格納容器チャレンジ要因」に関する記載につ	
		いて、図1に即した文章となるよう、また、その後	
		に記された「「実質的排除」すべき事象の候補案」(①	
		~⑤)となるべくスムースに繋がるよう、修正案を	
		記した。	

## [反応度問題と除熱問題に関する特定ガイド(案)]に関するもの

番号		コメントの内容	回答(案)、あるいは、
			「安全アプローチのための安全設計ガイドライ
			ン」レポートへの反映方針(案)
特-A-1	[P3]	反応度問題とは何なのか、この節で扱う DEC やシビ	ご指摘のように「反応度問題」は、DEC の章で
	4.1 反応度問題	アアクシデントは結局 ATWS 型に限定されること等、	述べている ATWS を指しますので両者のつなが
		位置づけの説明が必要ではないか。	りがわかるように説明します。
特-A-2	[P3 I]	DBA の設計限界でなくてもよいのか。これらの各プ	ここでの要点は、少なくとも2系統の原子炉停
	原子炉停止系の他の系統は、炉心の反応度	ラント状態に対する設計限界はどこで、どう規定さ	止系を設けること、及び、そのうち少なくとも
	特性や冷却系の機能とあいまって、A00 時	れているのか。	1系統は設計基準事故に対応するための要求を
	に上記系統が作動しない想定に対して DEC		満足することです。
	<u>の設計限界</u> を超えることなく原子炉停止で		その他の系統については、設計基準事故に対応
	きること。		する系統の信頼度に応じて設計することとし、
			その信頼度が十分である場合、その他の系統は
			DEC 対応としても良いこととなります。
特-A-3	[P5, 4.1.1.2 (3) I (a)]	この定義は?制御棒の挿入による停止系はすべて動	「能動的」あるいは「"非"受動的」とすべきか
	炉心の反応度特性や冷却系の機能とあいま	的になるのではないか。	もしれません。用語を確認します。
	って、ATWS(ULOF、UTOP、ULOHS)時に <u>動的</u>		IAEA では外部動力を要せず、重力で落下するも
	<u>原子炉停止系</u> が作動しない想定に対して		のは受動的とする定義です。(IAEA-TECDOC-626,
	DEC の設計限界をこえることなく原子炉停		Appendix A, p.15における Category C)
	止できること。		
特-A-4	[P11, 4.2.1 (3) i (a)]	どういうことを念頭にしているのか。アルゴンガス	例えば、1次系が多少加圧されており、ガード
	漏えいナトリウムが流出することがないよ	系?	ベッセルの上部が解放されている場合には、1
	うな構造にするとともに、 <u>必要な圧力制御</u>		次系の内圧によってガードベッセル内にナトリ
	を行うこと。		ウムが押し出され、ガードベッセルからあふれ

			ることが懸念されるので、そうなることがない
			ように圧力を制御することを想定しています。
特-A-5	[P16, 4.3.2]	チャレンジとメカニズムの違いがいま一つ不明確。	概念を説明している部分であり、これだけでは
	<u>チャレンジ及びメカニズム(チャレンジは</u>		イメージが浮かばない、ということと理解しま
	「安全機能に影響を与える可能性のある状		す。例としては、チャレンジ要因「炉心出力と冷
	<u>態、類似のコンシケンスを有するメカニズ</u>		却の不整合」に対して、その要因を引き起こす
	<u>ムのセット」、メカニズムは「安全機能に影</u>		メカニズムとして「炉心出力の上昇」「原子炉冷
	響を与える可能性のある特定の状態」と定		却材流量の減少」「除熱源の異常」などがありま
	<u>義されている)</u>		す。GIF で ISAM レポート(An Integrated Safety
			Assessment Methodology)で OPT を解説している
			ことから、安全アプローチ SDG としてはこれを
			参考文献とすることで理解を図ります。
特-A-6	[P20] 表 SFRの <u>OPT</u>	用語 OPT?	Objective Provision Tree の用語説明を、GIF
			の ISAM レポートを参照して追加します。
			Objective Provision Tree (OPT) は、原子力 システムの安全に関する包括的概要を視覚的 に示す定性的な手法である。OPT により、安全 に対するチャレンジ要因(例:出力一冷却の 不整合、など)を起こしうるメカニズム(例: 反応度の異常な投入、原子炉冷却材流量の急 激な減少、など)を分析可能である。これに より、安全機能の達成やそれらの相互関係に 寄与する全ての対策を、深層防護の各レベル に対して特定することができる。OPT を通じ て、原子力システムに損傷を与えうる現象の 発生防止、制御又は影響緩和を成功させるた めに重要となる「防護ライン」の実施を確か なものとすることが可能となる。

			The Objective Provision Tree [OPT] is a
			qualitative analytical tool. It provides an
			nuclear system through visual
			understandings. The OPT allows analysis of
			"mechanisms" (e.g. abnormal reactivity
			insertion, a rapid loss of coolant) which
			could cause challenges on safety function (e.g. imbalance between power and
			cooling). The OPT can help identification,
			for each level of the defence-in-depth, of
			all provisions that contribute to the
			achievement of safety functions as well as
			implementation of essential "lines of
			protection", which is a key to ensure
			successful prevention and
			control/mitigation of phenomena that could notentially damage the nuclear system can
			be ensured through the use of OPT.
特-B-1	[P6] 4.1.2以降	シビアアクシデントの各フェーズ毎の記載である	拝承。
		が、各フェーズの説明(適用範囲)が必要。	
特-B-2	[P20 4.1.2.1 (1)]	4.1.2.1 の(1)は、"好ましいもの"は説明がわか	SDC の原文であり、このままとします。
	そのような設計拡張状態の影響緩和にとっ	りにくい。	
	て <u>好ましいもの</u> となるよう設計されなけれ		
	ばならない。		
特-B-3	[P18 4.3.4 DEC]	炉心損傷防止のための DEC と影響緩和のための DEC	コメントの主旨は理解できますが、まとめて記
	4.3.4.1 炉心損傷防止のための DEC	との記載で、DEC に対して炉心損傷防止と炉心損傷	載しても、ご指摘の懸念は解消できないと考え
		時の影響緩和を要求しているための記載のようだ	ますので、構成はこのままとします。
		が、DEC 自体はまとめて記載したほうが良い。4.3.4.2	DEC に対しては防止と緩和、すなわち、カテゴ
		で影響緩和を記載するところで DEC 用の停止機構の	リ1とカテゴリ2の2つを設け、カテゴリ1は
		機能喪失を記載しているが、DEC の想定事象に DEC	シナリオ検討に基づき、カテゴリ2は格納容器

	対象機器の機能喪失まで書くと際限がなくなる。こ	破損防止の観点から設定することは別に述べた
	こでは DEC に対して PREVENTION、MITIGATION を用意	とおりです。
	する。とすれば良く、DEC の想定は、外部事象にお	カテゴリ2は、カテゴリ1までを無視しても機
	いては、設計基準を超えた事象。内部事象は設計基	能すべきというのが考え方なので、そのような
	準対応設備の多重故障の想定と設計基準をこえた起	意味合いが表現できるように修文を検討しま
	因事象想定として例えば…ではどうか。	す。
	判断条件は、いろいろと整理して議論すべき。	維持すべき機能を明確にして、副次的な内容と
	元々は①は炉心損傷防止と格納機能確保が前提なの	区別すべきとのコメントと理解しました。その
	で他は本来なら副次的な要件になるのでは。②格納	方向で修文を検討します。
	機能の確保だけだが、1次バウンダの大規模破損 (メ	
	ルトスルーは防止)でそれ以外は副次的なものかと	
	思う。	
	① 炉心損傷防止は、炉心に対しては炉心冷却形状の	
	維持	
	1 次バウンダリは漏えいの防止と炉心冷却流路の維	
	持。	
	格納容器は、格納機能維持、被ばく量の設定は別途	
	② 炉心損傷の影響緩和策は、	
	炉心に対しては大規模な機械的エネルギーの発生防	
	止(正味1ドル以下)	
	1 次バウンダリは大規模な破損の防止と炉心冷却流	
	路の維持。	
	格納容器の破損防止、被ばく量は別途	

特-B-4	[P3 4.1.1.1 (3)]	A00 と DBA に関する停止系の機能要求に DEC の判断	特−A-2の回答参照ください。
	原子炉停止系の他の系統は、炉心の反応度	条件を記載することに違和感がある。もんじゅ等と	
	特性や冷却系の機能とあいまって、A00 時	同等で十分では?	
	に上記系統が作動しない想定に対して DEC		
	の設計限界を超えることなく原子炉停止で		
	きること。		
特-B-5	[P3 4.1.1.1 (3)]	原子炉停止系に関わる機能、あるいは設計要求なの	本来の整理はそうですが、現状では限定された
	原子炉冷却系は、ポンプ停止時に急激に流	で他の要件はないほうがよい。負の出力係数は他の	項目の中に書き込んでいる関係で、他の炉停止
	<u>量が失われないように流動慣性を有するこ</u>	クライテリア、ポンプの流動慣性は設計要求として	に関する供給も記載しておくこととします。
	<u>と。</u>	は不適。	ポンプの流動慣性も安全に炉停止するための一
			要素と考えます。
特-B-6	[P6, 4.1.1.2 iii (a)]	この記載よりは目次にも書いてある A00 と DBA 用の	後備系の位置づけは主系の信頼度にも依存する
	動的炉停止系不作動時の原子炉状態の監視	原子炉停止系のほうが良い。	と考え原案どおりとします。
	のための手段を設けること。 <u>コールドシャ</u>	長期的炉停止の場合は、コールドシャットダウンに	
	<u>ットダウンへの移行と維持のための手段を</u>	必要な反応度を所定の裕度をもって有すること。移	移行と維持は別系統で保障されるかもしれませ
	<u>備えること。</u>	行と維持のための手段は別系統で保障されるものか	んが、系統構成如何にかかわらず、そのための
		と。下記のパラメータにも移行と維持のための該当	手段を要求しています。
		パラメータは入っていない。移行には冷却も必要	
特-B-7	[P13, 4.2.1 ii (a)]	2 重破損の実質的排除には検査性の記載も必要	DEC-B-9 を参照。
	<u>これらが行われた上で、</u> RV と GV の二重破		
	損の実質的排除を明確にする条件は以下で		
	ある。		
特-C-1	[P3 4.1.1.1 (3) i.(a)]	このような、AOO・BDA 時に主炉停止系の作動に失敗	特-A-2の回答参照ください。
	なお、上記系統が十分に高い信頼性を有す	する事象を DEC 相当とできるかどうかは、そのよう	
	る場合には、適用する設計限界を DEC のも	な設計で当該炉の性能目標(CDF)を満足できるかど	

	のとすることができる。	うかにかかっており、無条件で認められるものでは	
		ないと考える。その点を誤解されないよう、何らか	
		の注意書きを付記しておくべき。(別添ファイルに修	
		正案を記載)	
特-C-2	[P4, 4.4.1.1 ii (a)]	記載として細かすぎるので、この程度の表現ではど	例示として、読者により具体的なイメージがわ
	作動回路にマイクロプロセッサとハードワ	うか。(SFR ではハードワイヤード系を使用せず、マ	くよう記載しました。現状のままとするが、文
	イヤード系を組み合わせることなど。	イクロプロセッサの OS を異なったものとする設計	章全体のバランスを見た上で、ご提案を参考と
		としている)。	させて頂きます。
	<u>原子炉保護系(RPS)の検出パラメータは、実</u>	想定事象や条件によっては、検出パラメータの多様	
	現可能な範囲で2つのシステム間で多様化	化が困難な場合が多々あるので、それに替わる手段	
	<u>すること。</u>	も含めた記載とする方が良い。	
特-C-3	[P9, 4.1.2.3 (3) ii (a) (b)]	炉心損傷時の原子炉カバーガスバウンダリへの荷重	拝承。
	原子炉カバーガスバウンダリを構成する機	として、FCI による荷重の他に、大量に放出される	
	器は、FCI により発生する圧力荷重に対し	発熱を伴う FP ガスによる原子炉カバーガスの温	
	て、格納容器内へのナトリウム噴出を防止	度・圧力の上昇による荷重がある。これへの対策も	
	すること。このために、燃料取扱いのため	重要と考えるので、(a)に、「また、炉心損傷に伴っ	
	の回転プラグを含むプラグ構造のシールの	て原子炉カバーガス中に移行する FP ガス及びその	
	強化等の対策を行うこと	発熱による原子炉カバーガスの温度・圧力の上昇に	
		対する対策を行うこと」との文言を追加し、(b)に「原	
		子炉カバーガスの過圧を防ぐための安全弁等」を追	
		加しておくべき。	
特-C-4	[P11, 4.2.1 (3) i (a)]	LORL については DBA と DEC を併せて記載するスタイ	拝承。
	ナトリウム漏えいが発生した場合の冷温停	ルとなっている。EsL は、基本的に DBA に対して維	
	止状態のナトリウム液位は、ナトリウム循	持するべき設計限界レベルと思われるので、DEC の	

	環を維持するための設計限界レベル(EsL; 非常時ナトリウムレベル)を下回らないことと[P13, 4. 2. 2 (3) ii (a)]例えば、起因事象として1系統故障、長期間運転における静的機器の単一故障を考慮すれば、100%除熱容量の系統を3系統、ま	<ul> <li>ことも考慮し、あえて EsL という用語を記載せず、</li> <li>「設計限界レベル」としておく方が良い。</li> <li>前出コメント S7 との関連。</li> <li>SFR では空気冷却器ダンパの多重化などの設計上の</li> <li>工夫により、A00・DBA に対処するための崩壊熱除去</li> <li>系の除熱容量と系統数を合理化する設計(67%×3系</li> <li>統)としている。設計上の工夫の余地を残すため、</li> </ul>	拝承。
	たは、50%除熱容量の系統を4系統設ける 必要がある	「・・・設ける必要がある」ではなく、「・・・設ける設計 が考えられる」とした方が良い。	
特-C-6	[P13, 4. 2. 2 (3) ii (a)] <u>ナトリウムを内包する容器や配管は、プラント寿命中に想定される破損モードを考慮して、破損しないように設計すること</u>	これは実現不可能と考える。本文言の少し上に、「崩 壊熱除去系は、外部電源喪失と単一故障を考慮して も炉心冷却能力を確保できるように、冗長性を持つ ように設計しなければならない」との記載があり、 「単一故障」として静的機器の単一故障も含まれて いるとすれば、「ナトリウムを内包する容器や配管の 破損」もその中に含まれるので、本文言は削除した 方が良い。	「ナトリウムを内包する容器や配管は、プラン ト寿命中に想定される破損モードを考慮して、 破損しないように設計すること」 は、実現不可能ではなく、設計としては当然の ことなので削除します。 破損しないように設計することと、単一故障を 適用することは別の話と理解しています。
特-C-7	[P15, 4.2.3 (3) iii (a)] 長期の全交流電源喪失時の機能維持のため に、 <u>自然循環能力を有すること</u>	自然循環能力を持たない系統(例:最終ヒートシン クを海水とする系統)でも、必要な信頼性を有する 設計は不可能ではないと考えるので、「推奨される」 という表現の方が良い。	主旨は、DEC カテゴリ2対策のために設置する設備に対して自然循環能力を要求しているのではなく、崩壊熱除去機能の重要な要件として自然循環能力を持つようにすることです。 そう理解できるように修正します。
特-C-8	[P27 4.4 (4)] 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器に	「必要に応じ、容器と配管の高応力部の目視検査と 体積検査が行えること」、「RV と GV の 2 重破損を実	DEC-B-9の回答参照ください。

	<u>対して連続漏えい監視が行えること</u>	質的排除する場合には、GVの健全性を確認するため	
		の検査(例:漏えい率検査)を行うこと」を追加す	
		べき。後者は、「RV と GV は十分に高い信頼度を持つ	
		ように、設計・製造・設置・維持・検査されること」	
		という11頁の記載との対応である。	
特-C-9	[P27 4.4 (6)]	DEC に対する崩壊熱除去としては、強制循環系とし	拝承。
		て設計することもあり得る(上記⑤参照)ので、自	
		然循環能力の確認に係る試験・検査の記載だけでな	
		く、強制循環系として設計した場合の試験・検査(動	
		的機器の起動試験など)についても記載した方が良	
		۷۰ <sub>۵</sub>	
		なお、「試験・検査」は「機能試験」で、「実証」は	
		「性能試験」という記載に統一する方が良い。	
特-C-10	[P27 4.5]	SFR の自然循環能力は、縮尺試験の結果と解析を活	拝承。
	DBA に対応する設備の機能については、実	用したスケール試験などにより検証する計画で、実	
	機のモックアップを製作して試験を行うな	機と同スケールの試験は必ずしも必要ではないと考	
	ど直接的た対応が比較的容易である。	える。「実機のモックアップ」が「実機と同スケール	
		の試験装置」と誤解されないよう、「・・・実機を模擬	
		したモデル試験を行うなど直接的な対応が比較的容	
		易・・・」とする方が良い。	
特-C-11	[P27 4.5]	「実証」に関する要件だが、AOO・DBA に対応する設	拝承。
		備については、「実機を模擬したモデル試験」や「実	
		機による性能試験」、DEC に対応する設備については、	
		「検証された数値シミュレーションによる評価」が	
		基本になると思うので、その点を最初に明記しては	
		どうか。	
			1

番号		コメントの内容	回答(案)、あるいは、
			「安全アプローチのための安全設計ガイドライ
			ン」レポートへの反映方針(案)
炉-A-1	[P1, 5.1.1.1]	削除すべき。通常運転時ボイドが発生していない SFR	ボイドが生じた場合の摂動であり、概念として
	高速炉の炉心反応度は全体として、ドップ	では、係数の概念は存在しない。	存在します。また、燃料・被覆管の溶融移動に
	ラー係数、燃料被覆管温度係数、燃料温度	燃料の溶融移動、被覆管の溶融移動による反応度変	対しても、炉心が健全な状態に対し、燃料のみ・
	係数及びボイド反応度係数が主要な因子で	化と同様、係数の概念は入ってこない。	被覆管のみが移動した摂動に対する係数である
	あり、		ことから、当該概念は存在します。本節におけ
			る説明としては、
			(1)通常運転状態~DBA,ボイドを生じていな
			い DEC 状態での反応度、
			(2) 冷却材沸騰や炉心損傷が発生した DEC で
			の反応度、 を分けて説明することとします。
炉-A-2	[P5, 5.1.1]	意味が理解しがたい。抑制し続けるとは?出力安定	「炉心における固有の出力安全特性」と「原子
	炉心制御の観点からは、通常運転状態、	性能とは?いわゆる自己制御性のことか。これらの	炉停止系による反応度抑制」を意図した文章で
	運転時の異常な過渡変化、設計基準事故、	性能は原子炉停止系ではなく炉心特性に要求される	あったことから、誤解を生じないよう文章を修
	及び炉心損傷を伴わない設計拡張状態に	のでは。	正しました。
	おいて、「過度の反応度投入」を防止し、		修正案:「炉心制御の観点からは、通常運転状態、
	かつ <u>抑制し続ける固有の出力安定性能が</u>		運転時の異常な過渡変化、DBA、及び炉心損傷を
	<u>原子炉停止系には要求される</u> 。		伴わない DEC において、炉心においては固有の
			出力安定特性と、原子炉停止系においては「過
			度の反応度投入」を防止しかつ「未臨界に維持」
			する能力が要求される。」

# [ナトリウム冷却高速炉の炉心反応度特性(案)]に関するもの

炉-A-3	[P2, 5.1.1]	これに関連し、1次系の負圧防止はどこかで規定し	現状では記載されておりませんが、ガス進入量
	<u>ガス侵入を防止</u> あるいはその量を制限する	ているか?	の抑制や緩和対策などについて、冷却材系 SDG
	ことにより、安全性が確保される。		において反映を図ってゆく予定です。
炉-A-4	[P4, BN-800の場合]	どういう意味合いか。SFR にも当てはまる議論なの	BN-800 はその反応度特性から、ULOF の初期過程
	これは主に、 <u>冷却材が沸騰した場合の事</u>	カッ?	において沸点近傍での事象推移の時間が長くな
	<u>故進展の不確かさが大きく</u> 、CDA に至る		ることから、炉心内での分布を熱核的に評価す
	事象シーケンスの可能性が残ること、更		ることが難しいことが背景としてあります。そ
	にその事象進展における炉心溶融(被覆		の結果として IAEA TECDOC おける事象推移評価
	管溶融/移動、燃料溶融/再配置)は再臨界		の比較でも、各国による評価の結果の幅があり、
	をもたらしうる、という技術的判断によ		また同一評価者でも特性パラメータ幅により事
	るものである。		象推移が異なってくることが述べられていま
			す。これが「(BN-800 で) 冷却材が沸騰した場
			合の事故進展の不確かさが大きい」の意味です。
			一方、ULOFの初期過程~遷移過程における事象
			進展が CABRI 試験などを通じて確認されてお
			り、BN-800 における議論が SFR 全般において当
			てはまるものではありません。
炉-A-5	[P8, 5.1.4-4]	即ち、non-energetics を確保できる範囲までという	炉心反応度特性への制限は、5.1.4 の 2. にてま
	注:バランスのとれた安全性の考え方とは、	こと?	とめています。この「注」は重複となることか
	当該の炉心設計に対して <u>許容できる大きさに</u>		ら削除いたしました。
	<u>まで</u> ナトリウムボイド反応度を減少させるこ		
	とを求めることである。		
炉-B-1	[P1 タイトル]	5.1 がナトリウム高速炉の反応度特性となっている。	ここでは、主として炉心損傷時のボイド反応度
	安全設計クライテリアの技術的ポイントの	このタイトルだと、まずは出力係数が負であること	について論じているので、ご指摘の主旨にそっ

	明確化及び定量化	や、燃料による特性の違いや燃焼度の影響、遅発中 性子割合、最大反応度体系にない等も論ずべき点は 多々あるのでは。しかしここでは炉心損傷、ULOF 事 象しか述べていない。タイトルを限定して記載すべ き。	て見直すこととします。
炉-B-2	[P1] 表 7	構造物の径方向膨張は支持板膨張か?	構造物の径方向膨張は支持板膨張である旨、注 記を入れています。
		被覆管(膨張/収縮(移動では移動個所に応じて反 応度挿入は異ならないか?))、一般的な形状係数、 密度係数あるいは各物性の温度係数等に直したほう がよいのでは?	本表では、炉心損傷しない条件での各種反応度 係数、炉心損傷後の冷却材相変化や物質移動に 伴う反応度の正負の変化の傾向を大まかに示す ものです。その主旨がわかるように説明を追
炉-B-3	[P1, 5.1.1] 炉心制御の観点からは、通常運転状態、 運転時の異常な過渡変化、設計基準事故、 及び炉心損傷を伴わない設計拡張状態に おいて、「過度の反応度投入」を防止し、 かつ抑制し続ける固有の出力安定性能が 原子炉停止系には要求される。	原子炉停止系の果たすべき機能は原子炉の停止なの で「・・抑制し続ける固有の出力安定性能」は修正 する。	加・修正します。 「炉-A-2」への対応を参照。
炉-B-4	[P2]5.1.1.1 一方、ガス気泡が短時間で炉心内に侵入す る状況が生じた場合、瞬時的な過渡現象を もたらす可能性がある。これはナトリウム	タイトルを変更すれば不要。こういったマイナーな 記載も必要であればその他さまざまな反応度要因に ついて言及必要。幾何形状変化、軸方向相対変位等	「炉-B-1」への対応を参照。

	の温度変化に伴う事故(反応度に関する事		
	象又は除熱失敗事象等)とはその事象変化		
	及び事象影響は大きく異なり、ガス侵入を		
	防止あるいはその量を制限することによ		
	り安全性が確保される。当該事象の安全		
	「「「「「「「「「「「」」」」」、「「」」、「」」、「」」、「」」、「」、「」、		
	のび伝執変化を考慮する必要がある		
/ī-B-5	[D2 5.1.2]	全屋燃料や空化物燃料では堆相が相当思わるので輸	全屋燃料伝心についてけ CIF の場において
N D J	[12, 3.1.2]	並属旅行工業に初旅行ては依伯が伯当美なるので飯	金属怒科が心については、GIF の物にわいて、 他国による現象な二に CIE CDC レポート。の
	次に手りるエ/ビロ近防/貝の小イト反応		他国による捉柔を几に GIF SDG レホート・、の
	度保数を有りるいくうかの <u>酸化物燃料の</u>		
	SFRの炉心型式におけるシビアアクシテ		
	レト、特に ULOF(流量減少時炉停止機		
	能全喪失)に対する安全評価をケースス		
	タディとして参照する。		
炉-B-6	[P2, 5.1.2]	これは説明不足で誤解される。5、6ドルでは、ボ	起因過程での出力上昇を駆動する反応度はボイ
	被覆管移動も正の反応度効果を有するた	イドは炉心損傷の主要要因になるはず。被覆管移動	ド反応度であり、即発臨界防止のために過度に
	め、ATWS(スクラム失敗を伴う運転時の異	についても影響はあると思うが限定的ではないか。	大きなボイド反応度を制限すべき点はそのとお
	常な過渡変化事象)は、シビアアクシデン	また、0ボイドにしても酸化物燃料の場合はいずれ	りなので、そのように修正します。
	<u>ト、特に CDA (炉心崩壊事故) を生ずる要</u>	極低出力でも炉心損傷するのでボイド低下の利得は	一方、その後の遷移過程においては、被覆管な
	因となる。一方、冷却材ボイドの過渡挙動	限定的だが、炉心損傷要因が変わるので影響及び寄	どの構造材スチールと燃料の移動反応度に支配
	全体に対する寄与は小さく、これが0もし	与は大きいといえる。	され、これら現象の不確かさ及び感度が大きい
	くは負となった場合でも、シビアアクシデ		ので、事象推移全体として見たときに、ボイド
	<u>ントに対する安全評価としての利得は限定</u>		反応度だけでは決まらないということと理解し
	的である。		ております。
炉-B-7	[P7, 5.1.4-2(a)]	出力反応度係数と炉停止機能に反応度投入の防止機	
	これらは、 <u>過度の反応度投入を防止し</u> 、 かつ裕度を持った十分な炉停止機能によ り達成される。	能はない。反応度投入の防止は反応度制御系やその 他で対応する。	
-------	---	---	--
炉-B-8	[P7, 5.1.4-2(b)] 格納バウンダリ破損、及び/又は公衆の被 ばく)をもたらさない <u>炉心反応度特性</u> で あること。	炉心反応度特性だけでそれを要求するには無理があ るのでは?たとえば燃料分散も炉心幾何形状に依存 する。	本項 2(b)は、炉心反応度特性に着目した記述 で、それ以外の要素が無関係、ということを述 べてはいません。その意図が明確になるよう、 2.の冒頭で、 「2. 炉心の <u>反応度特性</u> は、安全性確保のため は、次に挙げる条件を満たすべきである。」 と下線部を追加しました。
炉-B-9	[P7, 5.1.4]	4章は、ボイドを0又は負にすることの意味がない ことにかなりこだわった内容に読めるが、起因過程 では、即発臨界防止にボイドの制限が有効であるこ とに関しての記述の必要はないか?	ご指摘のように炉心損傷の過程によって支配的 となる反応度効果が異なるので、その点が理解 できるように修正します。 起因過程においては、ボイド反応度を適度に抑 制することが即発臨界回避のために必要となる 点を明記します。
	[P7, 5.1.4] 炉心構造(燃料、燃料集合体、炉心支持構 造)に関するクライテリアに示される通り、 炉心損傷を伴う状態の下で、著しい機械的 エネルギー放出をもたらしうる <u>再臨界</u> の防 止。	また炉心損傷で正味 1\$以下というのを炉心反応度 として設計するのは無理と思うが、最後の結論だと 誤解を生むのでは。 炉心構造(燃料、燃料集合体、炉心支持構造)に関 するクライテリアに示される通り、炉心損傷を伴う 状態の下で、著しい機械的エネルギー放出をもたら しうる <u>即発臨界超過</u> の防止の <u>ため全炉心反応度変化</u> の総和を1\$未満とする。	炉心損傷時に正味1ドルを超えないことは、直 接的に炉心の設計条件を与える(例:炉心サイ ズや出力に対する上限値を一意に決める)もの ではありせんが、過渡解析・CDA 評価を通じて 炉心の有する核的・熱的・構造的特性を制約す るものとなります。第4世代炉の安全目標達成 のため、「炉心損傷時に正味1ドルを超えないこ と」を達成することを SDG 要件としています。

炉-B-10	(同上)	またこの記載は酸化物燃料用であると思うが、金属 燃料の場合はボイド低減で炉心損傷防止可能なので 記載に留意すべき。	金属燃料と酸化物燃料で特性の違いはあります が、金属燃料を用いボイド反応度低減すること で、無条件に炉心損傷が防止可能とは認識して おりません。酸化物燃料でも一定の条件のもと (小型炉であること等)では炉心損傷防止可能 です。「一定の条件のもと」との制約がつくのは 金属燃料でも同様と認識しています。
炉-B-11	<ul> <li>[P8, 5.1.4]</li> <li>CDA の過渡挙動全体(初期段階~収束</li> <li>段階)への寄与は限定的であるため、<u>安</u></li> <li><u>全解析における</u>実質的な利得を期待する</li> <li>ことは難しい。</li> </ul>	これは違うのでは?	初期過程の「後」の遷移過程~終息までの状況 を意図しています。ご指摘の通りであり、修正 しました。
炉-B-12	<ul> <li>[P8, 5.1.4-4]</li> <li>注:バランスのとれた安全性の考え方とは、</li> <li>当該の炉心設計に対して許容できる大きさ</li> <li>にまでナトリウムボイド反応度を減少させることである。</li> </ul>	ボイド反応度低減は単独では不十分です、というこ とかと思う。ボイドを無理に下げて別の非安全要因 がでる場合はバランスを欠いた設計だと思うが、そ こまで解説していない。	当然ながらボイド反応度「のみ」での対応では ありません。対応は、「炉-A-5」への対応を参照。
炉-B-13	<ul> <li>[P8, 5.1.4-5]</li> <li>(a) <u>SDC クライテリアは、通常運転状態、</u> 運転時の異常な過渡変化、設計基準事 故における炉心反応度特性(ボイド反 応度を含む)に対して適用される。</li> </ul>	A の解説をする場合は設計拡張状態についての説明 と同等程度事象の説明が必要。低温ナトリウム流入 や局所事故、地震、ポンプ瞬停など。	5.は、SDC レポートにおけるクライテリアの内 容を説明したものであることがわかるように修 正をしました。

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
米国	SMFR	$\overline{O}$
	ALMR	8
	CRBRP	9
イギリス	CDFR	10
	PFR	(1)
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
	PGSFR	21)
欧州	EFR	22

表 13 各国のナトリウム冷却高速炉の概要

①日本:JSFR			
Secondary pump Reactor Vessel	Integrated pump-IHX		
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	MOX(含む MA)	MOX(含む MA)	
サイクル長さ	26ヶ月、4 バッチ	18ヶ月、6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°C	550/395°C	
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°C	520/335°C	
2 次冷却材流量	7511kg/s/loop	3750 kg/s/loop	
SG 型式	直管2重伝熱管	直間密着防護伝熱管	
蒸気温度/圧力	497°C / 19.2MPa	497°C/19.2MPa	
運転実績等	概念設	計段階	

 International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA TECDOC 1531, IAEA, Vienna, (2007).

 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.

・ 近藤 悟, "総合報告 高速増殖原型炉「もんじゅ」の現状と 実用化への役割", 高速増殖炉サイ クル実用化研究開発 FaCT セミナー 〜国家基幹技術としての開発〜, 2007 年 11 月 30 日 独立行 政法人日本原子力研究開発機構



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 ケ月	
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	520 / 207°C	
ク゛)	3297 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	法停止中

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, (2007).

③フランス:ASTRID 第4世代原型炉				
プラント概念図	プラント概念図			
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		
型式	タンク型	で未決		
ループ数	4			
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	ヘリカルコイル型			
蒸気温度/圧力	-			

運転実績等

 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

概念検討段階/2017年建設判断

• 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

 Manuel SAEZ, Jean-Charles ROBIN, Bernard RIOU, Alexandre VILLEDIEU, Dominique DEPREST, Gérard PRELE, "Status of ASTRID nuclear island pre-conceptual design" International Conference on FAST REACTORS AND RELATED FUEL CYCLES:Safe Technologies and Sustainable Scenarios FR13, 4-7 March.2013, No.127.

" Status of the ASTRID project" IAEA-GIF Technical meeting Workshop on Safety of SFR, June 23-24, 2015

https://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meetings/2015/2015-06-23-06-24-NPTDS/2-1-2-ASTRID-Roadmap.pdf
International Atomic Energy Agency, IAEA-CN-199, PHILIPPE ALPHONSE et al "Status of ASTRID architecture and pre-conceptual design", Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Proceedings of an International Conference held in Paris, France, 4–7 March 2013 (2 volumes), IAEA, Vienna, (2015).



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 ケ月	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°C	
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°C	
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 - 199	8 年閉鎖

出典

 International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA TECDOC 1531, IAEA, Vienna, (2007).



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	
<ol> <li>次冷却材温度(ホットレグ/コールドレ グ)</li> </ol>	544/397°C	
1 次冷却材流量	4925kg/s/loop	
<ol> <li>2次冷却材温度(ホットレグ/コールドレ グ)</li> </ol>	525/345°C	
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, (2007).



• International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA TECDOC 1531, IAEA, Vienna, (2007).



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°C	
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	407 6/242°C	
ク゛)	497:0/342 C	
2次冷却材流量	314kg/s/loop	
発電システム	超臨界 CO2 ブレイトンサイクル	
CO2 温度/CO2 圧力/CO2 流量	479°C / 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, July1, 2005.

• "Experimental Facilities for Sodium Fast Reactor Safety Studies", OECD/NEA (2011), Experimental Facilities for Sodium Fast Reactor Safety Studies https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2010/csni-r2010-12.pdf



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
型式	タンク型	同一サイトに立地
ループ数	1	
燃料	U-Pu-Zr Metal (PuO2-UO2 backup)	
サイクル長さ	19.5 ヶ月	
1 次冷却材	ナトリウム	
<ol> <li>次冷却材温度(ホットレグ/コールドレ グ)</li> </ol>	498/358°C	
1 次冷却材流量	4762kg/s/loop	
<ol> <li>2次冷却材温度(ホットレグ/コールドレ グ)</li> </ol>	477/324°C	
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, (2007). ③米国:CRBRP 原型炉プラント概念図Clinch River Breeder Reactor Plant (CRBRP)「「「「「「」」」」」」」」」」」」」」」「「」」」」」」」」」」」」「」」」」」」」」「」」」」」」」「」」」」」」「」」」」」」「」」」」」「」」」」」「」」」」」「」」」」」「」」」」」「」」」」」「」」」」」「」」」」「」」」」「」」」」「」」」」「」」」」「」」」」「」」」」「」」「」」<tr/<td>「」」「」」<t

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°C	
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°C	
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
- Sodium Fast Reactor Safety #2 DOE/HQ October 31, 2007 NRC/White Flint November 1, 2007 (Rev. 1, October, 2008) Presented by: Jim Cahalan

http://citeseerx.ist.psu.edu/viewdoc/download?rep=rep1&type=pdf&doi=10.1.1.216.5475



 International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA TECDOC 1531, IAEA, Vienna, (2007).



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	
<ol> <li>1 次冷却材温度(ホットレグ/コールドレ グ)</li> </ol>	560/399°C	
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°C	
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	1年閉鎖

出典

 International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA TECDOC 1531, IAEA, Vienna, (2007).



• International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA TECDOC 1531, IAEA, Vienna, (2007).



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



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	UO2	
サイクル長さ	2.5 ケ月	
1 次冷却材	ナトリウム	
<ol> <li>次冷却材温度(ホットレグ/コールドレ グ)</li> </ol>	530/360°C	
1 次冷却材流量	200kg/s/loop	
2 次冷却材温度(ホットレグ/コールドレ グ)	495/310°C	
2 次冷却材流量	137kg/s/loop	
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, (2007).

## プラント概念図



⑮□シア: BN-1200

実用規模

諸元				
項目	仕様	備考		
熱出力/電気出力	2800MWt/1220MWe			
型式	タンク型			
ループ数	4			
燃料	窒化物燃料	(MOX back up)		
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	550/410°C			
ク゛)	550/410 C			
1 次冷却材流量	-			
2 次冷却材温度(ホットレグ/コールドレ	507/255°C			
ク゛)	327/333 C			
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°C / 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

Yu.S. Khomyakov, V.I. Matveev, A.V. Moiseev, "Development of physical conceptions of fast reactors" International Conference on FAST REACTORS AND RELATED FUEL CYCLES:Safe Technologies and Sustainable Scenarios FR13, 4-7 March.2013, No.50

B.A. Vasilyev, S.F. Shepelev, M.R. Ashirmetov, V.M. Poplavsky, "BN-1200 reactor power unit design development" International Conference on FAST REACTORS AND RELATED FUEL CYCLES:Safe Technologies and Sustainable Scenarios FR13, 4-7 March.2013, No.375



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 ケ月	
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°C	
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°C	
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 年初	臨界

#### 出典

 International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA TECDOC 1531, IAEA, Vienna, (2007).



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		
ク゛)	-	
1 次冷却材流量	-	
2 次冷却材温度(ホットレグ/コールドレ		
ク゛)	-	
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



· International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA TECDOC 1531, IAEA, Vienna, (2007).

• 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

 P.Chellapandi, Prabhat Kumar, "Assessment of Safety Criteria of Indian SFR with respect to International Scenarios" Fourth Joint IAEA-GIF Technical Meeting / Workshop on Safety of Sodium Cooled Fast Reactors, IAEA HQ Vienna, 10-11 June 2014



 "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



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	520/286°C	
ク゛)	550/380 C	
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	511/240°C	
ク゛)	511/540 C	
2次冷却材流量	902kg/s/loop	
SG 型式	-	
蒸気温度/圧力	483°C / 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, (2007).

	②韓国:PGSFR	
プラント概念		<image/>
商元 百日	仕塔	借去
	山尔 202 6 MWt /150 MWa	加巧
刑式	392.0 MW(/150 MWC タンク 刑	
	2	
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	545/390°C	
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/2012 年より 100~20	0MWeの原型炉を検討

 International Atomic Energy Agency, YEONG-IL KIM et al "Status of SFR Development in Korea", Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Proceedings of an International Conference held in Paris, France, 4–7 March 2013



 International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA TECDOC 1531, IAEA, Vienna, (2007).

A 14 台国のノトリリム印刷同座所の女主政計の限安 所心悟成	表 14	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	フランス	米国	韓国	ロシア	インド	中国
<section-header></section-header>	概念図 (ASTRID) 「「Dummy SA 19 Bib Net core fiel SAs 19 Bib SAs 29 BBD SAs 21 Bib Inset core fiel SAs 19 Bib SAs 21 Bib Sas 21 DicsM-IT SAs 21	概念図(SMFR)	概念図 (PGSFR)	概念 (BN-1200)	概念(PFBR)	概念 (CEFR)
<ul> <li>説明 (JSFR)</li> <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>	<ul> <li>説明 (ASTRID)</li> <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>	<ul> <li>説明 (SMFR)</li> <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 ていろ)</li> </ul>	<u>説明 (PGSFR)</u> ・炉心形式:金属燃料 (U-Zr)、 均質2領域炉心(推定)	<ul> <li>説明 (BN-1200)</li> <li>・反応度制御の考え方</li> <li>ゼロボイド炉心を検討中、温度</li> <li>感知要素を用いた受動的な制</li> <li>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</li> <li>を採用(炉停止系参照)</li> </ul>	<ul> <li>説明(FBR-1&amp;2)</li> <li>・ 炉心形式:金属燃料、MOX 燃料。均質炉心、軸方向非均質 炉心、径方向非均質炉心について検討している。</li> </ul>	<u>説明(CEFR)</u> ・炉心形式:酸化物ウラン燃料 (U02)、均質3領域炉心
<ul> <li>参考文献</li> <li>S. Kubo, "A Safety design approach for sodiumcooled 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>	<ul> <li>永安文献</li> <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> <li>" Status of the ASTRID project" IAEA-GIF Technical meeting Workshop on Safety of SFR, June 23-24, 2015 https://www.iaea.org/NuclearPower/ Downloadable/Meetings/2015/2015-06 -23-06-24-NPTDS/2-1-2-ASTRID-Roadm ap.pdf</li> <li>" Status of the ASTRID project" IAEA-GIF Technical meeting Workshop on Safety of SFR, June 23-24, 2015</li> </ul>	参考文献 • Small Modular Fast Reactor Design Description, ANL-SMFR-1, July1, 2005.	<ul> <li>参考文献</li> <li>International Atomic Energy Agency, YEONG-IL KIM et al "Status of SFR Development in the Republic of Korea", Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Proceedings of an International Conference held in Paris, France, 4-7 March 2013 (2 volumes), IAEA, Vienna, (2015) 141-158.</li> </ul>	参考文献 • International Atomic Energy Agency, V. M. POPLASKY et al "Core design and fuel cycle of advanced fast reactor with sodium coolant", Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09) Proceedings of an International Conference held in Kyoto, Japan, 7-11 December 2009, IAEA, Vienna, (2012).	<ul> <li>参考文献</li> <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 Deaign of Prototype Fast Breeder Reactor", Proc. of ICAPP '04. Jun. 13-17, 2004. Pittsburgh, PA USA, Paper 4113 (ANS)</li> <li>Dr. P. Chellapandi: "Status of FBR-1&amp;2" Fifth Joint IAEA-GIF Technical Meeting / Workshop on Safety of Sodium Cooled Fast Reactors, 23-24 June 2015, Vienna</li> </ul>	<ul> <li>参考文献</li> <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, XU MI "Fast Reactor Development for a Sustainable Nuclear Energy Supply in China", Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09) Proceedings of an International Conference held in Kyoto, Japan, 7-11 December 2009, IAEA, Vienna, (2012) 77-86.</li> </ul>

表 15 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	フランス	米国	韓国	ロシア	インド	中国
日本 概念図 (JSFR) Magnetic path ore ore ore ore ore ore ore ore	フランス 概念図 (ASTRID)	米国 概念図 (ALMR)	韓国 概念図 (PGSFR)	ロシア 概念図 (BN-1200) Refuelling Decoupling Power Life Coupling Operation actuation	インド 概念図 (CFBR)	中国 概念図
<ul> <li>説明 (JSFR)</li> <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</li> </ul>	<ul> <li>説明 (ASTRID)</li> <li>・受動的な炉停止系として、流体圧浮遊式、キュリー点切離 機構を検討している。</li> </ul>	説明 (ALMR)・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。・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。・原子炉停止系は能動系 1 系統+USS 1 系統+GEM で構成	説明 (PGSFR)           ・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。           ・原子炉停止系は2系統。能動系6系統+受動系3系統を備える検討をしている。	<ul> <li>説明 (BN-1600/BN-800)</li> <li>・受動的な炉停止系として液体 E保持方式の開発(ロシアで の呼称:HSR:Hydraulically suspended shutdown rods) 当初 BN-800 向けに開発され ていた。BN-1200 では採用し ている。</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>	説明(CFBR)         ・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、溶融点方式 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。         ・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)         ・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	<ul> <li>説明 (CEFR)</li> <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>
える。 参考文献 ・H. Yamano et al., "Safety Design and Evaluation in a Large-Scale Japan Sodium-Cooled Fast Reactor" Science and Technology of Nuclear Installations, Vol. 2012 (2012), Article ID 614973, 14 pages	<ul> <li>参考文献</li> <li> <ul> <li></li></ul></li></ul>	参考文献         • International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA TECDOC 1531, IAEA, Vienna, (2007).         • "Preapplication Safety Evaluation Report for the Power Reactor Innovative Small Module (PRISM)" Liquid-Metal Reactor, NUREG-1368, 1994.	<ul> <li>多考文献</li> <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> <li>Tae-Ho Lee : "Fundamental Approach to Safety Design of Prototype Gen-IV SFR" 5th Joint IAEA-GIF TM/WS on Safety of SFR, IAEA, Vienna, June 23-24, 2015</li> </ul>	<ul> <li>シ書文文献</li> <li>International Atomic Energy Agency, Yu.K. ALEXANDROV et al. "Main Features of the BN-800 Passive Shutdown Rods", Absorber materials, control rods and designs of shutdown systems for advanced liquid metal fast reactors Proceedings of a Technical Committee meeting held in Obninsk, Russian Federation, 3-7 July 1995, IAEA TECDOC 884, IAEA, Vienna, (1996).</li> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006</li> <li>Boris A. Vasilyev, Sergey F. Shepelev, Igor A. Bylov, Vladimir M. Poplavskiy, Iurii M. Ashurko, "Requirements and approaches to BN-1200 safety provision" 4th Joint IAEA-GIF Technical Meeting/Workshop on Safety of Sodium-Cooled Fast Reactors, IAEA HQ, Vienna, Austria, 10-11 June 2014</li> </ul>	<ul> <li>参考文献</li> <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>	参考文献 • International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna, 2006

表 16 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(炉心損傷対策)

日本	フランス	米国	韓国	ロシア	インド	中国
概念図 (JSFR)	概念図 (ASTRID)	概念図 (SMFR)	概念図 (PGSFR)	概念図 (BN-1200)	概念図 (CFBR)	概念図 (CEFR)
					<ul> <li>The integrity of the CC for post accident heat removal phase is also assessed</li> <li>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</li> </ul>	
<u> 説明 (JSFR)</u> ・ 「「	<u>説明 (ASTRID)</u> ・ASTRID では 仮密架内コアキ	<u>説明(SMFR/ALMR)</u> ・現サ SMFR にはってキャッチ	<u>説明 (PGSFR)</u> ・PCSEP ではっアキャッチャー	<u> 説明 (BN-1200)</u> ・ 実証何 BN-800 (建設中) 実	<u>説明(CFBR/PFBR)</u> ・CFBR(次期后)/PFBR(建設	<u>説明(CEFR)</u> ・CEFR け何内っアキャッチャー
し、燃料デブリを保持する設	ャッチャーを導入する。	*一は設けられていない。	を設置しない。	「実証が BN 800 (建設干)、実 用炉 BN-1200 ともに、炉容器	中)いずれにおいても、炉容	を設置している
計としている。冷却は崩壊熱				内にコアキャッチャーを設	器内コアキャッチャーを設	
除去系で行う。		以下 ALMR		置している。	置して、燃料デブリを保持す	
		<ul> <li>ALMR の許認可の過程で</li> </ul>			る設計としている。	
		Bethe-Tait 型事故の影響評				
		価を規制側から要求され、評			・CDA 時の機械的エネルギー放	
		価を追加した。			出に対して、PFBR では反応度	
		・溶融状態の金属燃料を炉構造			投入率が約65\$/s時に100MJ	
		下部で保持するシナリオを			発生すると評価。100MJ にお	
		提示した模様。			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	
					ブ試験等を基に 1200MJ まで	
					耐えりると評価/。 われ、 宇欧の 川のF 時の日内	
					なわ、天际の ULUF 时の反応	
	参考文献		参考文献		。 ┃ 参考文献	
• Shoji KOTAKE "Substantiation	• " Status of the ASTRID	• Small Modular Fast Reactor Design	•Tae-Ho Lee: "Fundamental Approach	• International Atomic Energy Agency, V.M.	P. Chellapandi, 'Studies Towards Safety Related	• D. Zhang, "SFR technology
Safety Approaches & Safety	project" IAEA-GIF	Description,	to Safety Design of Prototype	POPLASKY et al "Advanced sodium fast reactor	to Sodium in India" Second Joint GIF-IAEA/INPRO	development and FR strategy of China" 43rd Meeting of the Technical
Design Goals of JSFR*"	Technical meeting	ANL-SMFR-1, July1, 2005	Gen-IV SFR 5th Joint IAEA-GIF	unit concept", Fast Reactors and Related Fuel	Consultancy Meeting on Safety Aspects of SFRs	Working Group on Fast Reactors
IAEA-GIF Joint Workshop on	Workshop on Safety	Evaluation Report for the Power	Vienna, June 23-24, 2015.	vycles: Challenges and Opportunities (FRO9) Proceedings of an International Conference held	<ul> <li>HARA, VIETIRA, JUTH NOV-IST DEC 2011</li> <li>P. Chellapandi, "R&amp;D Towards Safety Features of</li> </ul>	(TWG-FR), 17-21 May 2010. • S. Monti, "TAFA Programme on Fast
Safety Aspects of SFR,	of SFR, June 23-24, 2015	Reactor Innovative Small Module		in Kyoto, Japan, 7–11 December 2009, IAEA,	Future SFRs in India" Second Joint GIF-IAEA/	Reactors Technology" Workshop on
Vienna, Autriche, 23-25		(PRISM) Liquid-Metal Reactor,		Vienna, (2012)	INPRO Consultancy Meeting on Safety Aspects of	Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors for Near Torm
June 2010		NUREG-1368, 1994.		• A Review of the Core Catcher Design in LMR,	SFRs IAEA, Nov. 30-Dec. 1st 2011, Vienna	Deployment, IAEA FQ, Vienna, Dec. 5-9
				KAERI/TR-1898/ 2001		2011

# 表 17 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(原子炉冷却材の液位確保対策)

日本	フランス	米国	韓国	ロシア	
概念図 (JSFR)	概念図 (ASTRID)	概念図 (SMFR)	<u>概念図 (PGSFR)</u>	概念図 (BN-1200)	概念図(
<ul> <li>説明 (JSFR)</li> <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>	<ul> <li>説明 (ASTRID)</li> <li>・2重バウンダリ (ガードベッ セル)を採用。</li> </ul>	<ul> <li>説明 (SMFR)</li> <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>	<ul> <li>説明 (PGSFR)</li> <li>・2重バウンダリ (ガードベッセ ル)を採用。</li> </ul>	<u> 説明(BN-1200)</u> ・2重バウンダリ(ガードベッ セル)を採用。	<u>説明(PF</u> ・2 重ル) ・メイル子 いいン IHX 吸 保。
参考文献 • Hideki Kamide "JSFR Design Progress Related to Development of Safety Design Criteria for Generation IV Sodium Cooled Fast Reactors(1) Overview", Proceedings of ICONE-23 23rd International Conlerence on Nuclear Engineering May 17 - 21,2015,Chiba,Japan	参考文献 • CEA News, From Research to Industry, Autumn 2010, 14th issue, France • "Status of the ASTRID project" IAEA-GIF Technical meeting Workshop on Safety of SFR, June 23-24, 2015 https://www.iaea.org/NuclearP ower/Downloadable/Meetings/20 15/2015-06-23-06-24-NPTDS/2-1 -2-ASTRID-Roadmap.pdf	参考文献 • Small Modular Fast Reactor Design Description, ANL-SMFR-1, July 1, 2005	<ul> <li>多考文献</li> <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> <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> <li>Tae-Ho Lee : "Fundamental Approach to Safety Design of Prototype Gen-IV SFR" 5th Joint IAEA-GIF TM/WS on Safety of SFR, IAEA, Vienna, June 23-24, 2015.</li> </ul>	<ul> <li>参考文献</li> <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, V. M. POPLASKY et al "Advanced sodium fast reactor unit concept", Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09) Proceedings of an International Conference held in Kyoto, Japan, 7-11 December 2009, IAEA, Vienna, (2012)</li> </ul>	参考文献           ・ "Design Reactor"           Atomic F           2003           ・ S. C. Ch           Reactor           PFBR Dess           IAEA - C           and Safe           Fast Rea           Vienna           • P. Chell           Features           Second J           Consulta           Aspects           1st 200

インド	中国
(PFBR)	概念図
<b>FBR)</b> ボウンダリ (ガードベッ を採用。 ベッセルとガードベッ の間は窒素雰囲気。 「容器からの冷却材漏え すしても炉容器液位を な込み口上部以上に確	<u>説明</u>
n of Prototype Fast Breeder ", Indira Gandhi Centre for Research, Kalpakkam, Dec. hetal, "Impact of Fast Operating Experience on sign to Enhance Safety" GIF Workshop on Operational ety Aspects of Sodium Cooled actors, Jun. 23-25 2010, lapandi, "R&D Towards Safety s of Future SFRs in India" Joint GIF-IAEA/INPRO ancy Meeting on Safety of SFRs IAEA, Nov. 30-Dec. 11. Vienna	<u>参考文献</u>

表 18 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	フランス	米国	韓国	ロシア	/
概念図	概念図	概念図	概念図 (PGSFR)	概念図 (BN-1200)	概念図(
Steam outlet	SODIUM STEAM SODIUM JET ORIFICE STEAM WASTAGE (autoévolution) TUBE INJECTE UR		Part alter a	Stem rolet Descreter Descreter Contait inter Contait	SCENA SLT SLT SLT SCENA
説明(JSFR)           ・ループ型2L00P:1750 MWt           -SG:1基/Loop:約900MWt           -伝熱管:4010本/基           -漏えい検出システム           -ラプチャディスク           -水側隔離及び減圧           Na-水反応対策方針           ・早期検出+影響緩和           ・設計拡張状態への耐性(検討中)           -1 本破損+防護管無し	<ul> <li>説明 (ASTRID)         <ul> <li>タンク型 4L00P:1500 MWt             -SG:複数基/Loop                 (100~150MWt のモジュラー                 SG)                 -伝熱管:330 本/基(100MWt                 時)                 -漏えい検出システム                 -ラプチャディスク                 -水側隔離及び減圧                 <u>Na-水反応対策方針</u>                 ・早期検出+影響緩和                 ・設計拡張比能への耐燃</li> </ul> </li> </ul>	<ul> <li>説明 (SMFR)</li> <li>・タンク型 2L00P:125MWt</li> <li>・タービン系に使用する冷却材が C02 であるため、ナトリウム-水反応はない。</li> <li>Na-水反応対策不要</li> </ul>	<ul> <li>説明 (PGSFR)</li> <li>・タンク型 2Loop:1525 MWt         -SG:ヘリカルコイル型、単管         SCO<sub>2</sub>をオプションとして選定</li> </ul>	<u>説明 (BN-1200)</u> ・タンク型 4Loop: 2900 MWt -SG:2 基/Loop:約 360MWt <u>Na-水反応対策方針</u> ・早期検出+影響緩和	説明 (CFBR)           ・タンク型 21           -SG:3 基/1           -伝熱管:43           説明 (PFBR)           ・タンク型 21           -G(4 基/1)           -SG:4 基/1           -伝熱管:54           -兩えい検告           -支側の広対策           -水反応対策           ・早期検出+1           ・設計拡張状
- 瞬時複数本破損(ギロチン) -1 本破損+単一故障 <b>参考文献</b>	-1本 SGTR+SSE 地震荷重 -全数本の瞬時 SGTR (モジュラー化) 参考文献	<u>参考文献</u>	参考文献	<u>参考文献</u>	-瞬時3本ギ -8秒間での4 参考文献
<ul> <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> <li>Shoji KOTAKE "Substantiation Safety Approaches &amp; Safety Design Goals of JSFR*" IAEA-GIF Joint Workshop on Safety Aspects of SFR, Vienna, Autriche, 23-25 June 2010</li> </ul>	<ul> <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>In ternational 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. VASILE (CEA), Astrid Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration, IAEA Seminar on Fast Reactors, Bariloche, Argentina, 1 - 5 October 2012</li> </ul>	<ul> <li>Small Modular Fast Reactor Design Description, ANL-SMFR-1, July1, 2005</li> </ul>	<ul> <li>Y. Kim, "Functional Analysis and Architecture", IAEA SFR Workshop/Seminar CNEA, Feb 21-25 2011, Bariloche</li> <li>Tae-Ho Lee: "Fundamental Approach to Safety Design of Prototype Gen-IV SFR" 5th Joint IAEA-GIF TM/WS on Safety of SFR, IAEA, Vienna, June 23-24, 2015.</li> </ul>	<ul> <li>International Atomic Energy Agency, B. A.</li> <li>VASILYEV et al "Fast neutron reactor plant equipment upgrading", Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09) Proceedings of an International Conference held in Kyoto, Japan, 7-11 December 2009, IAEA, Vienna, (2012).</li> </ul>	<ul> <li>S. Raghupath design conce R&amp;D for futur Identify Inr Neutron Syst Gaps Feb. 29- Vienna</li> <li>Internationa Agency, S. C. Perspective Development Fast Reactor Cycles: Chal Opportunitie Proceedings Conference he 7-11 Decembe Vienna, (201</li> </ul>

インド	中国
] ( PFBR • CFBR )	概念図
<b>BR)</b> 型 2Loop:500 MWe 基/Loop 奈:423 本 /基	
■ <u>BR</u> 型 2Loop:1250 MWt 基/Loop:約 150MWt 출:547 本/基 い検出システム チャディスク 鬲離及び減圧 <u>5対策方針</u> 出+影響緩和 張状態への耐性 本ギロチン破断 での 40 本破損	
upathy, "Innovative concepts and associated future FBRs", IAEA TM to y Innovative Fast Systems Development b.29-Mar. 02, 2012,	<u>参考文献</u>
tional Atomic Energy S.C. CHETAL et al "A tive on the Future ment of FBRs in India", actors and Related Fuel Challenges and nities (FR09) ings of an International nce held in Kyoto, Japan, cember 2009, IAEA, (2012) 91-107	

# 表 19 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	フランス	米国	韓国	ロシア	インド	中国
<ul> <li>概念図</li> <li>漏えい検出器 検査孔 エンクロージャ</li> <li>室素雰囲気 医画化構造 配管サポート</li> <li>2次ナトリウム系の2重化概念</li> </ul>	概念図	概念図	概念図	概念図	概念図 Droplet dispersion Pool combusion ナトリウム漏れと火災シナリオ の2次システム	<u>概念図</u>
<ul> <li>説明 (JSFR)</li> <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>	<ul> <li>説明 (ASTRID)</li> <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>	<u>説明(SMFR)</u>	<ul> <li>説明 (KALIMER-600)</li> <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>	<ul> <li>説明 (BN-1200)         <ul> <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> </li> <li>説明 (ロシア概念)         <ul> <li>ナトリウム漏えい検出の方法 -ヒータの短絡 -放射性エアロゾルの検出 -スモーク -ガス雰囲気の温度測定</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> </li> </ul>	<ul> <li>説明 (PFBR)</li> <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>	<ul> <li>説明</li> <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>
<b>参考文献</b> 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	参考文献         ・ 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	<u>参考文献</u>	<ul> <li>参考文献</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>	参考文献         ・ 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         ・ "Approaches to Resolve         Safety Issues Related to         Sodium as a Fast Reactor         Coolant", Second Joint GIF         -IAEA/INPRO Workshop, Nov.         30-Dec. 1 2011	<ul> <li>参考文献         <ul> <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> </li> </ul>	<ul> <li>参考文献</li> <li>International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA, Vienna 2006</li> <li>L. Ren, "SFR licensing experiences and issuesin China", Consultants' IAEA-GIF Workshop, June 23-25, 2010</li> </ul>

表 20 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	フランス	米国	韓国	ロシア	インド	中国
伊急図     Decy heat removal system     PRACS     Prace removal system     Prace removal	概念図 (ASTRID) 研究 (ASTRID) ● タンク型 4L00P ● 自然循環型:	概念図 (SMFR) (OVER OUS + (SMFR) (OVER OUS + (PONDOOR) (SMFR) (SUBJECTION OF THE CONTROL OF THE	概念図 (PGSFR) <b>概念図 (PGSFR) 前期 (PGSFR)</b> • タンク型 2LOOP: 392. 7 MWt • 自然循環型	概念図 (BN-1200) 前期 (BN-1200) 意明 (BN-1200) ・ タンク型 4L00P: 2900MWt ・ 自然循環型:	概念図 (CFBR)          「「「」」」」」」」」」」」         「」」」」」」」」         「」」」」」」」」         「」」」」」」」」         「」」」」」」」         「」」」」」」」         「」」」」」」         「」」」」」         「」」」」         「」」」」」         「」」」」」」         「」」」」」         「」」」」」         「」」」」」         「」」」」」         「」」」」」         「」」」」」         「」」」」」         「」」」」         「」」」」         「」」」」         「」」」」         「」」」」         「」」」」         「」」」」         「」」」」         「」」         「」」         「」」         「」」         「」」	概念図 (CFR-1000) <b>● タンク型 3L00P: 2100MWt</b> • 自然循環型:
<ul> <li>-DRACS:×1 基</li> <li>-PRACS:×2 基</li> <li>◇最終的な熱の逃がし場:空気</li> <li>・原子炉トリップ時の崩壊熱除</li> <li>去系として、最終ヒートシン</li> <li>クを大気とする DRACS1 系統、</li> <li>PRACS2 系統を設けている。</li> <li>・設備を追加して機能強化する</li> <li>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>	-DRACS:6MWt×3 基 • 強制循環型: -DRACS:6MWt×2 基 • 外面冷却	<ul> <li>-DRACS:2 基</li> <li>◇最終的な熱の逃がし場</li> <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>	<ul> <li>-PDHRS×2</li> <li>・強制循環型 <ul> <li>-ADHRS×2:電磁ポンプによる循環</li> <li>※自然循環も可能</li> <li>・DEC 対策として大気冷却の RVACSを設置</li> </ul> </li> <li>◇最終的な熱の逃がし場</li> <li>・最終ヒートシンクは大気である。</li> </ul>	-DRACS:20MWt×4 基 (空気熱交換器:10MWt×8 基) ◇最終的な熱の逃がし場 ・DRACS の最終ヒートシンクは 大気である。	<ul> <li>-DRACS:6MWt×3基</li> <li>・強制循環型:</li> <li>-DRACS:6MWt×3基</li> <li>(自然循環時~4MW)</li> <li>(自然循環時~4MW)</li> <li>(PFBR)</li> <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>	<ul> <li>-IRACS:3 基 (AC:6 基)</li> <li>説明 (CFR-1000) <ul> <li>タンク型 3LOOP: 2500MWt</li> <li>自然循環型: <ul> <li>-DRACS:3 基 (AC:6 基)</li> </ul> </li> <li>2011-2012年はCFR-1000の概念 <ul> <li>設計を実施。</li> </ul> </li> <li>令最終的な熱の逃がし場 <ul> <li>最終ヒートシンクは大気である。</li> </ul> </li> </ul></li></ul>
参考文献 • International Atomic Energy Agency, S. KUBO et al "Safety design requirements for safety systems and components of JSFR", Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09) Proceedings of an International Conference held in Kyoto, Japan, 7-11 December 2009, IAEA, Vienna, (2012).	<ul> <li>参考文献</li> <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> <li>"Status of the ASTRID project" IAEA-GIF Technical meeting Workshop on Safety of SFR, June 23-24, 2015</li> </ul>	参考文献 • Small Modular Fast Reactor Design Description, ANL-SMFR-1, July1, 2005.	<ul> <li>参考文献</li> <li>Yeong-il KIM, Jinwook CHANG, Yong-Bum LEE, Chan-Bock LEE, Dohee HAHN, "Status of SFR Development in Korea" International Conference on FAST REACTORS AND RELATED FUEL CYCLES: Safe Technologies and Sustainable Scenarios FR13, 4-7 March. 2013, No. 037.</li> <li>Tae-Ho Lee: "Fundamental Approach to Safety Design of Prototype Gen-IV SFR" 5th Joint IAEA-GIF TM/WS on Safety of SFR, IAEA, Vienna, June 23-24, 2015.</li> </ul>	<ul> <li>参考文献</li> <li>International Atomic Energy Agency, V.M.</li> <li>POPLASKY et al "Advanced sodium fast reactor unit concept", Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09)</li> <li>Proceedings of an International Conference held in Kyoto, Japan, 7-11 December 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>	<ul> <li>参考文献</li> <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>	<ul> <li>参考文献</li> <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, S tatus of China National SFR Program, International Workshop, 12th-13th June, 2012 in Tsuruga, JAPAN</li> </ul>

		1				
日本	フランス	米国	韓国	ロシア	インド	中国
概念図 (JSFR)	概念図(Super-Phenix)	概念図 (SMFR)	概念図(KALIMER-600)	概念図(BN-1200)	概念図 (PFBR) [建設中]	概念図
<complex-block><text></text></complex-block>	横念図 (EFR)		Upper Containment Structure with Liner Uncern Working Moor		Sec. No. policy policy policy Fresh al: Support Fresh al: Support	
sccv	Fig. 1. Reserv Contributions		Reactor Containment Support Vessel Vessel			
<u>説明(JSFR)</u>	<u> 説明(Super-Phenix)</u>	<u>説明(SMFR)</u>	<u> 説明(KALIMER-600)</u>	<u>説明</u>	<u>説明(PFBR)</u>	<u>説明(CEFR)</u>
・格納容器には鋼板コンクリー	<ul> <li>・ 鋼性トップドームとガードベッセ</li> <li>* 、        ・         ・         ・</li></ul>	・鋼性トップドームとガードベ	・上部の格納構造にはHCDA(仮想的	・enclosure の使用により、冷 tuttle らいの影響を吐ぐす	・PFBRでは、主冷却材系2次系	・矩形+ドーム型の格納容器(原
ト 垣 (SU 垣) を 週 用。	ルビ2次コンティンメントを構成	ッセルで格納ハリンダリを構	炉心朋選争故)のような敵しい争 免な緩和するためにドール内西	却 材	配官や DHR 2 次米配官には隔 離金を設けない設計として	丁炉建産
・ 俗称) 谷裕を貝通りる主行 知内	(101/1/1///トは10示) 冷却材バウンダリ)	ル ・SMFRの図面を確認する範囲で	家を被相りるために下一ム内面 に全届性ライナーを付けていろ		離开を取りない設計として	• 杦納茨哭隔離機能及7%百子恒
+系2次系配管には隔離弁	・公開されている Super-Phenix の情	は格納容器を貫通する2次	このライナーは、設計圧力・温度	・BN-1600~BN-800 では原子炉		容器ガードベッセルを持つ
を設置していない(2次側が	報を確認した限りでは、2次系及	系配管に隔離弁は設けられて	条件で1日あたり1%体積以下のリ	タンクガードベッセルを持	・アルゴンガス系、換気空調系	
1 次側より高圧で IHX バウ	び残留熱除去系に、格納容器隔離	いない。	ーク制限で設計されている。	つ (BN-1800 は不明)	等には隔離弁2個を設ける設	
ンダリ破損時にも CV 外への	弁に相当する弁は設けていない。	・JSFR と同様の設計と考えられ	・格納容器バウンダリを貫通する全		計している。	
漏えいとはならない)。	・Super-Phenixの格納容器隔離機能	るが、研究段階の炉であるた	ての配管や機器は1次系冷却材の			
・他の貫通部としては窒素ガス	に関する設計は JSFR と同様。	め、NRC の認可を受けたもの	上に位置している。		・PFBR の格納容器隔離機能に関	
系配管やアルゴンガス系配		ではない。	・格納容器の貫通部の主配管には、		する設計は JSFR と同様。	
管等がある。これらは格納容	<u> 説明 (EFR)</u>		格納容器外側に単一の隔離弁が設			
器の上流・下流に1個ずつの	・2次コンテインメントには鉄筋コ		けられている。また、カバーガス			
隔離弁を設置。(N2 系配管や	ンクリート造(RC 造)を適用。		やナトリウム浄化系のようなオー			
Ar 糸配管には、隔離弁を 2			ブンルーブの貫通部には、二重の			
個すつ設直していることに			隔離井か設けられている。			
·····································						
・高速増殖炉サイクル実用化研究開	• International Atomic Energy	• Small Modular Fast Reactor	• Dohee hahn, et al., "Design	International Atomic Energy Agency, Fast Reactor	• S. C. Chetal. "PFBR	• L. Yizhe, "Pressure drop , heat transfer
発 (FaCT プロジェクト) -フェー ズ I 報告書-, IAEA-Evaluation	Agency, Fast Reactor Database:	Design Description,	Features of Advanced	Database: 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531, IAEA,	Licensing Process and	model and CFD application in a fuel subassembly of CEFR" COOL Project June
2011-003	IAEA, Vienna, (2007).	ANL-SMFR-1, July1, 2005	Sodium-Cooled Fast Reactor KALIMER-600" Proc. of ICAPP 04	Vienna 2006	Experience" IAEA - GIF	22-23 2010 Vienna • International Atomic Energy Agency, Fast
• International Atomic Energy Agency, S. KUBO et al "Safety	• R. D. Beccaro, C. H. Mitchell,		Paper 4327 p. 643Jun. 13-17,	• International Atomic Energy Agency, V.M.	Workshop on Operational	Reactor Database: 2006 Update,
design requirements for safety	Approach", Proc. Int. Conf. on		2004. Pittsburgh, PA USA	POPLASKY et al "Advanced sodium fast reactor	and Safety Aspects of	<ul> <li>IAEA-IECDOC-1531, IAEA, Vienna 2006</li> <li>International Atomic Energy Agency, CHEN</li> </ul>
JSFR", Fast Reactors and	Design and Safety of Advanced			unit concept", Fast Reactors and Related Fuel	Sodium Cooled Fast	XIAOLIANG et al "CEFR Irradiation Test and Application" Fact Pacators and Polated Fuel
Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09)	Nuclear Power Plants Vol. III, pp29.1-1 ~29.1-8 Oct 25-29			Cycles: Challenges and Opportunities (FRO9)	Reactors, Jun. 23-25	Cycles: Safe Technologies and Sustainable
Proceedings of an International	1992, Tokyo, Japan			rroceedings of an International Conference held	2010, Vienna	Scenarios (FR13), Proceedings of an International Conference held in Paris,
Conference held in Kyoto, Japan, 7–11 December 2009. IAFA	・ ATOMICA より			in Kyötö, Japan, (-11 December 2009, IAEA, Vienna (2012)		France, 4-7 March 2013 (2 volumes), IAEA, Vienna, (2015)
Vienna, (2012)				.10.110, (2012)		

## 表 22 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

				T	1
日本	フランス	米国	韓国	ロシア	
概念図 (JSFR)	概念図(Super-Phenix)[建設	概念図	概念図(KALIMER-600)	概念図 (BN-600)	概念図(CFE
	CREYS-MALVILLE		Fuelder Bulder		Subsequences
<u>説明(JSFR)</u>	<u> 説明(Super-Phenix)</u>	<u>説明(SMFR)</u>	<u> 説明(KALIMER-600)</u>	<u>説明(BN-800、1200、他)</u>	<u>説明(CFBR)</u>
<ul> <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、その冷却材系配管は外管(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。</li> <li>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>	<ul> <li>・使用済燃料貯蔵槽は保護容器 で2重化されており、間は不 活性ガス (アルゴンガス) 雰 囲気となっている。ただし、 冷却材系配管は2重化して いない。</li> <li>・フランス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>	<ul> <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>	<ul> <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。</li> <li>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>	<ul> <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>	<ul> <li>・インドの雪 炉外燃料!</li> <li>を選択して</li> <li>・2 回転プジ (オフセッコ)</li> <li>スコ (スト1)</li> </ul>
<b>参考文献</b> 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	<ul> <li>参考文献</li> <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>	参考文献 • Small Modular Fast Reactor Design Description, ANL-SMFR-1, July1, 2005.	<ul> <li>参考文献</li> <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>	参考文献 ・ International Atomic Energy Agency, Fast Reactor Database: 2006 Update, IAEA TECDOC 1531, IAEA, Vienna, (2007). ・ ATOMICA より	<ul> <li>参考文献</li> <li>International S. C. CHETAL e Future Develor Fast Reactors Challenges an Proceedings of Conference the December 2009 107</li> <li>S. Raghupathy, Concepts and A FBRs″ IAEA TM, Vienna</li> </ul>

インド	中国
BR)	概念図 (CEFR)
実証炉 CFBR では、 貯蔵槽のない設計 ている。 ラグ+2 搬送アーム トアーム) + 1 フラ ノートプル)	<ul> <li>説明 (CEFR)</li> <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>
l Atomic Energy Agency, tal "A Perspective on the opment of FBRs in India", s and Related Fuel Cycles: nd Opportunities (FRO9) of an International eld in Kyoto, Japan, 7–11 0, IAEA, Vienna, (2012) 91- "Innovative Design Associated R&D for Future Feb. 29-Mar 02, 2012,	<ul> <li>参考文献</li> <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>



図 1 SDG 整備に関する実施体制

中佐织缕		平成2	25年度		平成26年度			平成27年度			平成28年度					
天旭祖報	4	9	10	3	4	9	10	3	4	9	10	3	4	9	10	3
GIF政策会合 (PG)		SDC						7	$\land$		安全アプ SDG A	ローチ 気認	$\triangle$			報告
GIF SDC タスクフォース		第2フェ 置え 一一 <u>へ</u>	ズ設 承認	Δ-		$ \land $				7				Δ		
原子力学会 研究専門委員会					A		春の: 委員会:	<b>委員</b> 年会 報告	♪ 会		SD	3**		*	春の年会 養員会報告	
									報	告書/解	说記事				報告書/解	

図 2 SDG 整備スケジュール



図 4 SDC の要件へ具体化する検討フロー
	軽水炉	ナトリウム冷却高速炉
炉心・ 燃料特性	<ul> <li>・最大反応度体系</li> <li>・冷却材喪失及び燃料溶 融時に大きな正反応度挿 入なし</li> </ul>	<ul> <li>・最大反応度にない体系</li> <li>・炉心中心領域でNaボイド反応度正</li> <li>・溶融燃料の集中で大きな正反応度</li> </ul>
冷却材の 特性	<ul> <li>水</li> <li>✓ 熱伝導率低</li> <li>✓ 低沸点 100°C(大気圧) 345°C(16MPa)</li> <li>✓ 化学的活性小</li> </ul>	<ul> <li>Na</li> <li>✓ 熱伝導率高</li> <li>✓ 高沸点 883°C(大気圧)</li> <li>✓ 化学的活性大</li> </ul>
原子炉冷 却系圧力	• 高圧(70~150気圧)	・ 大気圧と同程度(数気圧以下)
材料の 使用環境	<ul><li>・ 比較的低温</li><li>・ 熱中性子場</li><li>・ 水冷却材</li></ul>	・ 高温(300~600℃) ・ 高速中性子場 ・ Na冷却材

図 5 軽水炉と比較した高速炉の特徴

<ul> <li>第1章 はじめに</li> <li>1.1 背景及び目的</li> <li>1.2 SDCの策定方針</li> <li>第2章 第4世代原子カシステムとしてのSFRに対する安全アプローチ</li> <li>2.1 GIFの安全目標と基本的安全アプローチ</li> <li>2.2 安全に関する基本的考え方</li> <li>2.2.1 深層防護</li> <li>2.2.2 プラント状態、確率論的方法及び決定論的方法の関係</li> <li>2.2.3 受動的安全の仕組みの活用</li> <li>2.2.4 クリフエッジの発生防止</li> <li>2.2.5 格納機能</li> <li>2.2.6 ハザードへの対応準備</li> <li>2.2.7 非放射性物質及び化学物質に関するリスク</li> <li>2.3 第4世代SFRシステム</li> <li>2.3 プラント状態に対するSFR特有の安全アプローチ</li> <li>2.3.4東京電力福島第一発電所事故からの教訓の反映</li> <li>第3章 設計における安全の管理</li> <li>第4章主要な技術クライテリア</li> <li>第5章 全般的プラント設計</li> </ul>	<ul> <li>第5章 全般的プラント設計(続き)</li> <li>5.2発電所の寿命を通しての安全運転のための設計</li> <li>5.3人的要因</li> <li>5.4 その他の設計上の考慮</li> <li>5.5 安全解析 決定論的方法、確率論的方法</li> <li>第6章 具体的なプラント系統の設計</li> <li>6.1プラント設計全般に係わる事項</li> <li>6.2 原子炉の炉心及び関連する仕組み</li> <li>6.3 原子炉冷却材系</li> <li>6.4 格納構築物と格納系</li> <li>6.5 計装制御系</li> <li>6.6 非常用電源供給</li> <li>6.7 支援系及び補助系</li> <li>6.8 その他の動力変換系</li> <li>6.9 放射性排出物及び放射性廃棄物の処理</li> <li>6.10 燃料の取扱及び貯蔵系</li> <li>6.11 放射線防護</li> <li>参考文献、IAEA SSR-2/1とGIF SFR SDCの相違点</li> <li>用語の定義</li> <li>(A) SFRシステムのバウンダリの定義</li> <li>(D) SPE+とてませたに</li> </ul>
第3章 設計における安全の管理         第4章主要な技術クライテリア         第5章 全般的プラント設計         5.1設計基準         内部ハザード         外部ハザード         事象と故障の組合せ	<ul> <li>Haroの定義</li> <li>付属書         <ul> <li>(A) SFRシステムのバウンダリの定義</li> <li>(B) 設計拡張状態に関するガイド</li> <li>(C) 事故状態の実質的排除に関するガイド</li> <li>(D) 受動的/固有の仕組みの活用に関するガイド</li> <li>(E) 非常に大きな外部事象に対するアプローチ</li> </ul> </li> </ul>









図 8 SDC 及び SDG の国際レビューの流れ



図 9 SDG の安全階層上の位置付け

	2013年	2014年	2015年	2016-2017年
	趣意書			
<u>安全アプローチ</u> <u>SDG</u>	<ul> <li>目次・構成</li> <li>論点の整理</li> </ul>	反応度に関わる事項           シビアアクシデントの           防止と緩和           除熱機能喪失に関わる事項           実質的に回避される           べき事故状態	レポート発行 他の論点 フト版	
<u>系統別SDG</u>	<ul> <li>設計レビュー</li> <li>・炉心系</li> <li>・冷却材系</li> <li>・格納系</li> </ul>		する機能要求 「つーチSDGの>(例:想 適用) <b>炉心系に関するガイ</b> 注設計基準事故・設計拡 料性能、受動的炉停止・ <b>冷却材系に関するガ・</b> 注 ナトリウム化学反応、受 替冷却機能など 格納系に関するガイ 注 シビアアクシデントにお 理方策など	設計条件セット 定事象、設計パラメータ び設計制約条件) ドライン 張状態における燃 固有安全特性など バライン 動的除熱特性・代 ドライン ける状態、事故管

図 10 GIF における SDG 構築スケジュール



図 11 安全設計ガイドライン (SDG) の検討フロー



例:反応度に関する事項(シビアアクシデントの発生防止と影響緩和)

図 12 SDC から SDG への展開スキーム

- 1. はじめに
- 1.1. 背景及び目的
- 1.2. 安全設計ガイドラインの開発スコープ
- 2. 対象となる SFR システムの主な特性
- 3. 全般的なアプローチ
  - 3.1. 設計上の考慮事項と残余のリスク
    - 3.1.1. 設計上考慮すべきプラント状態
    - 3.1.2. 残余のリスクと実質的回避されるべき事故状態
  - 3.2. 通常運転、運転時の異常な過渡事象及び設計基準事故に対する全 4.3. 想定事象及び設計限界 般的なアプローチ
  - 3.3. 設計拡張状態に対する全般的なアプローチ
    - 3.3.1. 設計への適用
    - 3.3.2. 設計拡張状態に対する想定事象
    - 3.3.3. ナトリウム冷却高速炉の安全特性の活用
- 3.4. 設計拡張状態に対する設計上の考慮事項
  - 3.4.1. 運転時の異常な過渡変化時のスクラム失敗事象 (ATWS)
  - 3.4.2. 除熱喪失系事象(LOHRS)
  - 3.4.3. 設計対策のための考慮事項
- 3.5. 実質的回避されるべき事故状態
- 3.5.1. 設計への適用
- 3.5.2. 実質的回避されるべき事故状態の特定
- 3.5.3. 実質的回避のための設計上の考慮事項
- 3.5.4. 実質的回避の実証性確立のための原則

- 4. 安全設計クライテリアの適用に関するガイドライン
  - 4.1. 反応度に関する事項
  - 4.1.1. 炉心損傷の発生防止
  - 4.1.2. 炉心損傷の影響緩和
  - 4.2. 除熱機能に関する事項
    - 4.2.1. 冷却材からの炉心露出の防止
    - 4.2.2. 設計基準事故に対する崩壊熱除去
    - 4.2.3. 設計拡張状態に対する崩壊熱除去

  - 4.3.1. 運転時の異常な過渡事象及び設計基準事故
  - 4.3.2. 設計拡張状態
  - 4.4. 試験性
  - 4.5. 実証性
- 5. 安全設計クライテリアにおける技術的ポイントの明確化及び定量化
  - 5.1. ナトリウム冷却高速炉の反応度特性

図 13 安全アプローチSDG目次案



(注2) IBNS-R-1をベースに構築された設計ガイド類。2000年代前半のものであり、DECや外的事象への対応が十分に書き込まれたものではない

図 14 系統別 SDG の展開方針



出典:日本原子力発電株式会社「敦賀発電所 原子炉設置変更許可申請書(2号炉増設)」

図 15 炉心系 SDG の論点①



#### 出典:三菱重工業株式会社 HP:http://www.mhi.co.jp/products/detail/core\_and\_fuel.html

図 16 炉心系 SDG の論点②

145



71 41 17	小(七子町に女足、透明、御黒山)	118 (16千四、76任、个透明、放射16、加忌同)
申間ループ	なし	<mark>あり</mark> (Na−水反応が生じた場合の炉心への影響を回避)
FPに対する障壁	原子炉冷却材バウンダリ	原子炉冷却材バウンダリ及び <mark>原子炉カバーガスバウンダリ</mark>
崩壊熱除去	余熱除去設備から補機冷却設備を 介して、海水に放熱	独立したナトリウムループにより <mark>大気に放熱</mark>
冷却材漏えい	緊急炉心冷却系で注水	ガードベッセル等の静的機器で冷却材確保

図 17 冷却材系 SDG の論点①



図 18 冷却材系 SDG の論点②

147





<u>SFRの格納系概念</u>

	PWR	SFR
負荷 要因	LOCAに伴い、格納容器内に放出さ れる原子炉冷却材の有するエネル ギーによって生じる圧力・温度	ナトリウムの漏えい燃焼が格納容器への主要な負荷要 因(耐圧性よりも熱的影響の緩和が重要となる)
対策 設備	・耐圧性のある鋼製CVないしPCCV ・格納容器スプレイ系、余熱除去系 等の温度・圧力低減のための設備	・低耐圧格納容器が主流 ・Na漏えい抑制のための設備(外管、ガードベッセル) ・燃焼抑制のための設備(不活性ガスセル等) ・熱的影響緩和のための設備(キャッチパン、断熱材)

図 19 格納系 SDG の論点①



図 20 格納系 SDG の論点②



図 21 系統別 SDG の構成要素(冷却材系)



#### 〈圧力発生と伝播〉





#### 図 22 SG におけるナトリウム-水反応の影響



図 23 スパイク圧と準定常圧のイメージ



図 24 ナトリウム水反応影響の炉内事象への進展のイメージ図



(注)FBR 実証施設では、エンクロージャの採用により、2 次系配管が破損しても、不活性雰囲気化したエンク ロージャで漏えい Na を保持するため、直接 Na 燃焼には至らない。しかし、Na-水反応の発生の重畳まで 考慮すると、現象の不確かさにより、エンクロージャ機能維持の設計上の担保に困難が想定される

図 25 ナトリウム水反応影響のナトリウム燃焼等への進展のイメージ図

〈初期スパイク圧に対する伝熱管破損想定の影



図 26 伝熱管破損想定の影響



図 27 ナトリウム-水反応対策設備の設計例



図 28 炉心崩壊事故の事象の推移



図 29 LORL 及び PLOHS に対する設計対策概念

### 付録 A:開催実績

### 第1回専門委員会開催報告

専門委員会名	「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会第1回会合
開催日時	平成 25 年 10 月 1 日(火) 13:30 ~ 17:00
開催場所	三菱 FBR システムズ 16 階 16ABC 会議室
参加人数	委員21名(山口主査、守田幹事、島川幹事、山野幹事、糸岡委員、松宮委員、坂場 委員、植田委員、与能本委員、中井委員、堺委員、久保委員、岡野委員、岡本委員、 斎藤委員、高田委員、中嶋委員、西委員、西川委員、戸田委員、神島委員)、常時参 加者8名
	<ol> <li>主査挨拶 山口主査より、本研究専門委員会の設立の背景、安全設計ガイドラインの構築の 意義及び開催期間等の説明を含む挨拶があった。</li> <li>設立趣旨説明 本研究専門委員会の設立趣旨、第4世代炉国際フォーラム(GIF)での検討との関 係、安全設計ガイドライン整備に関する実施体制、及び整備スケジュール計画につい て説明があった。</li> <li>第4世代 SFR の安全設計クライテリア - 経緯と概要 - これまでの安全設計クライテリア特別専門委員会及び GIF での活動内容と成果に ついての説明があり、議論がなされた。</li> </ol>
議事	4. 各国の SFR 開発状況 各国(日、仏、米、中、露、印、韓)の SFR の開発計画及び設計概念についての説 明があった。
	5. 安全設計ガイドライン - GIF における構築方針 - GIF における安全設計ガイドライン構築の背景、計画や内容イメージについて説明 があり、議論がなされた。
	6. 本委員会の検討方針と論点(案) 本委員会における安全設計ガイドラインの位置付け、検討方法及び技術的論点等 について説明があり、議論がなされた。
	7.委員会の進め方(案) 本委員会では全般的な議論を行い、系統ごとの技術的な検討は作業会を開催して 柔軟に進めることになった。
/# *	8. その他 次回委員会は 2014 年 3 月 4 日(火)開催にて調整。詳細は別途連絡。
頒 考	

## 第2回専門委員会開催報告

専門委員会名	「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会第2回会合
開催日時	平成 26 年 3 月 4 日(火) 13:30 ~ 17:30
開催場所	日本原子力発電株式会社本店 2 階 第 2、3 会議室
	委員19名(山口主査、守田幹事、島川幹事、山野幹事、高田委員、斎藤委員、岡本
参加人数	□ 委員、越塚委員、可児委員、糸岡委員、松宮委員、坂場委員、西委員、西川委員、小
	竹委員、堺委員、久保委員、岡野委員、戸田委員)、常時参加者 8 名  
	へ 保 委員より、本 研 究 専 門 委員会の 方針について 説明があった。 本 委員会では 安
	全アブローチを中心に SDG(安全設計ガイドライン)の設計要件の具体化について議
	論を行っていくことになった。
	2. SDC/SDG 状況報告
	岡野委員より、SDC(安全設計クライテリア)の状況、SDG 構築における論点と進
	捗、及び炉心反応度係数・ボイド反応度係数に対する安全上の位置付けについて説
	明があり、議論がなされた。
	   3. 安全アプローチ SDG に関する検討
	久保委員より、設計基準事故や設計拡張状態に関してガイドラインを作成する上で
	の反応度問題、除熱喪失問題及び SFR(ナトリウム冷却高速炉)における実質的排除
議事	の考え方について説明があり、議論がなされた。
	4.外的事象に対する安全設計の考え方
	山野幹事より、外部事象に対しどのような設計をする必要があるのかについて説
	明があり、議論がなされた。
	5. プラントイメージ
	島川幹事から、プラントイメージとして SDC 及び SDG を FBR 実証施設にどのよう
	に反映させているかについて説明があり、議論がなされた。
	   6. 系統別 SDG のイメージ
	谷氏から、系統別 SDG 構築イメージについて説明があり、議論がなされた。
	7. その他
	次回委員会は 2014 年 6 月開催にて調整。詳細は別途連絡。
備考	

## 第3回専門委員会開催報告

車門委員会名	「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会第3回会合
開催日時	平成 26 年 7 月 18 日(金) 13:30 ~ 17:00
開催場所	
	委員20名(山口主査、守田幹事、島川幹事、山野幹事、高田委員、斎藤委員、越塚
参加人数	委員、糸岡委員、松宮委員、坂場委員、植田委員、遠藤委員、西川委員、小竹委員、
	与能本委員、中井委員、堺委員、久保委員、戸田委員、神島委員)、常時参加者7名
議事	<ul> <li>与能本委員、中井委員、堺委員、久保委員、戸田委員、神島委員)、常時参加者7名</li> <li>1. 検討方法と論点 久保委員より、本委員会の検討方針や検討範囲、進め方などの検討方針につい て説明があった。今後、本委員会では安全アプローチを中心に安全設計クライテリア の設計要件の具体化について議論を行うとの説明があり、議論がなされた。</li> <li>2. SDC/SDG 概況説明 中井委員より、第 4 回 GIF-IAEA ナトリウム冷却炉(SFR)安全性ワークショップ及 び、第 3 回 GIF 安全設計クライテリア第 2 期タスクフォース会合について SDC 及び SDG に関連した議論や各国の次期 SFR 設計概念の SDC との整合性に関する議論 などの概要の報告があり、議論がなされた。</li> <li>3. 安全アプローチ SDG に関する検討 久保委員より、安全アプローチ SDG に関する検討として、安全アプローチ SDG の 現状と今後の状況報告及び、報告書イメージについて全体構成が提示された。また、 SFR の特徴を踏まえて、設計基準事故や設計拡張状態に関する安全設計ガイドライ ンを構築するにあたって着目すべき事項として、反応度問題、除熱喪失問題の説明、 及び、SFR における実質的排除すべきガイドラインの案の修正点について説明があ り、議論がなされた。</li> <li>4. 米国の GDC の動き、内容及び JAEA からのコメント 久保委員より、米国における新型炉用の GDC の策定計画と現状について説明が あり、議論がなされた。</li> <li>5. その他 今回は安全アプローチのたたき台のレビューということで、本委員会では 8 月末ま でコメントを募集することとした。コメントをどのように募集するかは後ほど周知する説 明がなされた。</li> </ul>
備 考	

## 第4回専門委員会開催報告

専門委員会名	「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会第4回会合
開催日時	平成 26 年 10 月 28 日(火) 13:30 ~ 16:30
開催場所	日本原子力発電株式会社本店 2階 第2、3会議室
参加人数	委員 20 名 (山口主査、守田幹事、島川幹事、山野幹事、高田委員、斎藤委員、木倉 委員、糸岡委員、松宮委員、坂場委員、遠藤委員、西川委員、小竹委員、与能本委 員、中井委員、堺委員、久保委員、岡野委員、戸田委員、神島委員)、常時参加者 9 名
· 祥 車	<ul> <li>1. SDC/SDG 概況 岡野委員より、GIF における SDC タスクフォース会合(10月)及び SDC レポートに対 する国際レビューへの対応状況など SDC/SDG 関連の状況報告があり、議論がなされ た。</li> <li>2. 安全アプローチ SDG に対するコメント回答・素案の提示 久保委員及び岡野委員より、前回会合にて募集した各委員からの安全アプローチ SDG に対するコメントの回答について、主要な質問について回答の説明及び安全アプ ローチ SDG 素案の提示があり、設計拡張状態及び実質的に回避されるべき事故状態 を中心に議論がなされた。固有安全や重要度分類についても議論がなされた。 なお、本委員会で出たコメントを反映した安全アプローチ SDG は GIF の上位会合に て議論され、2015 年春には承認される見込みであるとのことだった。</li> <li>3. 系統別 SDG の検討状況 公氏上川 系統則 SDC(振心系・冷却系・悠納系ガイドラン)の策定に係り、論点とな</li> </ul>
議事	谷氏より、系統別 SDG(炉心系・冷却系・格納系ガイドラン)の策定に係り、論点とな ると考える事項や、検討の進捗状況について説明があり、議論がなされた。 4. その他 2015 年春の年会にて、本委員会の報告として、企画セッションを提案している旨が 報告された。 次回委員会は 2014 年 3 月 6 日開催にて調整。詳細は別途連絡。
備考	

## 第5回専門委員会開催報告

専門委員会名	「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会第5回会合
開催日時	平成 27 年 3 月 17 日(火) 9:30 ~ 12:00
開催場所	三菱 FBR システムズ 16 階 16B&C 会議室
参加人数	委員 18 名 (山口主査、守田幹事、島川幹事、山野幹事、可児委員、高田委員、斎藤 委員、坂場委員、遠藤委員、植田委員、西川委員、小竹委員、中井委員、堺委員、久 保委員、岡野委員、戸田委員、神島委員)、常時参加者 7 名、オブザーバー1 名
議事	<ol> <li>SDC/SDG 概況 岡野委員より、SDC 国際標準化と SDG 構築のスケジュールや、安全アプローチ SDG の検討状況など SDC/SDG 関連の状況報告がなされた。</li> <li>安全アプローチ SDG の改訂内容 久保委員より、各国からの安全アプローチ SDG のコメントに対する改訂内容につい て、前回会合以降の主な改訂内容の説明があり、炉心損傷の代表的な事故カテゴリ 及び DEC 想定事象の名称などの用語の見直しや、炉停止を達成するための要求など の項目の改訂内容を中心に議論がなされた。</li> <li>系統別 SDG の検討状況 前回会合において、ガイドの項目に抜けがないかという議論があったため、久保委 員より、ガイドの項目の網羅性について、系統別 SDG の位置づけや構成を基に整理 している説明がなされた。 谷氏より、SFR 特有の事項で、系統横断事項の一つである、Na-水反応の考え方に ついて Na-水反応によるプラントへの影響や、ガイドの記載案について説明があり、議 論がなされた。 日暮氏より、SFR 特有の事項で、系統横断事項の一つである、Na 漏えい燃焼の考 え方についてチャレンジ要因や設計要求、ガイドの記載案について説明があり、議論 がなされた。</li> </ol>
	<ul> <li>4. その他</li> <li>2015 年春の年会にて、本委員会の報告として、企画セッションを提案している旨が報告された。</li> <li>次回委員会は2015年8月20日開催予定(詳細は別途連絡)。次回は、これまで本</li> <li>委員会で議論した内容を中間報告という形で取り纏めた報告書のドラフト版を提示する。</li> <li>また、本委員会は2年間の予定だったが、1年間の延長申請を行い、2015年10月</li> </ul>
<u></u>	以降も継続していく予定であることが報告された。
備考	

## 第6回専門委員会開催報告

専門委員会名	「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会第6回会合
開催日時	平成 27 年 8 月 20 日(木) 13:30 ~ 17:00
開催場所	日本原子力発電株式会社本店 2階 第2、3 会議室
	委員 23 名 (山口主査、守田幹事、島川幹事、山野幹事、可児委員、齊藤委員、岡本
参加人数	委員、越塚委員、坂場委員、糸岡委員、浅野委員、遠藤委員、植田委員、西委員、大
2 1147 34	本委員、小竹委員、与能本委員、中井委員、高田委員、久保委員、岡野委員、戸田委
	員、神島委員)、常時参加者7名
	1. SDC/SDG 概況
	岡野委員より、SDC の国際レビューの状況、安全アプローチ SDG 及び系統別 SDG
	についての概況についての説明や、6月に実施されたGIF-IAEAの高速炉安全性ワー
	クショップにおける各国の設計状況など SDC/SDG 関連の状況報告があり、議論がな
	された。
	2 安全アプローチ SDG(報告)
	2. メニアアローア ODG (HAL) 久保季昌より 2015 年 6 日の GIF-SDC-TF にて合音に至った安全アプローチ SDG
	について、2015年3月に各国から出されたコメントに対する反映による改訂状況の説
	明があり、議論がなされた。主な論点として残余のリスクや設計拡張状態、実質的に
	回避されるべき事故状態などを中心に議論がなされた。
	3. 系統別 SDG の検討状況
	久保委員より、系統別 SDG の検討状況として、今後、国際的に議論するに当たり、
議事	内容が多岐にわたることから、第4世代ナトリウム冷却高速炉に特徴的な点に絞った
	検討方針とすることが説明された。また、それぞれの項目について説明があり、議論
	がなされた。
	4 国内外の安全其準の動向
	「日本」のスエージョーの 岡野季員より 米国における新型炉田 Design Criteria 策定について、その背景や位
	置付け、策定経過状況などについて紹介があった。
	5. 報告書ドラフトの確認
	山野幹事より、本委員会の報告書(中間報告)のドラフトについて紹介があり、今後
	のスケジュールの確認がなされた。9月11日を期限とし、各委員からコメントを募集す
	ることとした。
	6 <b>2 0</b> 卅
	0. てい)   
備考	

# 付録B

「第4世代ナトリウム冷却高速炉に関する 安全アプローチのための安全設計ガイドライン」 に関する委員会議論の反映

# 目次

1. はじめに	168
1.1. 背景及び目的	168
1.2. 安全設計ガイドラインの開発スコープ	170
2. 対象となる SFR システムの主な特性	172
3. 全般的なアプローチ	175
3.1. プラント状態	175
3.2. 設計拡張状態に対する全般的なアプローチ	175
3.2.1. 設計への適用	176
3.2.2. 設計拡張状態に対する想定事象及び想定される状態	176
3.2.3. ナトリウム冷却高速炉の安全特性の活用	177
<b>3.3.</b> 設計拡張状態に対する設計要件	178
3.3.1. 運転時の異常な過渡変化時のスクラム失敗事象(ATWS)	178
3.3.2. 除熱機能喪失事象(LOHRS)	
3.3.3. 設計対策のための更なる設計条件	
3.4. 事故状態の実質的排除	187
3.4.1. 設計への適用	187
3.4.2. 実質的排除されるべき事故状態の特定	187
3.4.3. 実質的排除されるべき事故状態に対する設計要件	
3.4.4. 実質的排除の実証性確立のための原則	190
4. 安全設計クライテリアの適用に関するガイドライン	197
4.1. 反応度に関する事項	197
4.1.1. <del>シビアアクシデント<u>炉心損傷</u>の発生防止</del>	197
4.1.2. <del>シビアアクシデント<u>炉心損傷</u>の影響緩和</del>	
4.2. 除熱機能喪失に関する事項	
4.2.1. 液位確保機能喪失の防止	
4.2.2. 設計基準事故に対する崩壊熱除去	
4.2.3. 設計拡張状態に対する崩壊熱除去	
4.3. 想定事象及び設計限界	
4.3.1. 事象の分類	
4.3.2. 事象及び設計限界の選定	
4.3.3. 運転時の異常な過渡事象及び設計基準事故	

4.3.4. 設計拡張状態	212
4.4. 試験性	214
4.5. 実証性	215
5. 安全設計クライテリアにおける技術的ポイントの明確化及び定量化.	
5.1. ナトリウム冷却高速炉におけるボイド反応度のシビアアクシデン	ト評価上の位
置づけ	
5.1.1. 技術的背景	
5.1.2. ナトリウム冷却高速炉の炉心構成に応じた事例研究	
5.1.3. 安全設計クライテリアにおける関連条文	
5.1.4. 重要事項のまとめ	234
参考文献	237
用語集	238
付属書	

#### 1. はじめに

#### 1.1. 背景及び目的

2011 年 5 月、第 4 世代原子力システム国際フォーラム(GIF)政策会合(PG)の賛助の下、安全設計クライテリアタスクフォース(SDC TF)が結成され、GIFの「安全設計クライテリア(SDC)」が策定された。2013 年 5 月、SDCの初版は PGの承認を受けて完成し、国際機関及び各国規制機関に検討用に配布された。SDC は本分野における国際的な安全基準の策定のため、GIF-各機関間の議論の基礎として参照されることとなる。

SDC の策定にあたっては、ナトリウム冷却高速炉(SFR)の特性に関する技術的な 議論を通じ、次に挙げる事項の必要性に関して SDC TF メンバーの全会一致で同意が得 られた。

- ➢ SDC を実際に適用するために、より詳細なガイドを構築すること。
- ▶ 例えば次のような特定の事項に対し、より詳細な議論を行うこと。
  - ◆ 事故状態の実質的排除
  - ◆ 特定機器(格納容器等)の「設計基準」
- ▶ 例えば次のような技術的課題に対し、共通理解を促進すること。
  - ◆ 「ナトリウム火災対策」は、検査、漏えいの最小化、早期検出、消火、ドレイン等の組み合わせからなる。
  - ◆ 炉心が最大反応度体系にないこと及び正のボイド反応度の影響

2012 年 11 月、サンディエゴで開催された PG 会合において SDC が公式に発表され、 そこでの議論を通じ SDC TF に対して次の提案がなされた。

- ▶ 2013 年 5 月開催の PG 会合において、SFR の SDC 適用に関するより詳細なガ イドラインを構築するための、2、3 年の作業計画を提示すること。
- ▶ 第4世代ナトリウム高速炉が、第2/3/3+世代軽水炉よりも有益であることをより明確に実証する観点から、SFR に対する SDC の重要事項の定量化及び明確化を進めること。

同会合において、GIF の産業界上級助言パネルより、以下の助言及び提案がなされた。

- ▶ 第4世代 SFR システムに対してどのように SDC を導入するか、その方法を含む安全評価のためのガイドラインの準備。
- ▶ 第3世代炉と第4世代炉とを差別化するための定量化/明瞭化についての考察。
- ▶ 規制当局及び技術支援機関と、ガイドラインに関する技術的な議論の開始。

上記に加えて、「第4世代 SFR 特有のクライテリアに関して、技術的要件をさらに詳細化すること」については、より強い動機及び必要性が存在する — すなわち、規制機関が参画する国際的な組織(例えば IAEA)での議論に活用できるよう、「安全に関する標準化の参照基準としての SDC 活用」および「軽水炉システムと比較した場合の、SFR 特有の安全性に関する特性や技術を理解/説明する」というものである。これらの動機及び必要性は「ガイドライン」として集約され、それは図1に示される安全基準の一部分を形成するものとなる。

安全設計ガイドライン (SDG) 構築の目的は、SFR 開発者が SFR システムの安全性 向上のために設計プロセスで SDC を活用することを支援するため、一連のガイドを提 供することである。ガイドには、安全に関する事項に対するアプローチ (SFR 炉心の反 応度特性及びナトリウム反応等) や、設計基準や設計条件を含む安全設計、安全評価の ための技術的ガイドが記載されている。



図1 安全階層及び SDC と SDG の位置付け

#### 1.2. 安全設計ガイドラインの開発スコープ

「背景及び目的」にあるように、SDGには重要点が二つある。一つ目は SDC の技術 的背景の更なる理解、二つ目は安全設計及び安全評価を実効的に進めるための SDC の 定量化及び明確化である。

「第4世代 SFR システムに対する安全アプローチ及び設計条件に関するガイドライ ン」が一つ目のポイントである。これは主に、第4世代 SFR システムに対する安全ア プローチを示し、また SDC を明確に理解するための補完的な技術資料として活用され ることとなるであろう。これまでの SFR に関する研究及び確率論的安全評価 (PSA)の 研究によると、著しい事故影響をもたらしうる事故は、大きく二つのグループに分けら れる。まず1)正常状態を逸脱した起因事象発生後における原子炉停止の失敗、そして 2)起因事象発生後の炉心の除熱機能の喪失、である。SFR の安全性に関するこれらの 根本的な懸案事項に関連して、「シビアアクシデントの発生防止・影響緩和 (反応度に 関する事項)」及び「実質的排除されるべき事故状態 (除熱機能喪失に関する事項)」に 対する設計並びに安全評価の手法についての SDG レポートを構築することが第一の目 標となる。

二つ目のポイントは、「第4世代 SFR の主要な構築物、系統及び機器(SSC)に関す るガイドライン」であり、これは「SSC の設計並びに評価についての制約事項の明確化」 を含む。基本的な安全機能に関連して、「炉心系」、「原子炉冷却系」、「格納容器」に関 する SDG レポートを構築することが第一の目標となる。この SDG 構築は「安全アプロ ーチに関するガイドラインに適合する SSC の機能要求」の観点に始まり、「設計条件一 式(想定事象/設計パラメータ/制約条件等)」へと展開してゆく。この SDG で記載され る、系統間共通の詳細度レベルは、IAEA NS-G(安全ガイドライン)シリーズの記載内 容全般が参照されうる。

SDG 構築には、次の事項も含む。

- > SSCの安全設計及び安全評価に対する重要事項の明確化
- ▶ 設計条件の定量化・明瞭化
- ➤ GIF-SFR の下の、SFR システム研究開発計画書(SRP)や研究開発プロジェクトにおける記載事項を基にした、第4世代 SFR システムとしての「SSC 全般の設計選択」例のリスト作成

まず「安全アプローチ及び設計条件に関するガイド(安全アプローチ SDG)」を構築

し、次に「主要な SSC に関するガイド」に進展する。

「安全アプローチ SDG」の内容は次のとおりである。第1章「はじめに」では、「背 景及び目的」、「安全設計ガイドラインの開発スコープ」、また第2章「対象となる SFR システムの主な特性」には、第4世代 SFR システムの4つの炉心構成の基本的な特性 並びにシステム構成を記載する。第3章「全般的なアプローチ」では、まず「プラント 状態」の全般的な定義を示し、「設計拡張状態に対する全般的なアプローチ」として、 設計拡張状態の発生防止と影響緩和に対する設計アプローチ、想定事象及び想定される 状態、SFR が有する安全特性の活用を説明する。また、反応度に関する事項、除熱機能 喪失に関する事項に関連した設計拡張状態に対する設計要件を示す。「事故状態の実質 的排除」として、事故状態の特定、設計要件、実証性確立のための原則を記す。第4章 「安全設計クライテリアの適用に関するガイドライン」では、反応度に関する事項及び 除熱機能喪失に関する事項に係るシビアアクシデント事故の発生防止及び影響緩和を、

設計選択、想定事象、設計限界、試験性及び実証性を含めて説明する。第5章は、「安 全設計クライテリアにおける技術的ポイントの明確化及び定量化」として、SFRの炉心 反応度の特性を記している。

#### 2. 対象となる SFR システムの主な特性

ナトリウム冷却高速炉 (SFR) は液体金属ナトリウムを冷却材として使用し、高出力 密度で冷却材の体積分率は低い。非酸化条件のため腐食が防げる一方、ナトリウムは空 気や水と化学反応するため、密閉された冷却系を要する。プラント規模は、小型モジュ ラー型炉(50~300 MWe)から大型炉(~1,500 MWe)が検討されている。これらの出 口温度は 500℃~550℃で、これまでの高速炉計画で開発並びに実証されている材料の 利用が可能である。SFR の閉じた燃料サイクルは、核分裂性燃料の再生及び MA 管理を 容易にする。しかしその利用には、再利用燃料が、その使用に足るだけの開発と品質確 保がなされることが必要である。第4世代システムの安全上重要な特性としては、熱応 答時間が長いこと、冷却材沸騰に至るまでに合理的な時間裕度があること、一次系が大 気圧に近い圧力で運転できること、一次系の放射性ナトリウムと電力変換系の間に中間 ナトリウム系を使用していること、が挙げられる。熱効率、安全性、信頼性に関して高 性能を達成するため、電力変換系として水・蒸気及び超臨界二酸化炭素が作動流体とし て検討されている。資本コストを削減する技術革新により、SFR は将来の電力市場で経 済的競争力を持つことも目的としており、さらに、高速中性子スペクトルは熱中性子炉 と比較すると飛躍的にウラン資源の有用性を拡張させる。アクチニド管理に対しては、 SFR は最も短期的な展開が可能なシステムであるとされている。

SFR の基礎技術の多くは、これまでの高速炉計画で既に確立されている。また、それらはフランスのフェニックスにおける end-of-life 試験、もんじゅの再起動、ロシアのBN-600 の寿命延長や起動間近の BN-800、中国の高速実験炉の起動により確認されている。SFR はアクチニド管理を念頭に置いており、経済性の強化が実現できれば、電力生産及び熱生産もまた実現可能である。閉じた燃料サイクルにより限られた核燃料資源を最大限に活用し、また同時に放射性廃棄物の管理が必要な国々にとって、SFR は魅力的なエネルギー源である。高速炉は、超ウランアクチニドの分裂をより効率的に行う高エネルギー中性子を用いて運転するため、アクチニド管理においては比類ない役割を有する。アクチニド管理に関する SFR の主な特性を次に挙げる。

- 閉じた燃料サイクルにおいて超ウラン元素を消費する。これにより放射性毒性 及び熱負荷を低減し、放射性物質の廃棄や位置的隔離を容易にする。
- ▶ 核分裂性物質の効率的な管理と多重リサイクルにより、ウラン資源の活用を高める。

固有の手段及び受動的手段によって達成された高い水準の安全性により、過渡事象 やバウンディング事象も十分な安全余裕をもって対処することが可能である。 原子炉は、プール型あるいはよりコンパクトなループ型の配置とすることが可能である。GIF SFR 研究開発計画書では、以下に示す3つの選択肢が挙げられている。

- ▶ 高度で先進湿式処理を集中して行う燃料サイクルによりウラン-プルトニウム 混合酸化物燃料(場合により MA 燃料)を使用した、大型のループ型原子炉(600 ~1,500 MWe)(図 2-1)
- 酸化物燃料又は金属燃料を使用した、中型~大型のプール型原子炉(300~1,500 MWe)(図 2-2、2-3)
- ▶ 原子力発電所と一体化した施設での高温冶金法を用いた燃料サイクルによる、 ウラン-プルトニウム-マイナーアクチニド-ジルコニウム合金燃料を使用した 小型モジュラー型原子炉(50~150 MWe)(図 2-4)

主だった燃料サイクル技術における選択肢としては、(1)先進湿式法、及び(2)高 温冶金法がある。SFRの燃料としては様々な選択肢が現在検討されているが、先進湿式 法には混合酸化物燃料が、高温冶金法には混合合金が、それぞれの第一候補となってい る。


図 2-1 JSFR (ループ型)



図 2-3 KALIMER (プール型)



図 2-2 (プール型)



Figure 2-4 (小型モジュラー型)

#### 3. 全般的なアプローチ

#### 3.1. プラント状態

**通常運転状態**…所定の全てのプラントパラメータ(温度、圧力等)が通常運転に対す る設計の範囲内で運転されている状態。また深層防護(DiD)レベル1の設計対策で対 応しうる状態。

**運転時の異常な過渡事象(AOO)**…プラントの運転寿命中に発生することが予測される、通常運転状態を妨げる事象で、主として1)安全上重要な一つの機器又は安全系の一部ではない一つ以上のSSCの、発生可能性の高い内部故障によるもの、又は2)プラント状態の崩壊をもたらすが、安全系により対応することができる、発生可能性の高い外部事象により引き起こされる事象。このような事象はプラントの運転寿命中に発生しうるため、AOOの発生確率は約1 x 10<sup>2</sup>/炉年である。AOO後に予測されるプラント状態は、DiD 第2層の設計対策で対応しうる状態とされ、AOOによる重大な影響は無い。

設計基準事故(DBA、あるいはDBE とも呼ばれる)…プラント寿命中の発生は予 測されていない事故で、主として1)安全上重要な又は安全系の一部のSSCの単一故障 に起因するもの、又は2)発生可能性の低い外部事象に起因するもので、場合により AOOよりも重大性が高い事象。DBAの発生確率は1 x 10<sup>-2</sup>/炉年より低く、あるいはお そらく1 x 10<sup>-5</sup>/炉年と低い。DBA後に予測されるプラント状態はDiD第3層の設計対策 で対応しうる状態であり、原子炉並びにプラント系統は著しい炉心損傷及び放射性物質 の放出を防止するよう反応するものの、わずかな燃料ピン破損は発生する可能性がある。

*設計拡張状態(DEC)*…DBA とは見なされない事故状態であるが、施設の設計プロ セスの中で最適評価手法に従って検討され、また、放射性物質の放出が容認限度内に保 たれるもの。DEC は、シビアアクシデント状態を含む場合がある。

**実質的排除される事故状態**…ある状態が発生することが物理的に不可能である場合、 又は、ある状態が高い確信度で極めて起こりそうにはないと考えられる場合に、このよ うな状態が発生する可能性は実質的に排除されたとされる事故状態。

#### 3.2. 設計拡張状態に対する全般的なアプローチ

本節では、設計に対する DEC の考え方、候補となる個々の DEC、並びに設計対策が 満たすべき要件について定める。ここでは通常の出力運転状態下における炉心に焦点を 置き、燃料取扱設備及び燃料貯蔵施設については言及しない。

#### 3.2.1. 設計への適用

図3に示すとおり、DEC に対する設計対策は DiD 第4層に位置づけられる。DiD 第4層には「炉心損傷の発生防止」(カテゴリ1)、「格納機能確保のための影響緩 和」(カテゴリ2)を含む。DiD 第1層から第3層及びカテゴリ1は、設計上想定さ れる起因事象又は想定される状態に対して、炉心損傷の発生を防止するために一連 の防護ラインを形成する。カテゴリ1では、炉心損傷発生防止のために、DBA に対 応する安全設備の機能追加又は機能拡張した設計対策を備える。起因事象からの事 象推移に DBA に対応する安全設備の失敗の要因と事象推移に及ぼす影響を考慮し て、有効に機能するカテゴリ1の設計対策を備える。カテゴリ2では、格納容器破 損要因の分析に基づいて、カテゴリ1までの安全機能に期待しない場合に至りうる プラント状態であって、格納容器破損に至りうる事象が発生する、想定されるプラ ント状態に対して、格納容器へのチャレンジ要因発生する事象の影響緩和や格納機 能確保の堅牢性を強化する設計対策を備える。

#### 3.2.2. 設計拡張状態に対する想定事象及び想定される状態

SFR の基本的な特性、工学的判断及び確率論的評価から鑑みて、物理的に発生可 能性のある起因事象や状態を、DEC とされる想定事象並びに想定される状態として、 広範囲にわたり考慮するべきである。運転時の異常な過渡変化時の スクラム 失敗事 象(ATWS)と除熱失敗事象(LOHRS)は、SFR の代表的な事象であり、炉心損傷 及び放射性物質の放出をもたらしうるため、考慮されるべきである。DEC は、ATWS 及び LOHRS を含む想定される事象シーケンスを基に、定められるべきである。

カテゴリ2は、DBAの対策設備とカテゴリ1の対策設備の両者の機能 <u>を考慮し</u> <u>ない場合喪失を想定した時</u>に発生しうる状態である。想定される事象シーケンスに 応じたある一定時間後に炉心損傷に至りえるが、この状態の範疇としては、炉心損 傷を伴う場合のみには限定されない。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。設計対策としては、格納容器破損をもたら しうるシビアアクシデントに伴う現象を発生防止するための設備あるいはそれらの 影響を緩和するための設備となる。

#### 3.2.3. ナトリウム冷却高速炉の安全特性の活用

#### 受動的及び固有の安全性

SFR は全般的に、原子炉停止や冷却といった基本的な安全特性に関して、安全上 有効な仕組みを備えている。

SFR に使われるナトリウム冷却材の温度領域は比較的大きいため(通常運転時で 約 400~550℃、沸点到達は約 900℃程度)、SFR システムでは受動的停止系を有効に 活用することができる。例えば、事故状態下で冷却材が高温にある場合、キュリー 温度を持つ磁気合金キュリー点温度が制御棒の自動ラッチ解除に用いられる自己作 動型炉停止機構(SASS)が活用可能である。あるいは、事故状態下で冷却材流量が 減少<u>する事故状態でした場合</u>は、内部ガス膨張が中性子漏えい増加に働くガス膨張 機構(GEM)が活用可能である。流体動圧<u>浮遊緩</u>新式制御棒(HSR)は、事故状態 で冷却材流量が減少した場合の流体動圧減少時に制御棒が自動的に炉心内に落下す る。

事故状態下の崩壊熱除去については、炉心と熱交換器間に十分な高低差が設けら れている場合、通常運転状態から沸点に至るまでの冷却材の大きな温度変域に応じ て密度変化が大きくなることから、自然循環を起こす力が効率的に活用され、大気 圧において単相であるナトリウム冷却材の自然循環を有効に活用することができる。 この特性から、崩壊熱除去系には様々な配置場所が考えられる。例えば、原子炉容 器内部や一次冷却材系・二次冷却材系の内部等であり、また蒸気発生器やガードベ ッセルにおいて緊急の代替冷却が可能である。通常運転時の最終除熱源は一般に水 であるが、事故状態下においては崩壊熱除去の最終除熱源に大気を選択することが できる。この特性により、崩壊熱除去系の多様性が強化される。

#### 原子炉容器内事象<mark>終息<del>収束</del>(IVR)</mark>

原子炉容器内事象<u>終息収束</u>(IVR)とは、「原子炉容器内において、炉心損傷後の 炉心物質の長期にわたる冷却を確保すること、あるいは、炉停止後の炉心の冷却材 からの露出を防止して炉心の長期にわたる冷却を確保すること」である。次に挙げ る SFR の安全特性、すなわち、冷却<u>系</u>材が低圧であること、沸点が高いこと、優れ た伝熱性、化学的に活性であること、を踏まえると、IVR に対する取り組みはカテ ゴリ2に対する重要な設計対策である。 本文表 12

DEC-A-3

SFR を含め、高速炉の特性は通常運転状態においては炉心が最大反応度体系にな

いことである。したがって DEC (主に ATWS) においては正の反応度変化が起こる 可能性がある。過度の正の反応度投入に対応するため、正の反応度変化の発生防止 並びに影響緩和対策が設計に組み込まれなければならない。炉心損傷の発生防止は 必須であるが、結果的に炉心損傷を生じる場合、原子炉冷却材バウンダリの機械的 破損は、溶融燃料やナトリウムの格納容器への大量噴出をもたらしうるため、これ を発生防止することが極めて重要となる。よって、冷却材バウンダリの機械的破損 をもたらしうる厳しい機械的エネルギーの発生を防止するために、炉心損傷時にお ける過度の正の反応度投入を防止しなければならない。

SFR は大気圧と同程度の低圧力状態、また沸点からはるかに低い温度で運転されるた め、冷却材漏えい<del>喪失</del>や配管損傷が発生しても、減圧、沸騰、さらに冷却機能喪失を 同時に伴う、軽水炉で想定される冷却材喪失事故(LOCA)のような事象には至らな い。SFR の炉心冷却に求められるのは、原子炉容器内でナトリウム冷却材液位を炉心 より上に維持することと、除熱源までの冷却材循環を確保することである。これら要 求事項は、炉心損傷状態に対してもあてはまる。炉心の状態如何に係わらず炉心の崩 壊熱除去を行うためには、炉心をナトリウム冷却材で覆い、崩壊熱を最終除熱源に放 熱するためにナトリウムを循環させることが重要である。**炉停止状態においては、** 炉心がナトリウム冷却材に浸漬している限り、ナトリウムの高い伝熱性と高い沸点に よって炉心の著しい損傷の発生は防止される。その一方、除熱源喪失(LOHS)にお いて炉心が露出すると、原子炉容器のメルトスルーは避けられない。このような状態 になると、損傷した炉心物質が高温のナトリウムと共に格納容器底部に堆積し、様々 なシビアアクシデントに伴う現象が発生しうる。すなわち、ナトリウム燃焼、Na-コ ンクリート反応、デブリ-コンクリート相互作用<del>反応</del>、再臨界等である。このような 状態に対する設計対策は、プラント施設に大きなインパクトを及ぼしうるし、また不 確かさが大きいために信頼度も低いものになりえる。

**IVR** に失敗した場合、環境への放射性物質放出を緊急時対策が必要なレベル以下 まで影響を緩和する観点からは、格納機能は十分とはなりえないであろう。なぜな ら、損傷した炉心物質は格納容器雰囲気に排出され、一方で放射性物質放出を防止 するためのナトリウム冷却材の保持機能が見込めないからである。

#### 3.3. 設計拡張状態に対する設計要件

3.3.1. 運転時の異常な過渡変化時のスクラム失敗事象(ATWS)

ATWS に対すおける想定状態 DEC とは、正常状態を逸脱した、スクラム、すな

<u>わち動的な原子炉停止</u>を伴わない状態での正常状態を逸脱した</u>炉心の出力-冷却の不 均衡、すなわち動的な原子炉停止又はスクラムなしでの冷却材温度上昇である。炉 心崩壊事故で即発臨界により大規模な機械的エネルギーが放出されるような状況は、 実質的に排除されなければならない。炉心損傷までの時間余裕は、除熱失敗事象 (LOHRS)と比較して短いため、信頼性のある原子炉停止機能が不可欠となる。炉 心損傷発生防止として受動的/固有の原子炉停止対策が要求され、また、炉心崩壊事 故の過程における炉心損傷の影響緩和として、大規模エネルギー放出防止対策、並 びに損傷した炉心物質の保持・冷却対策が要求される。ATWS のカテゴリ1、カテゴ リ2に対する設計対策は次のように要約できる。

# <u> 想定する状態</u> 動的な原子炉停止を伴わない正常状態を逸脱した炉心の出力-冷却の不均衡

▶ <u>カテゴリ1</u>

炉心損傷を回避して炉停止できるよう、受動的あるいは固有の炉停止のための方策 が設けられるべきである。(<del>少なくとも 2 つある<u>応</u>答時間が短く使用経験に優れる</del> 動的システムに対して付加されるべきであ<u>るり、それらは応答時間が短く運転経験</u> に優れていること。)

関連する SDC…クライテリア 20:設計拡張状態、クライテリア 46:原子炉の停止

SDC Criterion 46:原子炉の停止<sup>1</sup>.

6.9. 原子炉を停止するための手段は、少なくとも2つの原理の異なるかつ 独立した系統から成り立っていなければならない。さらに、設計拡張状態 に対して、重大な炉心損傷を防止し、かつ再臨界を長期にわたり防止する ための受動的あるいは固有の原子炉運転停止能力が備えられなければなら ない。

ない。		- 本文表 12
▶ <u>カテゴリ2</u>		DEC-A-3
<u>カテゴリ1の炊</u>	<mark>戸停止機能を考慮しない場合の</mark> 炉心損傷を想定しても、エナジェテ	2
ィクス <u>(厳</u> し	い機械的エネルギー放出)の発生を防止して、原子炉冷却材バウン	/
ダリの機械的砂	波損を防止するべきである。損傷した炉心物質の冷却及び格納機能 <mark>を</mark>	2
確保 <u>する上で</u> 、	、IVR を達成するための <del>に対する</del> 対策が備えられるべきである。	

関連する SDC

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> SDC Phase 1 Report からの引用部分はイタリック体で示す。

クライテリア 20:設計拡張状態

クライテリア44:原子炉炉心の構造上の性能

クライテリア 45:原子炉炉心の制御

クライテリア47:原子炉冷却材系の設計

クライテリア 51:崩壊熱除去系

- SDC クライテリア44:原子炉炉心の構造上の性能 設計拡張状態に対して、炉心損傷事故の際に大規模な機械エネルギーの放 出をもたらす可能性のある再臨界の防止対策を含めなければならない。
- SDC クライテリア45:原子炉炉心の制御

6.6bis. 炉心損傷事故時における著しい機械的エネルギー発生を防止するため、原子炉の炉心は、ナトリウムボイド反応度を含むすべての反応度フィードバックを考慮して、核特性、熱特性、及び物理的特性が、そのような設計拡張状態の影響緩和にとって好ましいものとなるよう設計されなければならない。

SDC クライテリア47:原子炉冷却材系の設計

6.16bis. 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器は、ATWS 時においてもバ ウンダリ機能が維持され、かつ一次冷却材系内に十分なナトリウムが維持 されるよう設計されなければならない。

SDC クライテリア51:崩壊熱除去系

6.19bis. 炉心損傷を伴う想定されるプラント状態下における炉心冷却能力 に対する手段が備えられなければならない。

3.3.2. 除熱機能喪失事象(LOHRS)

#### 液位喪失(LORL)

一次冷却材系の液位確保機能喪失型事象(LOHRS(LORL))において、炉心が露 出した場合、炉心溶融及び放射性物質の格納雰囲気への大規模放出は回避できない ため、炉心露出は設計対策によって実質的に排除されるべきである。液位喪失 (LORL)カテゴリ1、カテゴリ2に対する設計対策は次のように要約できる。

<u> <br />

想定する状態
</u>

設計基準を超える冷却材漏えいによって、炉心冷却のための冷却材循環が不全 となるか炉心露出に至りうる状態 本文表 12 DEC-A-3

180

#### ▶ <u>カテゴリ1</u>

原子炉容器及びガードベッセルが最高水準の信頼性を確保し、また二重漏えい の発生を防止するよう、設計、製作、据え付け、維持、検査を行うべきである。 ループ型炉においては、炉心損傷防止のため、ループ側の機器及び配管からの 漏えいを想定しても一次冷却材系の液位を確保する設計対策を備えるべきで ある。

Г

	本文表 12
▶ <u>カテゴリ2</u>	DEC-A-3
カテゴリ 1 の <u>液位確保機能を考慮しない場合に失敗によって</u> 生じるプラント	
状態においても、炉心冷却 <del>対策</del> 及び格納機能確保 <u>の観点から、液位喪失を防止</u>	
<u>して IVR を達成するための</u> 対策を備えるべきである。カテゴリ 1 の対策の失	
敗が実質的に排除されると判断できる場合、カテゴリ2は要求されない。原子	
炉容器からの漏えい発生後、事故後の状態においてガードベッセルからの長期	
にわたる漏えいが排除できないと判断される場合、事故対策(ナトリウム冷却	
材の補充、燃料集合体の <u>取り出し</u> 引き抜き等)を備えるべきである。	
	4
<u>原子炉容器とガードベッセルの二重漏えいに関して、</u> 「実質的排除」を明確にする	
ための条件を、以下に示す。	

$\succ$	信頼	領性の確保	本文表 12
	∻	原子炉容器及びガードベッセルは、最高水準の信頼性を確保できるよう、	DEC-B-9
		設計、製作、据え付け、維持、検査を行うべきである。	

▶ 従属故障の発生防止

- ◆ ガードベッセルは、原子炉容器から漏えいしたナトリウムの熱負荷 <u>や腐食</u> に対して耐性を確保するべきである。
- ◆ ガードベッセルは、漏えいナトリウムを長時間保持した状態での地震による機械的負荷に対して耐性を確保するべきである。
- ◆ ガードベッセルは、破損した原子炉容器との干渉に対して(熱膨張、地震 動等を考慮しても)耐性を確保するべきである。
- ▶ 共通原因故障の発生防止
  - ◆ 原子炉容器及びガードベッセルの支持構造部を実用可能な範囲で分離させること、あるいは支持構造部の共通部分の故障を発生防止すること。
  - ◆ 製造欠陥による共通原因の発生を防止すること。
  - ◆ <u>非常に大きな</u>地震に対して十分な余裕を確保すること。

関連する SDC …クライテリア 49:原子炉冷却材の液位

ガードベッセル及び外管は、一次冷却材系におけるナトリウム漏えい事故に おいても、一次冷却材系のナトリウム液面を崩壊熱除去に必要な液位に維持 するように設計されなければならない。主冷却材管と外管の間と同様に、原 子炉容器とガードベッセル間の従属故障ならびに共通原因故障を十分考慮し なければならない。原子炉冷却材バウンダリの故障の際の一次冷却材系から の漏えいナトリウムの量を減少させるよう対策が講じられなければならない。

#### 除熱源喪失(LOHS)

除熱源喪失型事象(LOHRS(LOHS))においては、崩壊熱は定格熱出力の数パーセントであるため、炉心、冷却材、原子炉冷却材バウンダリを含む原子炉冷却材系の温度は長時間をかけて緩やかに上昇する。そのため、崩壊熱除去系(DHRS)の失敗に対する復旧作業及び/又は予備の冷却対策をその期間中に実施できる可能性がある。除熱源が利用できない場合、一次又は二次冷却材系で冷却材バウンダリのクリープ破損が発生する可能性があり、また、多重複数個所の破損故障により格納容器バイパスがもたらされうる。この場合、系統の温度はナトリウム沸点に達し、ナトリウム蒸気が格納容器内に放出され、格納容器では持ち堪えることができない大規模な熱負荷の発生につながる恐れがある。炉心の冷却機能を強化させるため、このような事態は、炉心の冷却機能を強化させるため、このような事態は、炉心の冷却機能を強化させるため、このような事態は、欠心冷却材系での流量喪失型事象(LOHRS、冷却材流路遮断)については、除熱源への冷却材流路完全喪失は除熱源喪失事象と同様の影響をもたらすため、設計対策によりこのような事象は実質的に排除されるべきである。除熱源喪失型事象のカテゴリ1、カテゴリ2に対する設計対策は次のように要約できる。

		Li Linka da
$\succ$	想定する状態	本文表 12
	設計基準を超える多重故障や外的事象によって、崩壊熱除去機能喪失に至りうる	DEC-A-3

▶ <u>カテゴリ1</u>

炉心損傷及び過熱による原子炉冷却材バウンダリ破損を防ぐため、**DEC**設計基準 事故に対応する崩壊熱除去系の設計拡張又は代替冷却設備を備えるべきである。

N 4	本文表 12
	DEC-A-3
カテゴリ1の <mark>崩壊熱除去機能を考慮しない場合に<del>失敗によって</del>生じるブラン</mark>	
ト状態においても、炉心冷却及び格納機能 <u>を</u> 確保 <u>する上で、IVR を達成する</u>	

ためのに対する対策を備えるべきである。

関連する SDC …クライテリア 51:崩壊熱除去系

6.19 崩壊熱除去系は次のように設計されなければならない。

- (a) 実用可能な範囲で多様性をもち、外部事象を含む共通原因故障の低減に対 して冗長性をもつこと
- (b) 冷却材循環の閉塞を防ぐため、ナトリウム冷却材の凝固を防ぐこと
- (c) 想定される崩壊熱除去のための冷却材の漏えいに対して検知手段及び緩 和対策が提供されること

6.19bis. 設計拡張状態において、運転時の異常な過渡事象及び設計基準事故に対 する崩壊熱除去系に加えて崩壊熱輸送の対策が、以下の条件にそって設けられな ければならない。

(a) 非常に大きな外部ハザードとそれによる影響(長期にわたる全交流電源喪 失状態など)の状況下でも炉心冷却が可能であること,

- (b) 受動的機構が実用可能な範囲において活用されていること
- (c) 崩壊熱除去系は実用可能な範囲において多様性を有すること
- 3.3.3. 設計対策のための更なる設計条件

それぞれの DEC の発生防止及び影響緩和に対する設計対策を検討する際は、以下の事項を考慮に入れること。

- ◆ 期待される安全機能の特定。
- ◆ 期待される安全機能に対する 設計拡張状態として想定する異常事故状態(以) 下想定異常状態)
   の特定。
- ◆ 設計対策が満足すべき判断基準が明確にされていること。
- ◆ 想定 異常事故 状態における設計対策の性能の確保。起動信号、電力供給、制 御系統等の補機系設備が必要であれば、それらの性能の確保。構築物又は機 器はその健全性の維持。
- ◆ <u>必要に応じ、</u>異常の診断とアクシデントマネジメント活動のための非常時運転 マニュアルを備えること。
- ◆ 想定異常状態は、工学的判断や物理的考察に基づいて、着目する現象の影響が 厳しくなりうる異常状態として選定する。
- ◆ 有効性を実証するため、安全機能の不確かさ及び信頼性を十分に考慮して、 実験<u>結果や又は検証</u>確認された解析コードを用いた計算に基づくよる安全評 価を実施すること。

- ◆ <u>事故状態は、決定論的手法を用いて保守的に想定される。</u>安全性の実証は、<u>着</u>
   目する現象の結果が最も厳しくなる条件で評価しても、</u>安全の設計限界<del>が最 も厳しい状態</del>を超過しないことを示す場合がある。(決定論的評価、例えば、 損傷炉心の発熱量を炉停止直後の最も厳しい条件で設定するなど)
- ◆ 確率論的な非信頼度(例えば 10 分の 1 以下) <u>を判断基準とし、不確かさを考</u> <u>慮した確率論的評価をが</u>設計対策の適正評価に用いることを検討する。決定 論的手法及び確率論的手法の相違点を図 5 に示す。
- ◆ 選定された設計対策の独立性を実用可能な範囲で検討すること。
- ◆ DBA に対する安全設備に加えて取り入れられるものであることから、DBA 対 策設備に対する冗長性や多様性を有するものの、DEC に対するそれぞれの設 計対策(例えば ATWS に対するカテゴリ1の対策)は冗長性や多様性は要求 されない。
- ◆ 試験性を検討するべきである。設計拡張状態下のパフォーマンスについては、 最新の解析評価手法及び最新の知見を用いた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 べきである。動作確認が可能な設備については、動作確認のための試験を行 うべきである。

このようにして設定した設計の妥当性を確認するため、設計段階で確率論的安全 評価 (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 設計対策に見落としがないかを検討するべきである。



図3 想定事象、DEC に対する安全系並びに発生防止/影響緩和対策 (DiD レベル 1-4 関連)



図 4 LOHS の影響緩和に対するプラント状態の設定



- 決定論的手法:決定論的に最も保守的な想定条件に対して、機能維持することを示す(十分条件)。
- 確率論的手法:リスク低減効果が目標を達成できることを示す(例えばリス ク低減効果 1/10。(参考) NRC 格納容器性能目標は 0.1)

# 3.4. 事故状態の実質的排除

本文表 12 PE-A-1

#### 3.4.1. 設計への適用

本節では実質的排除されるべき状態の設計への展開の考え方、候補となる状態、 設計対策が満たすべき要件について定める。プラント初期状態として通常出力運転 状態における炉心を対象とし、燃料取扱設備及び燃料貯蔵施設を除く。

早期または大規模な放射性物質の放出に至りうる炉心損傷を伴う事故は、個別に 設計対策を講じることで「実質的排除」する。ここではリスク低減のために「実質 的排除」すべき状態に対する設計アプローチを規定する。

本文表 12 PE-A-2 PE-A-3

- 設計上考慮する事象には含まれないが、想定すると合理的な設計対策が困難な 事象、すなわち、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 リを破損せしめる規模の機械的エネルギー放出に至る炉心損傷を引き起こし うる事象を実質的排除するために、発生防止する対策を施すべきである。(設 計上考慮しない根拠を明確にするべきである)。
- シビアアクシデントに伴う現象の影響緩和ための合理的な設計対策が困難な 現象は、それらの発生防止により実質的に排除する。ここで対象とするのは、 炉心損傷に伴って発生しうる事象、あるいは炉心損傷の起因となりうる事象で ある。炉心損傷を発生防止することによって、当該シビアアクシデントに伴う 現象を発生防止しても良い。

#### 関連する SDC

2.2.4 クリフェッジの発生防止: 突然で著しい放射性物質の放出をもたらしう る、設計の向上では合理的に制御できないシビアアクシデントは、適切な対 策によって実質的に排除されなければならない。

#### 3.4.2. 実質的排除されるべき事故状態の特定

実質的排除されるべき状態の候補を抽出することで、格納容器破損モード、チャレンジ要因となる現象、起因事象を分析することになる。格納容器に対するチャレンジ要因を図6に示す。

どのような対策をとるかは設計選択に依存する。多くの事象(ATWS、LOHRS等) は、代表的な DEC である炉停止失敗事象や除熱失敗事象に関連する対策で発生防止 されるが、他のチャレンジ要因も含まれている。このため、個別の要因に対策する ことが求められる。

#### 機械的負荷を生じるチャレンジ要因

「機械的負荷」に関して実質的排除されるべき状態の候補を図7(1/3)に示す。 これらの状態は、飛散した燃料による格納容器直接加熱、大規模 Na スプレー燃焼、 水素燃焼(爆燃、爆轟)及び溶融燃料-Na 冷却材相互作用(蒸気爆発)によって、格 納容器破損をもたらす可能性がある。多量の燃料が格納容器内に飛散することを防 止するため、厳しい反応度投入をもたらす要因(ATWS による大規模炉心損傷や燃 料集合体破損、大きな反応度投入)を回避するための設計対策を実施すべきである。 Na スプレー燃焼や水素燃焼(爆燃、爆轟)による圧力負荷を発生防止又は影響緩和 する対策として、格納容器雰囲気の不活化も考えられる。水素発生を防止するため には原子炉容器メルトスルーの発生防止、漏えいナトリウムとコンクリートの接触 防止が求められる。原子炉容器メルトスルーを回避することで燃料-Na 冷却材反応も 発生防止できる。

#### 熱負荷を生じるチャレンジ要因

「熱負荷」に関して実質的排除されるべき状態の候補を図7(2/3)に示す。これ らの状態は、Na プール火災、Na 蒸気、ガス状核分裂生成物による格納容器加熱、 Na-コンクリート反応、デブリ-コンクリート反応による基礎コンクリート浸食、Na プール接触による格納容器壁加熱によって、格納容器破損をもたらす可能性がある。 原子炉容器メルトスルーが発生した場合、著しい負荷が生じる。その他の負荷(す なわち、Na プール、ガス状核分裂生成物に起因する負荷)にも耐えうる格納容器を 設計することが可能と考えられる。

#### 格納容器バイパス

「格納容器バイパス」に関して実質的排除されるべき状態の候補を図7(3/3)に示す。これらの状態は、熱的負荷による格納容器バウンダリ破損、又は機械的負荷による一次系・二次系バウンダリ破損をもたらす可能性がある。

このようなチャレンジ要因が発生した状況下で起こりうる現象を図8(1/2)、(2/2) に示す。図8(2/2)に示されるように、原子炉容器メルトスルーとなる要因はATWS 時の原子炉容器内冷却失敗とLOHRSにおける炉心損傷時であり、これらの発生を防 止することが要求される。格納容器バイパスを発生防止するためには、除熱源喪失、 即発臨界、大規模な燃料-Na冷却材反応の発生を防止することが重要となる。

以上を踏まえ、次に挙げる状態を実質的に排除する事象の候補とする。 A) 炉心損傷を伴う ATWS からの厳しい機械的エネルギー発生及び事故後の崩壊熱 除去失敗

- B) 反応度異常投入による即発臨界(大規模気泡通過、設計基準を超える地震による炉心変形、炉心支持構造の著しい破損による炉心変位等)
- C) 除熱源喪失による炉心損傷後の原子炉容器メルトスルー
- D) 液位喪失による炉心損傷後の原子炉容器メルトスルー

実質的に排除する状態として、EPR については表1に、SFR については表2に要約する。

3.4.3. 実質的排除されるべき事故状態に対する設計要件

## A) <u>炉心損傷を伴う ATWS からの厳しい機械的エネルギー発生及び事故後の崩壊熱</u> 除去失敗

DEC において設計対策の要件が規定されている。ただし、除熱源喪失型 ATWS (ULOHS)のように出力と冷却のバランスが崩れた状態で比較的長時間炉心損傷す ることなく推移する事象においては、付加的な原子炉停止手段を講じて炉心損傷を 発生防止できる可能性が高くなる反面、炉心損傷に至った場合、原子炉冷却系全体 の温度が上昇しているため事故後の崩壊熱除去が相対的に難しくなる点に配慮する べきである。

#### B) 反応度異常投入による即発臨界

▶ 大規模気泡通過

一次冷却材系では、系統・機器の幾何形状の設計により、カバーガスからのガス 巻き込みを防止し、ナトリウムに液没したガスの滞留が制限されるべきである。例 えば、炉心支持板下部に滞留し得るガスの最大量は、その一斉炉心通過を想定して も、即発臨界に至るガス量に比較して非常に大きな余裕を有する、など。ガスの滞 留が発生しうる箇所についてはガス抜き機構を設けると共に、原子炉冷却材バウン ダリの破損、一次系ポンプの過回転といった正常状態を逸脱した状態で発生しうる 炉心へのガスの侵入や巻き込みが即発臨界をもたらさないことを示す評価を実施す べきである。

関連する SDC

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のプラントシ ステム性能

クライテリア45:原子炉炉心の制御

▶ 設計基準を超える地震による炉心変形

地震動を検知し原子炉を自動停止する機能を備える必要がある。制御棒挿入を確 実に行うため、炉心と制御棒駆動機構の相対的な位置関係の変化は、DBA に対して 十分な裕度をもって抑制されるべきである。未臨界状態の維持については、制御棒 挿入後も制御棒の飛び上がりを抑制すべきである。炉心損傷を発生防止するため、 燃料集合体の浮き上がりや炉心支持板のたわみによって生じる反応度投入は抑制さ れるべきである。炉心の剛性、すなわち炉心支持板および拘束する構造、が確保さ れるべきであり、さらに必要に応じて燃料集合体の飛び上がり抑制構造が導入され ることになろう。

関連する SDC

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のプラントシ ステム性能

クライテリア44:原子炉炉心の構造上の性能

▶ 炉心支持構造の著しい破損による炉心変位

炉心支持構造は、地震や燃料集合体重量、過渡事象における熱負荷等の設計想定 負荷に対して十分な余裕を持った設計とすると共に、寿命中の高線量、高温、ナト リウム等の環境条件に対応できる設計とするべきである。著しい炉心変位や破損が 検出できるよう、超音波検出器を用いた定期検査や、流量及び温度といったプラン トパラメータの監視等の、検知手段が備えられるべきである。そのような状態にお いても不安定破壊することなく炉心支持等の機能が果たされるべきである。

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

クライテリア44:原子炉炉心の構造上の性能

## C) <u>除熱源喪失による炉心損傷後の原子炉容器メルトスルー、D) 液位喪失による炉</u> 心損傷後の原子炉容器メルトスルー

これらは、DECにおいて設計対策の要件が規定されている。メルトスルーからの 炉心損傷の影響の重大性に鑑み、対策の有効性を判断するべきである(例えば、複 数の多様性と独立性を有する対策によって強固な防護ラインを形成する、など)。

#### 3.4.4. 実質的排除の実証性確立のための原則

実質的排除の実証は、個々の事例に応じて実施される。そもそも実証には、確率 論的な研究により補われた、決定論的な基礎を有しなければならない。決定論的な 実証は、防護ライン(Lines of defence)で構成される。

決定論的な実証は、次の全般的な原則に基づく。

- ストレス、人的要因、悪意を含む、実質的排除状態を誘引しうる事象の完全に 近いリストを探す。各事象に対し、物理的にその事象を排除する対策、あるい は発生可能性を低くする対策のどちらかが確立されることとなる。
- ▶ 起因事象が発生する場合、その影響を緩和する対策を取り入れる。
- 早期検出に至る対策、及び、破損を回避あるいは影響を容認できるようにする 是正処置に至る対策、などの好ましい対策。クリフエッジ効果につながるよう な状態を避けることに重点が置かれるべきである。影響緩和対策の有効性と信 頼性は、特定された起因事象に関連する範囲より、幅広い範囲を網羅する。対 策は、起因事象ではなく、誘発される事象に依存する。影響緩和対策の効果を 低減あるいはバイパスする共通モード故障に至りうる起因事象が特定され、補 足的な対策が講じられる。
- 従前の対策よりも多様化しており、共通モード故障にあまり影響されず、悪化した状況に対応することができ、最終的により厳しい状況になることを回避することができる。

さらに、網羅性の確保及び期待する頻度が達成できることを示すことが可能な、 確率論的な評価を実施する。

## 表1 実質的排除すべき状態(EPR)

EPR		
実質的排除すべき状態	設計の特徴との関連	
高圧下での炉心溶融と格納容器	高圧系であるため溶融燃料が格納容器内に飛散して	
雰囲気直接加熱	雰囲気を加熱することで格納容器破損に至る可能性	
	がある。	
急速な反応度事故	冷却材温度係数が負であり、出力運転中の冷却材中	
	の中性子吸収材濃度を調節して運転するため、冷水	
	または希釈水が多量に炉心に流入すると反応度事故	
	に至る可能性がある。	
水蒸気爆発	UO <sub>2</sub> -水系では、溶融燃料が直接液相の水に接触する	
	条件であり、大規模な水蒸気爆発が発生する可能性	
	がある。	
水素爆発	軽水炉では、ジルコニウム-水反応や水の放射線分解	
	によって水素が発生するため、格納容器内の水素濃	
	度を爆燃限界以下に制御するべきである。	
格納容器バイパス	蒸気発生器管からの漏えい及び格納バウンダリ外に	
	連絡している系統(低圧な安全注入系、崩壊熱除去	
	系)の隔離失敗が格納容器バイパスにつながりうる。	
燃料プールでの燃料溶融	燃料プールは格納容器外に設置されているため、燃	
	料溶融が発生すると著しい放射性物質放出が発生す	
	る可能性がある。	

参考:「次世代加圧水型原子炉の設計及び建設のための技術ガイドライン」 (2000年10月19日/26日開催GPR/ドイツ専門家会議にて採択)

192

## 表 2 実質的排除すべき状態 (SFR) \*

SFR		
実質的排除すべき状態	設計の特徴との関連	
ナトリウム冷却材沸騰又は溶融	炉心が最大反応度体系にないことから、炉心損傷進	
燃料凝集による大規模な機械的	行中における正の反応度投入によって著しい機械	
エネルギー放出、ATWS からの炉	的エネルギーの放出が発生しうる。原子炉容器ルー	
心損傷による崩壊熱除去失敗	フが破損した場合、放出された Na スプレー火災又	
	は飛散した燃料による直接加熱により格納容器へ	
	の圧負荷が発生する可能性がある。	
反応度異常投入による即発臨界	炉心が最大反応度体系にないため、厳しい起因事象	
	(大規模気泡通過、設計基準を超える地震による炉	
	心変形、炉心支持構造の著しい破損による炉心変位	
	等)により反応度事故が発生する可能性がある。	
除熱源喪失による炉心損傷後の	除熱源を喪失した場合、一次、二次冷却材系におけ	
原子炉容器メルトスルー	るクリープ破損により冷却材バウンダリ損傷が発	
	生しうる。また、多重故障により格納容器バイパス	
	がもたらされうる。その後、系統の温度はナトリウ	
	ムの沸点に達し、ナトリウム蒸気が格納容器内に放	
	出される。	
液位喪失による炉心損傷 後の原	炉心が露出すると、炉心溶融及び格納容器雰囲気へ	
<u>子炉容器メルトスルー</u>	の著しい放射性物質放出は避けられない。	

\*本報告書では出力運転状態における炉心状態のみを扱う。



図6 格納容器へのチャレンジ要因の分類



図7 実質的排除されるべき状態の候補 (1/3)





図8 チャレンジ要因が発生した状況下で起こりうる現象(1/2)



図8 チャレンジ要因が発生した状況下で起こりうる現象(2/2)

#### 4. 安全設計クライテリアの適用に関するガイドライン

本章では、炉心損傷の発生防止を目的として、原子炉の反応度特性と関連する原子 炉停止機能並びに損傷炉心の格納機能、除熱喪失を発生防止するための機能に関連する 重要な SDC を、第4世代 SFR へと適用する上でのガイドラインを記載する。ガイドラ インには、SDC から派生した、あるいは SDC に関連する機能や設計要件、重要な設計 パラメータを含んでおり、さらに、安全設計を進めるために、想定事象、設計限界、試 験性、実証性に関する記載が盛り込まれている。本ガイドラインは、設計対策の具体例 を示し、設計者に明確な理解を与えることで安全設計の概念に対して共通に適用可能な ものとなることを意図しているものであり、一方で必須の要件を定めようとするもので はない。

#### 4.1. 反応度に関する事項

4.1.1. 炉心損傷シビアアクシデントの発生防止

DBA 及び DEC に対する、炉心損傷発生防止関連の SDC はクライテリア 46 で定められている。これらに関する設計ガイドラインを次に示す。

#### 4.1.1.1. DBA に対する原子炉停止

(1) 安全設計クライテリア

"原子炉を停止するための手段は、少なくとも2つの原理の異なるかつ独立した系統から成り立っていなければならない。"

(2) 設計概念

制御棒、作動機構、検知器、信号処理系(原子炉保護系(RPS)の一部)から成る、二系統の、独立性と多様性を考慮した動的原子炉停止系

(3) 特定の機能、設計要件及び設計パラメータ i 原子炉停止系の能力		本文表 12 特-A-2	
(a) 機能あるいは設計上の要件			
原子炉停止系のうち、少なくとも一つは、炉心の反応度特性や冷却系の機能			
と相まって、AOO 及び DBA に対して設計限界を超えることなく原子炉停止を			
達成し、冷温停止状態を維持できるべきである。 <del>原子炉停止系の他の系統は、</del>			
<del>炉心の反応度特性や冷却系の機能と相まって、AOO 時に上記系統が作動しな</del>			
<del>い想定でも DEC の設計限界を超えることなく原子炉停止できるべきである。</del>			
<del>また、冷温停止状態に移行させ維持する手段を備えるべきである。</del>			

このため、炉心は固有の出力抑制特性(負の出力係数)を有する設計とする べきである。原子炉停止系は急速かつ十分な反応度を投入できる性能を有する べきである。原子炉冷却材系は、一次系ポンプが破損した場合でも急激に流量 が失われないように流動慣性を有するべきである。

制御棒で構成される原子炉停止系は、最も反応度価値が高い制御棒1本が挿 入されないと想定しても原子炉停止に十分な反応度価値を有する(「one rod stuck margin」と呼ばれる)よう設計される。原子炉停止系のうち、少なくとも 一つは、one rod stuck margin を考慮して冷温停止状態を維持できること。冷温 停止状態とは、通常運転時の燃料交換、定期点検、修復作業等が可能となる運 転手順上に定められた原子炉の状態である。照射や設計基準地震によって生じ える、制御棒案内管(CRGT)を含む炉心の変形や CRGT と制御棒駆動機構間 の変異を考慮しても、制御棒の挿入性を確保するべきである。

原子炉停止系は、反応度制御機能の不具合が原子炉停止機能に波及しないように配慮した設計とするべきである。

- (b) 設計パラメータ
- ◆ 制御棒挿入開始の信号送信から挿入開始までの時間
- ◆ 制御棒挿入に要する時間
- ◆ 制御棒の反応度価値
- ◆ (炉心の反応度特性)
- ◆ (原子炉冷却材系の流量半減時間)

ii. 多様性と独立性

(a) 特定の機能/設計上の要件

共通原因故障の発生防止の観点から、二つの原子炉停止系には、実現可能な 限り多様性、独立性を持たせた設計とするべきである。また、この二つの原子 炉停止系は、実現可能な限り物理的、電子工学的に分離するべきである。 (設計対策例)

- ◆ 離隔配置や壁を用いた隔離等による、電盤やケーブルの物理的隔離。
- ◆ 計装制御系からの、あるいは二つの系統間の電気的な独立性(光データ伝送システム等による)。

二つの原子炉停止系は実現可能な限り多様化を図るべきである、例えば制御 棒挿入に異なった構造や機構、制御棒及び制御棒案内管について異なった設計 の採用、マイクロプロセッサとハードワイヤード処理系を組み合わせ、など。 原子炉保護系(RPS)の検出<u>系は、異なる</u>パラメータ<u>あるいは異なる検出原理、 もしくはその組み合わせ等により、</u>は実現可能な限り二つの系統間で多様化す るべきである。二つの原子炉停止系のうち少なくとも一つは、単一故障基準に 従った作動機構、検知器、信号処理系の機器を適用した設計であるべきである。 それぞれの原子炉停止系に、電源喪失時の制御棒保持機能喪失による制御棒落 下といったフェイルセーフを考慮するべきである。

- ▶ (b) 設計パラメータ
  - ◆ 電気的、物理的隔離の方法
  - ◆ 多様化の方法(RPS の検知パラメータを含む)
  - ◆ フェイルセーフ機構

iii. 環境に対する考慮

▶ 特定の機能/設計上の要件

二つの原子炉停止系は、照射効果、温度効果、化学的効果、幾何学的変化等のプ ラントの運転寿命中にさらされる環境状態を考慮して機能する設計であるべきで ある。

> 設計パラメータ
 ◆ 温度、線量、ナトリウム環境効果

4.1.1.2. DEC に対する原子炉停止

(1) 安全設計クライテリア

"<u>DEC</u> 設計拡張状態に対して、重大な炉心損傷を防止し、かつ再臨界を長期に わたり防止するための受動的あるいは固有の原子炉運転停止能力が備えられなけ ればならない。"

(2) 設計概念

冷却材温度上昇や冷却材の流体力の変化に応じたものなど、いくつかの異なる 機構がある。

- (3) 特定の機能/設計上の要件及び設計パラメータ
  - i. 受動又は固有の特性による原子炉停止機構の能力
  - (a) 特定の機能/設計上の要件

炉心反応度特性や冷却材の機能と相まって、受動的停止機構はAOO における動的停止機構が失敗した場合でも、DEC の設計限界を超えることなく原子炉 停止できるべきである。従って、受動的停止機構は十分な負の反応度を所定の 時間以内に投入できる設計であるべきである。また、受動的停止系は自然現象 に直接応答して動的信号や起動機構あるいは電源が無くても起動し運転でき る設計であるべきである。

(b) 設計パラメータ

受動的停止機構に応じた原子炉状態を表すパラメータ(原子炉出口冷却材温 度、原子炉冷却材流量等)、その作動値、応答時間、反応度投入量

ii. 共通原因故障の発生防止

(a) 特定の機能/設計上の要件

動的系統の故障のいかなる要因にも影響を受けるべきではない。制御棒によ る吸収装置では、地震や環境状態、照射等の想定事象による静的あるいは動的 な炉心変形があっても、挿入が確保されるべきである。誤起動等の異常をもた らすおそれがあるべきではない。

- (b) 設計パラメータ
- ◆ 挿入性確保に必要な炉心変形の許容限度、及び炉心と吸収装置間の変位の 許容限度

iii. 長時間にわたる原子炉停止

(a) 特定の機能/設計上の要件

動的原子炉停止系不作動においても冷温停止状態を達成及び維持するため の手段、プラント状態の監視手段が備えられるべきである。

- (b) 設計パラメータ
- ◆ 冷温停止に必要な反応度
- ◆ 事故後の原子炉状態を監視するためのパラメータ

iv. 環境状態の考慮

(a) 特定の機能/設計上の要件

受動的停止機構は、照射効果、温度効果、化学的効果、幾何学的変化等のプ ラントの運転寿命中にさらされる環境状態を考慮して機能する設計であるべ きである。

- (b) 設計パラメータ
- ◆ 温度、線量、ナトリウム環境効果

4.1.2. 炉心損傷シビアアクシデントの影響緩和

GIF SFR の SDC では炉心損傷の影響緩和を考慮し、クライテリア 44、45、47、 51 で設計クライテリアを定めている。これらに関する設計ガイドラインを以下に示 す。炉停止系不作動事故時のシビアアクシデント(炉心損傷)時の著しい機械的エ 

 ネルギーの発生防止と原子炉容器のメルトスルーを防止する対策を以下に記載する。

 各記載はシビアアクシデント(炉心損傷時)の各フェーズに対応する設備案を記載し要求パラメータを記載している。

 炉心損傷における各フェーズは下記である。

 超因過程:・・

 遷移過程:・・

 野心膨張過程:・・

 事故後冷却過程:・・

4.1.2.1. 起因過程における影響緩和

(1) 安全設計クライテリア

"炉心崩壊事故時における著しい機械的エネルギー発生を防止するため、原子 炉の炉心は、ナトリウムボイド反応度を含むすべての反応度フィードバックを考 慮して、核特性、熱特性、及び物理的特性が、そのような設計拡張状態の影響緩 和にとって好ましいものとなるよう設計されなければならない。"

(2) 設計概念

異なる出力規模や燃料の材料特性、すなわち酸化物燃料や金属燃料等、いくつ かの異なる炉心設計があるが、ラッパ管に収納された六角燃料集合体から成る全 体的な炉心構成は共通している。

(3) 特定の機能/設計上の要件及び設計パラメータ

i. 冷却材ボイド反応度の制限

(a) 特定の機能/設計上の要件

ULOFの起因過程の際に、冷却材沸騰からの正のボイド反応度投入による炉 心崩壊が発生した場合、即発臨界の発生を防止するべきである(すなわち、p<sub>net</sub> <1\$)。ドップラー反応度、燃料膨張及び燃料<u>分散飛散</u>による負の反応度効果が、 ULOFの起因過程での即発臨界を発生防止できる範囲内になるよう、炉心設計 ではナトリウムボイド反応度を制限するべきである。ナトリウムボイド反応度 を抑制するため、炉心高さやナトリウム体積比といった炉心設計パラメータが 適切に選定されるべきである。

- (b) 設計パラメータ
- ◆ 炉心反応度特性(ボイド反応度、ドップラー効果、燃料膨張反応度等)
- ◆ 炉心高さ、ナトリウム体積率

ii. 燃料反応度効果の促進

(a) 特定の機能/設計上の要件

燃料<u>分散</u>飛散あるいは燃料膨張による有効な負のフィードバックを得るため、炉心高さや燃料比出力等の炉心設計パラメータを適切に選定するべきである。

(b) 設計パラメータ

◆ 炉心高さ、燃料比出力

iii. 過出力型燃料破損に対する抵抗性

(a) 特定の機能/設計上の要件

過出力型燃料ピン破損に対する抵抗性を強化するため、燃料スミア密度が制限されるべきである。

- (b) 設計パラメータ
- ◆ 燃料スミア密度

4.1.2.2. 遷移過程における影響緩和

(1) 安全設計クライテリア

"設計拡張状態に対して、炉心崩壊事故の際に大規模な機械エネルギーの放出 をもたらす可能性のある再臨界の防止対策を含めなければならない。"

(2) 設計概念

設計や燃料特性に応じて様々な設計概念をとりうる。

(3) 特定の機能/設計上の要件及び設計パラメータ

i. 損傷炉心集中の発生防止

(a) 特定の機能/設計上の要件

ULOF の炉心崩壊の過程における即発臨界の発生防止対策を備えるべきで ある(すなわち、p<sub>net</sub> < 1\$)。このために、さらなる損傷拡大を防止(事故の早 期<u>終息収束</u>)するための手段を講じるべきである:溶融燃料の炉心外への排出、 中性子吸収剤の炉心への混入、炉心冷却等。これらの対策は、炉心崩壊過程に 現れる固有の現象に基づいているべきである。溶融燃料の排出経路を備える場 合、その設計は、排出される燃料の凝固による閉塞を防止し、大規模な<u>燃料</u>溶 融<u>燃料組成</u>に先立ち有効となり、また溶融燃料の排出に対して十分な排出能力 を有するべきである。

(b) 設計パラメータ

- ◆ 炉心形状、核分裂性燃料物質の密度、炉心の燃料質量、炉心材料特性
- ◆ 溶融燃料の排出経路を備える場合は、その形状(排出経路の直径、長さ) と材料特性等

ii. 安定した冷却状態への移行

(a) 特定の機能/設計上の要件

溶融燃料を原子炉容器内で安定冷却するための手段を設けるべきである。炉 心領域内に残されている燃料の冷却性や冷却不能な燃料の安定冷却状態への 再配置などを、十分に考慮するべきである。再配置の過程における1\$を超える 即発臨界の発生を防止するべきである。

- (b) 設計パラメータ
- ◆ 炉心への冷却材再流入経路
- ◆ 燃料排出経路となる制御棒案内管等の構造

4.1.2.3. 原子炉冷却材バウンダリの破損の防止

(1) 安全設計クライテリア

"原子炉冷却材バウンダリを構成する機器は、ATWS 時においてもバウンダリ機 能が維持され、かつ一次冷却材系内に十分なナトリウムが維持されるよう設計さ れなければならない。"

(2) 設計概念

機械的負荷に対する原子炉冷却材バウンダリの破損防止(対策は原子炉構造 の設計に依存する)

(3) 特定の機能/設計上の要件及び設計パラメータ

i. 機械的負荷に対する原子炉冷却材バウンダリの破損防止

(a) 特定の機能/設計上の要件

原子炉冷却材バウンダリを構成する機器は、炉心からの溶融燃料排出による 燃料-冷却材熱的相互作用(FCI)に起因する圧力負荷に対して、バウンダリ機 能を維持するべきである。

- (b) 設計パラメータ
- ◆ 燃料排出経路及びプレナムの構造仕様、冷却材バウンダリ機器の構造設計、 材料強度
- ii. 機械的負荷に対する原子炉カバーガスバウンダリからのナトリウム噴出防

止
 (a) 特定の機能/設計上の要件
 原子炉カバーガスバウンダリの機器は、FCI による機械的負荷に対して格納
 容器へのナトリウム流入を防止するべきである。燃料取扱いのための回転プラ
 グを含むプラグ構造のシールの強化等の設計対策を考慮すべきである。
 <u>また、炉心損傷に伴って原子炉カバーガス中に移行する FP ガス及びその発</u>
 熱による原子炉カバーガスの温度・圧力の上昇に対する対策を考慮すべきである。
 (b) 設計パラメータ
 ◇ 原子炉カバーガスバウンダリを構成する機器の構造設計、材料強度
 ◇ 原子炉カバーガスの過圧を防ぐための安全弁等

#### <u>iii. 原子炉容器内事象収束終息及び損傷</u>炉心の冷却

(a) 特定の機能/設計上の要件

損傷炉心の原子炉容器内での保持及び冷却を達成するための対策を講じる べきである。損傷炉心の保持に関しては、専用の構造(すなわちコアキャッチ ャー)を設けるべきである。あるいは、原子炉容器内部の他の機器又は構造(炉 心支持構造等)に保持機能を持たせるべきである。損傷炉心の保持場所と除熱 源の間に冷却材循環経路を確保する対策を講じるべきである。

- (b) 設計パラメータ
- ◆ 損傷炉心の保持構造、除熱源、冷却材の系路

### 4.1.2.4. 事故後の除熱

(1) 安全設計クライテリア

"炉心崩壊を伴う想定されるプラント状態のための炉心冷却能力に対する手段 が備えられなければならない。"

(2) 設計概念

原子炉容器内事象<del>収束<u>終息</u>(IVR)及び損傷炉心の冷却</del>

専用の構築物(すなわち、コアキャッチャー)\_又は他機器あるいは構築物に 保持機能を持たせる)--

- (3) 特定の機能/設計上の要件及び設計パラメータ
  - i. 損傷炉心の保持
  - (a) 特定の機能/設計上の要件

損傷した炉心物質を原子炉容器内に保持するための対策を講じるべきであ る。事故後の除熱過程における、保持された炉心物質による再臨界の発生を防 止するべきである。保持用の構築物は損傷炉心による熱負荷に耐性を持つべき である。

- (b) 設計パラメータ
- ◆ コアキャッチャー又は炉心支持構造の構造設計(形、強度)、材料強度特 性、炉心から流出した溶融燃料の冷却能力
- ◆ コアキャッチャー又は炉心支持構造の燃料保持容量
- ◆ 損傷した炉心物質の特性及び分布

#### ii. 冷却材循環経路と除熱源の確保

(a) 特定の機能/設計上の要件

冷却材流路及び除熱源がデブリベッドの冷却に利用できるべきである。流路 を構成する構築物及び機器は、FCIにより機械的負荷が発生してもその機能を 維持するべきである。冷却経路は実現可能な限り多様性を有するべきである。

- (b) 設計パラメータ
- ◆ 原子炉冷却系の設計(除熱源への冷却材流路)
- ◆ FCIによる負荷に耐性を持つ材料の強度

#### iii. 崩壊炉心保持場所の防護

(a) 特定の機能/設計上の要件

原子炉の構造により、コアキャッチャーあるいはデブリの保持場所における、 溶融燃料の直接接触による浸食を発生防止又は影響緩和するために、溶融燃料 の分散と凝固を促進するべきである。さらに必要に応じて、コアキャッチャー やデブリ保持場所に防護層を設けるなどの浸食防止対策が講じられる。

- (b) 設計パラメータ
- ◆ コアキャッチャー又はデブリ保持場所上部の原子炉下部プレナムにおけるナトリウム量及び深さ
- ◆ コアキャッチャー又はデブリ保持場所が必要な場合は、それらの防護層の 材料特性(防護層が必要な場合)

#### 4.2. 除熱機能喪失に関する事項

DBA 及び DEC に対する崩壊熱除去機能についての安全設計クライテリアは、GIF SFR に対する SDC のクライテリア 49、51 で設定されている。それらに関する設計ガイ ドラインを以下に示す。 4.2.1. 液位確保機能喪失の防止

(1) 安全設計クライテリア

"ガードベッセル及び外管は、一次冷却材系におけるナトリウム漏えい事故におい ても、一次冷却材系のナトリウム液面を崩壊熱除去に必要な液位に維持するように 設計されなければならない。 主冷却材管と外管の間と同様に、 原子炉容器とガード ベッセル<u>との間、主冷却系配管と外管との間</u>の従属故障ならびに共通原因故障を十 分考慮しなければならない。 原子炉冷却材バウンダリの<u>破損</u>故障の際の一次冷却材 系からの漏えいナトリウムの量を減少させるよう対策が講じられなければならな い。"

(2) 設計概念

- ガードベッセル
- 外管(ループ型炉における設計オプション)
- (3) 特定の機能/設計上の要件及び設計パラメータ

i. ガードベッセル

(a) 特定の機能/設計上の要件

ナトリウム液位が維持できるように、原子炉容器を覆うようにガードベッセル を設置するべきである。ナトリウム漏えい量を制限するため、ガードベッセルは 原子炉容器から漏えいしたナトリウムを保持するような設計であるべきである。 原子炉容器とガードベッセル間の体積を制限すること。ナトリウム漏えいが発生 した場合の冷温停止状態のナトリウム液位は、ナトリウム循環ができなくなる設 計限界レベル <u>(EsL:緊急時ナトリウム液位)</u>以下とならないようにすべきであ る。

- (b) 設計パラメータ
  - ◆ 冷却材バウンダリとガードベッセル(ループ型炉の設計オプションとして 外管)との間の体積
  - ◆ 原子炉容器の設計限界緊急時ナトリウム 液位

ii. 原子炉容器とガードベッセルの二重破損防止

(a) 特定の機能/設計上の要件

原子炉容器及びガードベッセルが最も高い信頼性を有するように、設計、製造、 設置、維持、検査すべきである。原子炉容器とガードベッセルの二重破損の「実 質的排除」を明確にする条件は、<u>前記に加えて</u>以下である。

#### 従属故障の発生防止

◆ ガードベッセルは原子炉容器からのナトリウム漏えいによる熱負荷に耐

性を有するべきである。

- ◆ 漏えいナトリウムを長時間保持する状態下で、地震による機械的負荷に耐 性を有するべきである。
- ◆ 故障した原子炉容器によって発生しうる干渉(熱膨張、地震などによる振動等も考慮する)に耐性を有するべきである。

#### 共通原因故障の発生防止

- ◆ 原子炉容器及びガードベッセルの支持構造を実現可能な限り分離すること。と。もしくは、支持構造の共通部品の故障の発生を防止すること。
- ◆ 製造中の共通原因欠陥を発生防止すること。
- ◆ 地震を含む内部/外部事象に対して十分な裕度を有すること。

原子炉容器とガードベッセルの二重破損が実質的に排除できない場合、液位維持のための対策を講じるべきである(すなわち、原子炉容器室内の容積制限と室内におけるナトリウム化学反応の影響緩和)。

(b) 設計パラメータ

原子炉容器及びガードベッセルの

- ◆ 設計裕度
- ◆ 独立性
- ◆ 検査性

<u>iii. 一次冷却材系主配管からのナトリウム漏えい防止(ループ型炉に対してのみ適</u>用)

(a) 特定の機能/設計上の要件

ー次冷却材系の主配管及び機器からのナトリウム漏えいに対して、炉心冷却の 確保及び漏えい量を低減するために、<u>外管、ガードベッセルの設置、</u>冷却材液位 レベルより上に<del>外管、ガードベッセル、</del>配管を配置する等の対策を講じるべきで ある。破断前漏えい概念の適用性を十分に考慮した上で、設計基準漏えいを決定 すべきである。

DEC に対しては、外管が冷却材液位維持のために設置される場合、DEC に対しては、一次冷却材系配管の大規模破損による負荷に耐性を持つよう設計されるべきである。厳しい漏えい状態(例えば、一次冷却材系主配管での多重漏えい等)の下での炉心損傷を発生防止するため、崩壊熱除去対策(例えば、全ての一次冷却材系主配管での冷却材循環が喪失するまでナトリウム液面が低下した場合にも、原子炉容器内冷却設備の運転を可能にする等)を講じるべきである。

(b) 設計パラメータ

◆ 一次冷却材系の配置(一次系配管の高さ方向の位置)、ナトリウム量

4.2.2. 設計基準事故に対する崩壊熱除去

(1) 安全設計クライテリア

"崩壊熱除去系は次のように設計されなければならない。

(a) 実用可能な範囲で多様性をもち、外的事象を含む共通原因故障の低減<u>のために</u> <del>に対して</del>冗長性をもつこと.

(b) 冷却材循環の閉塞を防ぐため、ナトリウム冷却材の凝固を防ぐこと

(c) 想定される崩壊熱除去のための冷却材の漏えいに対して検知手段及び緩和対 策が提供されること

(2) 設計概念

系統構成、副次系統 (DRACS, PRACS, IRACS, RVACS, SGAHRS 等) の数には多様なオプションがある (DRACS, PRACS, IRACS, RVACS, SGAHRS 等)。DBA の対策 設備としては、空気冷却器に接続された二次系ナトリウムループが代表的な例であ る。

(3) 特定の機能/設計上の要件及び設計パラメータ

i. 崩壊熱除去系の基本性能

(a) 特定の機能/設計上の要件

AOO 及び DBA では、炉心を原子炉停止直後から長期間にわたって冷却すること。崩壊熱除去系の系統構成及び除熱容量や一次系ポンプの流量コーストダウンといった過渡特性を、単一故障基準のもとで、AOO 及び DBA の設計限界を超えないように定めるべきである。

- (b) 設計パラメータ
- ◆ DBA 対策の除熱容量
- ◆ 崩壞熱特性
- ◆ ポンプコーストダウン
- ◆ 一次冷却材系の熱容量

ii. 崩壊熱除去系の信頼性確保

(a) 特定の機能/設計上の要件

外部事象を含む DBA の際の共通原因故障の発生を防止するために、適切な冗 長性と多様性を備えるべきである。崩壊熱除去系の設計は、外部電源喪失や機器 の単一故障を考慮しても、AOO 及び DBA に対して十分な炉心冷却性能を確保で きるように冗長性を有するべきである。例えば、起因事象として一系統故障や、 他系統の配管の単一故障を考慮すれば、100%除熱容量の系統を3系統、又は50% 除熱容量の系統を4系統設けることが考えられる必要がある。系統構成の多様性、 運転モードの多様性(強制循環と自然循環)、物理的隔離の多様性を導入するべき である。<del>崩壊熱除去のためにナトリウムを内包する原子炉容器や配管は、プラン トの運転寿命中に想定されるいかなる故障モードも考慮した上で、破損の発生を 防止するように設計されるべきである。</del>

- (b) 設計パラメータ
  - ◆ 冗長性(副次系統の数及びそれらの除熱容量)
  - ◆ 多様性(系統レベル、機器レベル、機械的レベル(すなわち強制循環/自然 循環)での)
  - ◆ 緊急時電源設備(電気容量と起動までの時間)

#### iii. ナトリウムの凍結防止

(a) 特定の機能/設計上の要件

崩壊熱除去系の配管内ナトリウム凍結を防止するため、電気ヒータやガス余熱 設備等の設計対策を講じるべきである。また、空気冷却器内のナトリウム凍結を 防止するための設計対策を講じるべきである、例えば空気量調整器やブロアの故 障による共通原因を防止するための副次系統の独立制御等。

- (b) 設計パラメータ
  - ◆ 運転温度(待機時の温度)
  - ◆ 空気冷却器の熱交換特性(制御特性)

#### iv. ナトリウム漏えい対策

(a) 特定の機能/設計上の要件

ナトリウム漏えい検知のため、例えばナトリウムエアロゾル検知器、接触型検 知器等の対策を講じるべきである。また、Na-空気、Na-水反応の影響緩和のため、 外管あるいはエンクロージャ、ナトリウムドレン系等の対策を講じるべきである。

- (b) 設計パラメータ
  - ◆ 検知及び影響緩和対策

#### 4.2.3. 設計拡張状態に対する崩壊熱除去

(1) 安全設計クライテリア

"設計拡張状態において、運転時の異常な過渡事象及び設計基準事故に対する崩壊 熱除去系に加えて崩壊熱輸送の対策が、以下の条件にそって設けられなければなら ない。炉心損傷を伴う想定されるプラント状態のための炉心冷却能力に対する手段 が備えられなければならない。

(a) 非常に大きな外部ハザードとそれによる影響(長期にわたる全交流電源喪失状 態など)の状況下でも炉心冷却が可能であること
- (b) 受動的機構が実用可能な範囲において活用されていること
- (c) 崩壊熱除去系は実用可能な範囲において多様性を有すること
- (2) 設計概念

DBA の対策設備に加え、代替冷却対策及び復旧対応策を講じること。

(3) 特定の機能/設計上の要件及び設計パラメータ

i. 除熱能力の強化

(a) 特定の機能/設計上の要件

DEC に対する追加的な除熱対策の除熱容量は、DEC の設計限界を超えない ように設定するべきである。その除熱対策は AOO 及び DBA への対策から独立 しているべきであり、また除熱喪失による炉心損傷を実質的排除するため、 の 共通原因によってそれらの機能を喪失しないこと。DBA 対策の喪失等の過酷 なプラント状態における診断過程や起動手順を考慮して、除熱対策の運転手順 を確立するべきである。アクシデントマネジメント対策は、DBA 対策が失敗 しても回復操作ができるように講じるべきである(<u>代替可搬式</u>電源の活用、空 気冷却ダンパの手動操作を含む)。

- (b) 設計パラメータ
  - ◆ DEC 対策の除熱容量
  - ◆ 崩壞熱特性
  - ◆ 原子炉冷却材系の熱容量
  - ◆ DBA 対策に対する多様性、独立性

# ii. 自然循環能力 (a) 特定の機能/設計上の要件 長期にわたる全交流電源喪失時の機能維持のため、自然循環モードが利用可能であるべきである。自然循環能力の向上のため、原子炉冷却系は炉心と熱交換器間に適切な高低差を設け、冷却材循環のために適切な圧力損失特性を有するように設計するべきである。動的機器及び計装制御設備の使用を限定するべきである。また操作のための十分な時間余裕を有し、手動で操作できるべきである。 DEC 対策として追加される設備については、自然循環モードが利用可能であることが推奨される。設計基準に対応する崩壊熱除去設備、DEC 対策として追加される設備のうち、いずれかが自然循環モードを備えるべきである。

- (b) 設計パラメータ
  - ◆ 高低差
  - ◆ 圧力損失特性

◆ 自然循環起動特性

iii.崩壊熱除去機能の信頼性向上

(a) 特定の機能/設計上の要件

DEC 及び非常に大きな外部事象時においても共通原因故障の発生を防止す るため、DBA 対策や DEC への追加的対策を含めた崩壊熱除去対策全体が、適 切な多様性を有するべきである。崩壊熱除去対策は、大地震、飛行機の衝突、 溢水、空気冷却器でのナトリウム凍結、原子炉容器ルーフでのナトリウム火災、 全交流電源喪失といった発生しうる共通原因に対処できるように対策を講じ るべきである。系統構成、作動流体(ナトリウム、ガス)、動作原理(強制/自 然循環)、物理的隔離に、適切な多様性を導入するべきである。

(b) 設計パラメータ

◆ 崩壊熱除去対策全体の多様性及び独立性

#### 4.3. 想定事象及び設計限界

4.3.1. 事象の分類

本報告書における事象分類の定義は、IAEA SSR-2/1 に基づく GIF SFR の SDC に 従うものである。IAEA とその他の国の例<u>と</u>での事象分類の比較を表 3 に示す。本節 では IAEA と各国の関連性の一例や個々の事例を示している。発生頻度の下限の目 安は、AOO では 10<sup>-2</sup>/炉年である。

# 4.3.2. 事象及び設計限界の選定

GIFのRSWG(リスク安全作業部会)で提案された手法である The Integrated Safety Assessment Methodology (ISAM)の Objective Provision Tree (OPT)という手法を用 いて、炉心崩壊発生防止と格納機能確保についてのチャレンジ要因やメカニズム(チ ャレンジ要因:目的とする安全機能の性能に影響を与えうる全般的なメカニズムや 過程又は状況(状態)、自然状態において安全機能に影響を与えうる類似の影響を有 する一連のメカニズム。メカニズム:その影響が安全機能の性能に対してチャレン ジ要因をもたらしうる特定の理由や過程又は状態)が整理された。これを基に特定 された代表的な想定事象及び設計限界指標を表 4 に示す。また設計基準事象及び設 計基準を超える事象、バウンディング事象を表 5、6、7 に示す。表 4 の範囲は炉心 に限定されており、燃料取扱設備及び廃棄物取扱施設は含まれていない。

## 4.3.3. 運転時の異常な過渡事象及び設計基準事故

(1) 代表的な想定事象(表4(1/2)参照))

安全機能の「反応度制御」「<u>炉心の除熱」</u>に対するチャレンジ要因を要約すると、 「出力と冷却の不均衡」であり、炉心安全に関して想定されるほとんどの起因事象 がこれに含まれる。「<del>炉心の除熱」は「反応度制御」に分類される想定起因事象による原子炉停止後の長期的な冷却に関するもので、安全評価上は単一故障として扱われる条件が含まれる。</del>

「放射性物質の格納」については、格納容器への放射性物質放出を引き起こしう る冷却材系の破損や一次系カバーガスバウンダリの破損、ナトリウム反応をもたら しうる格納容器内の冷却材漏えい、格納容器バイパスを伴う一次系/二次系バウンダ リ破損に至りうる蒸気発生器でのNa-水反応が考慮される。ここでは、想定される起 因事象の発生原因は、SSC の偶発的な故障や異常、そして原子炉施設の誤操作等の 内部事象として考慮される。

原子炉施設の設計は、地震、津波、飛来物等の外部事象に対し、安全性に係わる SSC の共通原因による多重故障の発生を防止し、プラント状態が通常運転状態から 逸脱した場合には安全に炉停止し冷却を達成するべきである。

(2) 設計限界

格納障壁は、燃料被覆管、原子炉冷却材バウンダリ、カバーガスバウンダリ、格 納バウンダリで構成されており、AOO に対してこれらの機能を維持することが求め られる。DBA に対しては、炉心は冷却可能であり、冷却材バウンダリ及びカバーガ スバウンダリ、格納バウンダリは障壁機能を維持すべきである。

炉心に関しては、燃料、被覆管及び冷却材の最高温度が、設計限界に対する代表 的な指標となる。炉心冷却及び正の反応度投入防止の観点から、冷却材沸騰を防止し、 かつクリープ破損による被覆管破損の発生を防止するべきである。

冷却材バウンダリについては、異常な温度上昇に対して健全性を確保するべきであり、 最高温度が代表的指標となる。

格納バウンダリについては、格納容器温度及び大気圧が代表的指標となる。 放射性物質放出については、公衆の被ばく量を AOO 及び DBA の判断基準を超えな いように抑制するべきである。

#### 4.3.4. 設計拡張状態

4.3.4.1. 炉心崩壊の発生防止に対応する DEC (表 4(2/2)参照)

(1) 代表的な想定事象

安全機能「反応度制御」に該当する事象として、AOO と原子炉停止機能故障 を重ねた事象、すなわち ATWS、および DBA を超える規模の破損や故障の重畳が 想定される。これらのうち、受動又は固有の原子炉停止の達成を要する代表的な 事象は ATWS である。これには、流量喪失(LOF)型(動的炉停止失敗を伴う一 次系ポンプの動力喪失)、過渡過出力(TOP)型(動的炉停止失敗を伴う制御棒誤 引抜き)、除熱源喪失(LOHS)型(動的炉停止失敗を伴う二次冷却材系又は蒸気 -水系における除熱機能喪失)を含む。

安全機能「炉心の除熱」に該当する事象は、液位確保機能喪失(LORL)ある いは除熱失敗事象(LOHRS)に至りうる、冷却材系の多重故障又は崩壊熱除去機 能の多重喪失である。これらに対しては、設計対策により炉心崩壊を実質的に排 除するべきである。

(2) 設計限界

炉心については、冷却可能な形状を維持するため、冷却材沸騰や著しい被覆管 破損を発生防止するべきであり、また燃料溶融を防止あるいは抑制するべきであ る。

冷却材バウンダリについては、温度上昇に伴うクリープ破損を防止するべきで ある。従ってこの場合、温度と継続時間を制限することとなろう。

格納容器破損を発生防止するべきであり、すなわち、限界温度と限界圧力を超 えないようにする必要がある。一方で炉心崩壊の発生が防止される場合、厳しい 負荷は生じない。

放射性物質の放出は、公衆の被ばく量が敷地外緊急時対策の発動の限界値を超 えないように抑制するべきである。

4.3.4.2. 炉心崩壊の影響緩和に対応する DEC (表 4(2/2)参照)

(1) 代表的な想定事象

ATWS から炉心崩壊に至るシーケンスが代表的である。受動的炉停止系を導入 する場合、その機能は考慮されない。固有の炉停止性能を組み込む場合、個々の 反応度フィードバック効果の不確かさを適切に考慮して炉心崩壊を想定すること になる。

ATWS 型の炉心崩壊とは異なる炉心崩壊モードとして、炉心局所異常による局 所的な炉心溶融が考慮されることとなる。

Na-コンクリート反応、燃料デブリ-コンクリート反応あるいは燃料デブリによるコンクリート浸食から発生する、ナトリウムの大規模燃焼、水素の蓄積燃焼等の、格納容器破損に至る可能性がある原子炉容器外事象のほとんどは、炉心崩壊の結果として発生しうる。これらに対しては発生防止と影響緩和を適切に組み合わせて対策を講じるべきである。

(2) 設計限界

ATWS 型の炉心崩壊に対しては、冷却材バウンダリ破損に至る厳しい機械的エ ネルギー放出を防止するべきである。燃料蒸気発生防止や燃料温度を制限するこ とが指標となりうるが、即発臨界の発生防止、すなわち最大正味反応度を1\$以 下にすることが適切である。

冷却材バウンダリの破損防止のため、破損が生じないよう動的負荷に対する原 子炉容器の歪みを制限するとともに、冷却維持のために温度上昇に伴うクリープ 破断を発生防止することになろう。

格納容器破損を発生防止するべき、すなわち、限界温度と限界圧力を超えない ようにするべきである。溶融炉心の原子炉容器内事象<u>終息</u>収束を講じれば、厳し い負荷の発生は防止されうる。大規模水素発生が許容される場合、爆燃や爆轟に 至らないよう水素濃度を制限するべきである。放射性物質の放出は、公衆の被ば く量が敷地外緊急時対策の発動の限界値を超えないように抑制するべきである。

# 4.4. 試験性

4.1 章、4.2 章で述べた SSC の安全機能を、プラント寿命中に試験及び検査するべき である。プラント寿命中に実施すべき試験及び検査の具体例を以下に示す。

- ▶ DBA に対する原子炉停止
  - ◆ 原子炉停止系の起動設備や吸収体落下の定期的試験(原子炉冷温停止状態の期間において)
  - ◆ 制御棒反応度価値の測定
  - ◆ 通常運転時における原子炉防護系及びトリップ回路遮断器の定期的試験
- ▶ DEC に対する原子炉停止
  - ◆ 定期的試験(例えば SASS の場合、原子炉起動時の起動試験ごとに保持解除力の確認、ラッチ外しに要する時間の確認)
- ▶ 炉心損傷の影響緩和
  - ◆ 過渡挙動に対する有効性評価
  - ◆ 炉心構成要素やコアキャッチャー等の構築物に対しては、必要に応じて検査(PSI、ISI)により健全性を確認
- ▶ 液位確保機能喪失の発生防止
  - ◇ 格納容器及び冷却材バウンダリを構成する配管・機器の連続漏えい監視、 容器と配管の高応力部の目視検査や体積検査(必要に応じ)
  - ☆ ガードベッセルの検査(例:漏えい率検査)(2重破損を実質排除する場合)
- ▶ DBAに対する崩壊熱除去
  - ◆ 供用開始前の崩壊熱除去系の試験
  - ◆ 通常運転状態でのポンプやブロア等の動的機器の定期的な起動試験
- ▶ DECに対する崩壊熱除去
  - ◆ 自然循環除熱性能を確認する。例えば、供用開始前あるいは起動前期間の 性能試験で、冷温停止状態から強制対流を終わらせる場合の温度や流量の

変化を測定して確認することが可能であろう。

# ◆ <u>強制循環設備の起動試験</u>

# 4.5. 実証性

4.1 章、4.2 章で述べた SSC の安全機能の有効性を、出力運転開始前に実証するべき である。安全性実証に対して求められる情報の具体例を本項に示す。

DBA と炉心損傷を伴わない DEC に対しては、実際の SSC の<u>スケールモックアップ</u>モ デルを使用した試験、あるいは実際の原子炉試験を供用開始前に実施することが見込ま れ、安全実証に有用である。炉心損傷を伴う DEC に対しては、実際の原子炉で直接的 に安全性能を実証することは困難であるため、数値的なシミュレーションが重要となる。 実証に対して様々な不確かさ要因を考慮するべきである。また、解析手段の検証や過酷 なプラント状態下で発生する基礎的現象の理解について、適切なシミュレーション能力 のある実験が要求されることとなる。

- ▶ DBAに対する原子炉停止
  - ◆ 材料試験:構造材料特性(強度、ナトリウム影響によるクリープ特性)並びに吸収体の照射影響に関するデータ取得
  - ◆ 強度試験:制御棒集合体の水圧試験(振動)、ナトリウム環境試験(冷却 材流量の有無)
  - ◆ 機械的試験:制御棒と挿入機構の運転確認及び耐性試験
  - ◆ 性能試験:制御棒価値並びに制御棒価値の曲線の測定、臨界状態における 全出力状態に達する前の制御棒挿入時間の測定
- ➢ DEC に対する原子炉停止(SASS 関連)
  - ◆ 材料試験:温度感知合金の物性把握(キュリー点温度、熱劣化、照射影響)、 生産性
  - ◆ 機器試験: モックアップ<u>模擬</u>試験<u>体を用いた</u>、過渡応答試験と、<u>制御棒挿</u> <u>入性能試験、スケールモデルを用いた</u>原子炉出口での熱流動試験による縮 <del>尺モデルを用いた制御棒挿入性能試験</del>
  - ◆ 原子炉試験:炉内保持力の安定性、操作性試験、材料試験
  - ◆ 設計、評価に対する解析手法の確立
  - ◆ 上記の実験に基づく解析手法の検証
  - ◆ PRA を用いた炉停止失敗からの炉心損傷頻度の評価
- ▶ 炉心損傷の影響緩和
  - ◆ 起因過程:反応度フィードバックを伴う燃料ピン破損と再配置を組み合わ せた解析モデルの開発;燃料ピン破損並びに再配置挙動の炉内試験

次に挙げるプロセスの主な現象は、設計に依存する。

◆ 遷移過程: 炉内溶融燃料プール挙動試験(燃料集合体規模)、炉内ラッパ

管メルトスルー挙動試験、多成分多相流熱流体-構造物破損-核的結合解析 モデルの開発、不確かさ低減のための設計対策の導入

- ◆ 再配置過程:FCI試験、実験によるデブリ層形成評価
- ◆ 冷却過程:燃料デブリベッドの冷却実験と解析モデル開発
- ◆ 炉心崩壊事象進展に関する、上記実験で検証された解析モデルを用いた総合的な解析。
- ◆ PRA を用いた炉停止失敗による格納機能喪失頻度の評価
- 液位確保機能喪失事象の発生防止
  - ◆ 材料試験:構造材料特性(ナトリウム環境における強度やクリープ)、原 子炉容器及び機器の材料への照射影響に関するデータ取得
  - ◆ 構造試験:原子炉容器及び機器のナトリウム雰囲気下での熱過渡試験
  - ◆ 原子炉容器、運転中の外管:構造材料特性が材料サーベイランス試験で予 期される範囲内にあることを確認するための長期劣化データの取得
- ▶ DBA に対する崩壊熱除去
  - ◆ 機械的試験:ポンプやブロア等の動的機器の動作確認
  - ◆ 性能試験:起動テスト時における、あるいは<u>スケールモデルモックアップ</u> 試験による除熱性能の確認
- ▶ DECに対する崩壊熱除去
  - ◆ 自然循環除熱特性:水試験やナトリウム試験により解析モデルを評価し、 それを対象とする原子炉の評価に適用する。最終的には、実際のプラント 特性を実証試験段階で確認する。除熱喪失による炉心損傷頻度を、PRA を 用いて評価する。

CIE SED / **** Z SDC	Japan 日本	米国	西欧
	もんじゅ	標準レビュー計画	英国-EPR
	<u>「通常運転」</u>		プラント状態カテゴリ1:通常運転
定められた運転上の限界と条件内で	計画的に行われる起動、停止、出力		<u> 状態</u>
の運転	運転、高温待機、燃料取替え等の原		
	子炉施設の運転であって、その運転		
	状態が所定の制限内にあるものをい		
	う。		
<u>運転時の異常な過渡事象(A00)</u>	「運転時の異常な過渡事象」	運転時の異常な過渡変化	<u> プラント状態カテゴリ2:設計基準</u>
施設の運転寿命中に少なくとも一回	原子炉施設の寿命期間中に一回以上	原子炉施設の寿命中一回以上発生す	<u>過渡(&gt;10<sup>-2</sup>/ry)</u>
は発生すると想定されている、通常	発生すると予想される機器の単一の	ることが予想される通常運転の状	
運転状態から逸脱する運転の過程。	故障もしくは誤動作又は運転員の単	態。	
しかし、適切な設計対策をもって、	一の誤操作、及びこれらと類似の頻		
これは安全上重要な機器等にいかな	度で発生すると予想される外乱によ		
る著しい損傷をもたらすことはな	って生ずる通常状態を逸脱した状態		
い、あるいは事故状態につながらな	をいう。		
い事象。			
<u> 設計基準事故(DBA)</u>	<u>「事故」</u>	想定事故	プラント状態カテゴリ3:設計基準
事故状態を引き起こす事故であっ	「運転時の異常な過渡変化」を超え	予期されてはいないが想定される事	<u>事政(10<sup></sup>~10<sup></sup>/ry)</u>
て、施設がそれに対して所定の設計	る状態で、発生確率は非常に低いが	故(すなわちプラント寿命中に発生	<u> プラント状態カテゴリ4: 設計基準</u>
判断基準及び保守的な手法に従って	原子炉施設の安全設計の観点から想	することは予期されないが想定され	<u>事故 (10<sup>-4</sup>~10<sup>-6</sup>/ry)</u>
設計され、放射性物質の放出が許容	定されるもの。	る事故)	
限度以内に保たれるもの。			

表 3 各国の事象分類

設計拡張状態(DEC)	<u>発生確率は「事故」より低いが、影</u>	運転時の異常な過渡変化時のスク	<u>リスク低減カテゴリ-A(RRC-A)</u>
DBAとしては考慮されない事故状	<u>響は著しい事象</u> は、LMFBRの運転	<u>ラム失敗事象(ATWS)</u>	RRC-A は、多重故障により炉心溶融
態であるが、施設の設計過程の中で	経験が少ないことを考慮して起因事	ATWS は、(単一故障の発生防止に対	に至る可能性があるとされる事象シ
最適評価手法に従って検討され、ま	象や続いて発生する事象に対する防	して)要求される防護系の全機能喪	ーケンス(「複合シーケンス」)を含
た、放射性物質の放出が容認限度内	護対策を十分に調査するべきであ	失故障を想定した運転時の異常な過	む。
に保たれるもの。DECは、シビアア	る。また放射性物質の拡散について	渡事象(AOO)である。それらは設	
クシデント状態を含みうる。	適切な制約を保障するべきである。	計基準を超えるもので、その結果、	<u>リスク低減カテゴリ-B(RRC-B)</u>
		ATWS 事象が個別に対処される。	

	宁众挑战	20145年1年	チャレンジ亜田	ノカーブル	代表的	勺事象
日保	女主機能	刊例本毕	リャレンン安凶	× л = л д	AOO	DBA
		炉停止し、障壁を確保	炉心出力と冷却	炉心出力の上昇	制御棒誤引き抜き(通常速	制御棒誤引き抜き、ガス
		するために炉心冷却を	の不均衡		度)、制御棒落下	気泡通過
		維持すること。		一次系冷却材流量の減	外部電源喪失、一次系ポン	一次系ポンプ1台軸固
		100に共してけ、歴史		少	プトリップ	着、一次冷却系配管破損
		AOO に対しては、燃料 抽磨答  必却材及びカ				(タンク型は原子炉容器
	一中中	秋復日、中山内及0-22   バーガスバウンダリが				内配管)
	<b>欠</b> 応度	障壁機能を維持するべ		除熱源の異常	二次系ポンプトリップ、給	二次系ポンプ1台軸固
「異常運転	前仰	きである。			水ポンプトリップ、負荷喪	着、二次冷却材配管破損、
の制御及び					失、蒸気発生器伝熱管小漏	主給水/蒸気発生器配管破
故障検知」/		DBA に対しては、炉心			えい	損、蒸気発生器熱交換器
「事故の設		が冷却可能であるべき				配管破損
計基準内制		である。冷却材及びカ				
御」		「「「」」「「」」「」」「「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」		燃料集合体の局所異常	確率的な燃料ピン破損	サブチャンネル閉塞
		きである。	原子炉冷却材流	原子炉冷却材バウンダ	_	一次冷却材配管破損(ル
			量の異常	リ破損		ープ型)
		[代表的指標]	崩壊熱除去の異	冷却材流路の異常	_	一次冷却材配管破損(ル
	炉心の	・燃料最高温度	常			ープ型)
	除熱	•被覆管最高温度		DHRS 冷却材流量の異	_	DHRS 二次系ナトリウム
		<ul> <li>・行却材 最高温度</li> <li>・ 必却な バウング 単見</li> </ul>		常		漏えい
		「ロ44例ハワンクリ取」   高温度		空気流量の異常	空気流量調節器故障(動的	
					機器の単一故障)	

# 表 4 (1/2) SFR の OPT (AOO、DBA)

	格納機能維持	格納容器への放	一次系冷却材漏えい	—	一次冷却材配管破損(ル
		射性物質放出			ープ型)
	[代表的指標]		一次系アルゴンガス漏	_	一次系カバーガス系配管
	•格納容器雰囲気温度		えい		破損
	•	格納容器への機	ナトリウム燃焼(大規	—	一次冷却材系配管破損
	敷地外における放射線	械的負荷	模スプレー燃焼)		(ループ型)、二次冷却材
放射性物	の影響を許容範囲内に				配管破損(格納容器内)
貨格納	制限するべきである。	格納容器への熱	ナトリウム燃焼(プー	—	一次冷却材系配管破損
		負荷	ル/小規模スプレー燃		(ループ型)、二次冷却材
	[代表的指標]		焼)		配管破損(格納容器内)
	・公衆の被はく量	格納容器バイパ	冷却材バウンダリ破損	_	
		ス	一次系/二次系バウン		蒸気発生器内での Na-水
			ダリ破損		反応

	亡人感光	业山¥亡 甘 ※#	チェレンの声中	ノカーブノ	代表的	的事象
日保	女主機肥	刊町本単	ファレノン安囚	>>>	炉心崩壊の発生防止	炉心崩壊の影響緩和
事故進展を	反応度	冷却の維持及び冷却	炉心出力と冷却	炉心出力の上昇		(即発臨界に至る事象は
防止しシビ	制御	材バウンダリ機能の	の不均衡			実質的に排除される)
アアクシデ		維持のために著しい		一次系冷却材流量の	一次冷却系配管の大規模	
ントの影響		炉心崩壊の発生を防		減少	破損(ループ型)	
を緩和して		止する。		燃料集合体の局所異	—	DBA を超える閉塞
過酷なプラ				常		
ント状態を		[代表的指標]		AOO 時の動的炉停止	受動あるいは固有の原子	AOO 時の原子炉停止失敗
制御するこ		・燃料溶融割合又は		失敗	炉停止に伴う ATWS 型事	
と。		燃料最高温度			象	
		・冷却材最高温度			: TOP型 ATWS, LOF型	
		・冷却材バウンダリ			ATWS, LOHS 型 ATWS	
	炉心の	最高温度	冷却材液位レベ	原子炉冷却材バウン	原子炉容器破損、一次冷却	(左記の事象に対する設
	除熱		ルの異常	ダリ破損	系配管の大規模破損(ルー	計対策により炉心損傷は
					プ型)	実質的に排除される)
				AOO 及び DBA 時の冷	LORL 型事象: 冷却系の二	
				却材液位確保機能喪	重破損	
				失		
			崩壊熱除去の異	冷却材流路の異常		
			常	DHRS 冷却材流量の異	LOHS 型事象: DHRS の共	
				常	通原因による多重破損	
				空気流量の異常		
	放射性物	格納機能の維持	放射性物質放出	炉心損傷	—	ATWS 型炉心損傷(格納

# 表 4 (2/2) SFR の OPT (DEC)

質放出の		の格納			容器への核分裂ガス放
格納	[代表的指標]				出)
	ATWS 型炉心損傷:	格納容器への機	ナトリウム燃焼(大規	格納容器内のナトリウム	ATWS 型炉心損傷(ナト
	・炉心燃料温度	械的負荷	模スプレー火災)	配管の大規模破損による	リウム噴出の発生防止)
	・即発臨界の発生防止			大規模漏えい	
	・原子炉容器のひずみ		水素の爆燃・爆轟	漏えい Na-コンクリート相	ATWS 型炉心損傷(原子
	又は温度			互作用による水素発生	炉容器破損防止)
					(LOHRS 型炉心損傷は実
	格納容器:				質的に排除)
	・格納容器大気温度		溶融燃料-冷却材相互	—	ATWS 型炉心損傷(原子
	・格納容器大気圧		作用		炉容器破損防止)
					(LOHRS 型炉心損傷は実
	敷地外における放射				質的に排除)
	線の影響は許容限度	格納容器への熱	ナトリウム燃焼(プー	格納容器内のナトリウム	ATWS 型炉心損傷(原子
	を下回るように抑制	負荷	ル燃焼)	配管の大規模破損による	炉容器破損防止)
	するべきである(敷地			大規模漏えい	(LOHRS 型炉心損傷は実
	外緊急時対策の発動				質的に排除)
	レベルより低いレベ		ナトリウム沸騰/凝縮	—	(LOHRS 型炉心損傷は実
	<i>)</i> レ)。				質的に排除)
	[		核分裂ガスの発熱	—	ATWS 型炉心損傷
	[11、衣町16保] ・公衆の被ばく量		ナトリウム又は溶融	—	ATWS 型炉心損傷(原子
			炉心物質による基礎		炉容器破損防止)
			コンクリートの浸食		(LOHRS 型炉心損傷は実
					質的に排除)
		格納容器バイパ	格納容器内の二次系	—	(LOHRS 型炉心損傷は実
		ス	バウンダリ破損		質的に排除)

		一次系/二次系バウン ダリ破損	蒸気発生器内の大規模 Na- 水反応	ATWS 型炉心損傷(一次 系バウンダリ破損防止)
		アルゴンガス系の隔	—	ATWS 型炉心損傷(一次
		離失敗		系バウンダリ破損防止)
	外的負荷	外部事象(航空機衝	航空機衝突	
		突、地震、外部爆発)		

# 表5 安全評価に対する各国の想定事象例 (1/2)

(1) AOO

	もんじゅ	クリンチリバー	スーパーフェニックス
反応度異常及び出力分布異常を引き	<ul> <li>未臨界状態からの制御棒異常引</li> </ul>	<ul> <li>原子炉起動時の制御棒引き抜き</li> </ul>	<ul> <li>制御棒異常引き抜き</li> </ul>
起こす過渡事象	き抜き	<ul> <li>出力運転時の制御棒引き抜き</li> </ul>	
	<ul> <li>出力運転状態における制御棒異</li> </ul>	<ul> <li>制御棒落下</li> </ul>	
	常引き抜き	<ul> <li>小さな反応度挿入</li> </ul>	
	<ul> <li>制御棒落下</li> </ul>	• 地震時の反応度挿入	
一次冷却材流量異常を引き起こす過	<ul> <li>一次冷却材流量減少</li> </ul>	<ul> <li>一次ポンプトリップ</li> </ul>	<ul> <li>一次ポンプ故障</li> </ul>
渡事象	<ul> <li>一次冷却材流量增加</li> </ul>	<ul> <li>外部電源喪失</li> </ul>	<ul> <li>二次ポンプ故障</li> </ul>
	<ul> <li>外部電源喪失</li> </ul>		
一次冷却材温度異常をもたらす過渡	<ul> <li>二次冷却材流量減少</li> </ul>	• 二次ポンプトリップ	<ul> <li>一次ポンプ故障</li> </ul>
事象	<ul> <li>二次冷却材流量增加</li> </ul>	• 給水流量喪失	<ul> <li>二次ポンプ故障</li> </ul>
	◆ 給水流量減少	<ul> <li>タービントリップ</li> </ul>	
	<ul> <li>給水流量増加</li> </ul>	• 蒸気発生器における小漏えい	
	• 負荷喪失	• Na-水反応圧力緩和系の誤作動	
	<ul> <li>蒸気発生器における小漏えい</li> </ul>	<ul> <li>蒸発器と加熱器の隔離弁誤閉</li> </ul>	

# 表5 安全評価に対する各国の想定事象例 (2/2)

(2) DBA

	もんじゅ	クリンチリバー	スーパーフェニックス
反応度増加をもたらす	<ul> <li>最大許容速度での制御棒急速引き抜</li> </ul>	• 原子炉起動時における最大速度での	<ul> <li>制御棒飛び出し</li> </ul>
事故	き	制御棒急速引き抜き	<ul> <li>冷ナトリウム流入</li> </ul>
	<ul> <li>燃料スランピング事故</li> </ul>	• 出力運転時における最大速度での制	
	<ul> <li>● 炉心気泡通過</li> </ul>	御棒急速引き抜き	
		<ul> <li>炉心ガス通過</li> </ul>	
		<ul> <li>ハイドロリックホールドダウンの喪</li> </ul>	
		失	
		<ul> <li>突然の炉心径方向移動</li> </ul>	
		<ul> <li>冷ナトリウム流入</li> </ul>	
		<ul> <li>プラント制御系誤動作</li> </ul>	
		<ul> <li>地震時の反応度投入</li> </ul>	
炉心冷却能力低下をも	<ul> <li>冷却材流路閉塞</li> </ul>	• 炉心局所破損	◆ 炉心局所破損
たらす事故	<ul> <li>一次系ポンプ軸固着</li> </ul>	<ul> <li>一次系ポンプ軸固着</li> </ul>	◆ 一次系ポンプ故障
	<ul> <li>二次系ポンプ軸固着</li> </ul>	<ul> <li>二次系ポンプ軸固着</li> </ul>	<ul> <li>二次系ポンプ故障</li> </ul>
	<ul> <li>主給水ポンプ軸固着</li> </ul>	<ul> <li>一次系配管ナトリウム漏えい</li> </ul>	<ul> <li>一次系ナトリウム漏えい</li> </ul>
	<ul> <li>一次冷却材漏えい</li> </ul>	<ul> <li>二次系配管ナトリウム漏えい</li> </ul>	<ul> <li>二次系ナトリウム漏えい</li> </ul>
	<ul> <li>二次冷却材漏えい</li> </ul>	<ul> <li>蒸気/給水配管破断</li> </ul>	• 蒸気発生器における Na-水反応
	<ul> <li>◆ 主蒸気管破断</li> </ul>	◆ Na-水大規模反応	
	• 主給水管破断		
	• 蒸気発生器伝熱管破断		
放射性物質等の放出に	<ul> <li>一次冷却材漏えい</li> </ul>	<ul> <li>一次系配管におけるナトリウム漏え</li> </ul>	<ul> <li>一次系ナトリウム漏えい</li> </ul>
つながる事故	<ul> <li>二次冷却材漏えい</li> </ul>	<i>د</i> ۲	<ul> <li>二次系ナトリウム漏えい</li> </ul>
	<ul> <li>一次ナトリウム補助設備における冷</li> </ul>	<ul> <li>二次系配管におけるナトリウム漏え</li> </ul>	<ul> <li>一次アルゴンガス漏えい</li> </ul>
	却材漏えい	47	<ul> <li>◆ 窒素漏えい</li> </ul>

225

•	一次アルゴンガス漏えい	•	格納容器メンテナンス時における格	٠	燃料取扱い事故
٠	燃料交換時の事故		納容器内の一次系ナトリウム貯蔵タ		
٠	気体放射性廃棄物処理設備の破断事		ンク破損		
	故	٠	コールドトラップからの漏えい		
		٠	大型機器洗浄設備における Na-水反応		
		٠	燃料交換時のカバーガス放出		
		٠	原子炉容器外での交換燃料破損に伴		
			う FP ガス放出		
		•	燃料キャニスタからの漏えい		
		•	燃料貯蔵容器からの漏えい		
		•	クレーンによる最大吊り上げ高さか		
			らの使用済み燃料移送キャスクの落		
			$\overline{\Gamma}$		
		•	ガス減衰タンクからの漏えい又は破		
			断		
		•	格納容器外の放射性物質の漏えい		
		I		l	

# 表 6 発生確率は「事故」よりも低いが著しい影響のある事象(もんじゅ)

- 燃料要素の局所的過熱事象
- · 燃料集合体内冷却材流路大規模閉塞
- · 一次冷却材系配管破損
- · 一次冷却材系流量喪失事象
- 制御棒異常引き抜き

5 安全設計クライテリアにおける技術的ポイントの明確化及び定量化		
5.1. <u>ナトリウム冷却高速炉におけるボイド反応度のシビアアクシデント評価上</u> <u>の位置づけ</u> ナトリウム冷却高速炉の炉心反応度特性	本文 炉-B 炉-B	表 12 -1 -4
5.1.1. 技術的背景		
高速炉 <u>において、の</u> 炉心反応度 <u>に関連する要素パラメータの値が増加した場合の</u> 反応度変化をは全体として、ドップラー係数、燃料被覆管温度係数、燃料温度係数 及びボイド反応度係数が主要な因子であり、これらパラメータ個々の挙動は原子炉	本又 炉-A 炉-B	表 12 2 -2 後半
の型式により異なる(表 7-1 に示す。ここで表 7-1 は、通常運転、AOO、DBA 及び 冷却材沸騰や炉心損傷を伴わない DEC 状態における基本的な反応度の変化を示して いる。また、冷却材沸騰や炉心損傷後の典型的な物質移行挙動(被覆管移動や燃料 の分散・集中)を伴う DEC における反応度変化を表 7-2 に示す。参照)。		

表 7 <u>-1</u> SFR における基本的な反応度 <u>変化<mark>係数</mark></u>						
<u>(通常運転状態, AOO, DBA, 冷却材沸騰/炉心損傷を伴わない DEC)</u>						
反応度 <mark>係数</mark> の要素	反応度の変化*					
Na ボイド又は 冷却材温度	0-~+					
被覆管 (膨張 <del>/移動</del> )	+-/-+					
燃料 (ドップラー <mark>/<u>分</u>飛散/集中</mark> )	/					
構造物**(径方向膨張/収縮)	- / +					
制御棒*** (軸方向膨張/収縮)	- / +					

\*パラメータが増加した場合の反応度の増減、\*\*炉心支持構造、\*\*\*駆動軸等の構築物

# <u>表 7-2 SFR における冷却材沸騰/炉心損傷に伴う反応度変化</u>

反応度の要素	反応度の変化*
<u>Na ボイド</u>	<u>0-~+</u>
<u>被覆管 (移動)</u>	<u>+</u>
<u>燃料 (分散/集中)</u>	<u>-/+</u>

\*パラメータが増加した場合の反応度の増減

本文表 12 炉-B-2 前半

ボイド反応度が係わる原子炉の過渡状態としては、次に挙げる事項が関連し得る。 1)流量喪失、除熱源喪失、過出力状態において発生しうる冷却材の温度上昇を原因 とするナトリウム沸騰により発生するナトリウムガス、2)燃料ピン下部ガスプレナ ム等からの核分裂性ガス又は内包ガス、及び炉心外のガス気泡で、炉心領域へ流入 するもの。表7に示した反応度は、過渡状態において、異なる時間変化を示しなが ら増加/減少する。応答時間に関しては、熱発生源である燃料の温度変化が最も早く、 ドップラー効果は支配的なフィードバック要因となる。SFR 炉心では、ボイド反応 度係数は空間分布を有する。炉心の中心域では正であることが多く、最外域とその 周辺域では負であることが多い。SFR の炉心設計の多くでは、炉心領域全体でのボ イド反応度係数の合計は、正からわずかに負の間となる。ボイド反応度に関する一 般的要件、及び/又は炉心反応度に関する一般的な定量的な制約条件を以下で論ずる。

冷却材の温度上昇によるナトリウム沸騰は、通常運転状態、運転時の異常な過渡 変化及びDBAの範囲では確実に発生防止されるべきである。炉心制御の観点からは、 通常運転状態、運転時の異常な過渡変化、DBA、及び炉心損傷を伴わないDECにお いて、<u>炉心においては固有の出力安定特性と、原子炉停止系においては「過度の反</u> <u>応度投入」を防止しかつ「未臨界に維持」する能力が「過度の反応度投入」を防止し、</u> かつ抑制し続ける固有の出力安定性能が原子炉停止系には要求される。炉心損傷を 伴うDECに対しては、前述の個々の反応度要因は、炉心損傷事故の経過の過程で正 あるいは負と様々な値をとる可能性があり、また、炉心損傷後には「冷却材沸騰」、 「被覆管移動」「燃料の<u>分</u>飛散/集中」による正あるいは負の反応度が合算・相殺した ことで生じえる「過<u>度</u>渡の反応度投入」を発生防止及び影響緩和する性能が、炉心 に関連するSSCに対して要求される。

本文表 12 炉-A-2 炉-B-3

一方、ガス気泡が短時間で炉心内に侵入する状況が生じた場合、瞬時的な過渡現 象をもたらす可能性がある。これはナトリウムの温度変化に伴う事故(反応度に関 する事象又は除熱失敗事象等)とはその事象変化及び事象影響は大きく異なり、ガ ス侵入を防止あるいはその量を制限することにより、安全性が確保される。当該事 象の安全評価においては、ガス侵入による出力増加及び伝熱変化を考慮する必要が ある。

本文表 12 炉-A-3 に 関連

# 5.1.2. ナトリウム冷却高速炉の炉心構成に応じた事例研究

個々の反応度係数はプラント状態に応じて正/負となる可能性があり、またその感度は炉心型式により異なる。これらの特徴を明確にするため、一般的な方法として、次に挙げる正/ゼロ近傍/負のボイド反応度係数を有するいくつかの SFR の炉心型式におけるシビアアクシデント、特に ULOF(流量減少時炉停止機能全喪失)に対する安全評価を事例研究として参照する。

#### <u>日本:JSFR の場合</u>

JSFR は <u>1500MWe</u>と出力が大きく、炉心全体では正のボイド反応度(5~6\$)を有 する。ULOF[3]における反応度の時間変化を図9に示す。炉心反応度は、事象開始後、 <u>炉心で冷却材沸騰が発生した後</u>は正のボイド反応度係数により増加し、直後に、そ <del>の後</del>、燃料<u>分</u>飛散による負の反応度投入によって減少する。これにより、即発臨界 には達せず、機械的エネルギーは発生しない。燃料溶融及び燃料<u>移動再配置</u>による 反応度の効果は、過渡挙動全体に大きく寄与している。被覆管移動も正の反応度効 果を有するため、ATWS (スクラム失敗を伴う運転時の異常な過渡変化事象)は、シ ビアアクシデント、特に CDA (炉心崩壊事故)を生ずる要因となる。一方、冷却材 ボイドの過渡挙動全体に対する寄与は小さく、これが 0 もしくは負となった場合で も、シビアアクシデントに対する安全評価としての利得は限定的である。従って、 炉心反応度の特性としては、正のボイド反応度が合理的な範囲となるよう炉心設計 を行うことが重要となる。



(5~6\$ ボイド反応度炉心)

# <u>米国:CRBR の場合</u>

米国 CRBR の安全評価では、負の全炉心ボイド反応度(炉心全体で-0.6\$)を有す る炉心を対象に解析がなされている(NUREG/CR-3224 [4])。安全評価の結果からは、 全体のボイド反応度(図10「冷却材反応度合計」)は負であるものの、被覆管移動に よる反応度(図10「被覆管反応度合計」)が大きく正に寄与し、これが過渡現象の挙 動全体を決定することが分かる。



図 10 ULOF 初期段階における基本的な反応度の変化(CRBR) (-0.6\$ ボイド反応度炉心)

# <u>ロシア:BN-800の場合</u>

BN-800を対象とした、負のボイド反応度の効果は「IAEA-TECDOC-1139: Transient and accident analysis of a BN-800 type LMFR with near zero void effect" [6]」に示されている。専門家の結論は、負のボイド反応度の安全性への寄与については否定的であった。これは主に、冷却材が沸騰した場合の事故進展の不確かさが大きく、CDAに 至る事象シーケンスの可能性が残ること、更にその事象進展における炉心溶融(被 覆管溶融/移動、燃料溶融/再配置)は再臨界をもたらしうる、という技術的判断によ

本文表 12 炉-A-4 るものである。



図 11 ULOF 初期段階における基本的な反応度の変化(BN800) (ゼロ近傍 ボイド反応度炉心)



や格納容器バウンダリ破損)をもたらさないよう設計されるべきである。これはシ ビアアクシデントの発生から収束終息までの過渡挙動全体を評価することで確認さ れることとなる。従って、ナトリウムボイド反応度だけではなく、全ての反応度フ ィードバックを考慮する必要がある。反応度係数に対する SDC 要件の定量化の上で 重要な事項は、「炉心反応度の合計を 1\$未満にすること」である。

炉-B-9後半

5.1.3. 安全設計クライテリアにおける関連条文

SDCは、以下の通り、炉心反応度特性(ボイド反応度を含む)に対する要件として、全てのプラント状態(通常運転状態、運転時の異常な過渡変化、DBA、DEC)を網羅しており、5.1.1及び5.1.2で示した点を含んでいる。

- (1) クライテリア 42-2 はボイド反応度効果を考慮するよう求めている。
  - "クライテリア 42-2: ナトリウムを冷却材として使用する高速炉のプラントシ ステム性能

プラントシステム全体は、以下に示すようなナトリウム冷却高速炉の特性を 考慮して設計されなければならない。

- (1) 通常運転状態では炉心が最大反応度体系ではないため、炉心形状の好 ましくない変化により正の反応度挿入を引き起こす可能性がある。
- (2) 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ため、ナトリ ウム沸騰あるいはガス巻込みにより、正の反応度挿入を引き起こす可能性 がある。"
- (2) クライテリア 45 の 6.6 項は炉心反応度特性に関する要件であり、またクライテリ ア 46 の 6.7 項は原子炉停止に関する要件である。これらは過度の反応度投入の防 止に対する要件、及び、通常運転状態、運転時の異常な過渡変化、DBA において も裕度を持った十分な停止機能を有するよう要求している。
  - ▶ "クライテリア45:原子炉の炉心の制御

6.6. 運転状態及び原子炉の炉心の損傷を生じない事故状態において正の 最大投入反応度とその投入率は、原子炉冷却系バウンダリの反応度投入に よる損傷を防止するため、冷却能力を維持するため、及び原子炉の炉心〜 のいかなる重大な損傷も防止するため、制御又は補償されなければならな い。"

▶ "クライテリア46:原子炉の停止

6.7. 原子炉の停止手段の有効性、作動速度及び停止裕度は、燃料の設計限 度を超えることのないものでなければならない。"

(3) DEC に関しては、クライテリア 44 は炉心構造(燃料、燃料集合体、炉心支持構造)が備えるべき要求、クライテリア 45 の 6.6-2 項は、ボイド反応度を含む炉心

反応度特性に対して制約を設けるよう求めている。また、クライテリア 46 の 6.9 項は、再臨界を長期にわたり発生防止すること、すなわち冷温停止するための受 動的又は固有の安全特性を求めている。

▶ "クライテリア44:原子炉の炉心の構造上の性能

…設計拡張状態に対して、炉心損傷事故の際に大規模な機械エネルギー の放出をもたらす可能性のある再臨界の防止対策を含めなければならな い。"

▶ "クライテリア45:原子炉の炉心の制御

6.6bis. 炉心損傷事故時における著しい機械的エネルギー発生を防止す るため、原子炉の炉心は、ナトリウムボイド反応度を含むすべての反応 度フィードバックを考慮して、核特性、熱特性、及び物理的特性が、そ のような設計拡張状態の影響緩和にとって好ましいものとなるよう設計 されなければならない。"

▶ "クライテリア46:原子炉の停止

6.9. 原子炉を停止するための手段は、少なくとも2つの原理の異なるか つ独立した系統から成り立っていなければならない。さらに、設計拡張 状態に対して、重大な炉心損傷を防止し、かつ再臨界を長期にわたり防 止するための受動的あるいは固有の原子炉運転停止能力が備えられなけ ればならない。"

#### 5.1.4. 重要事項のまとめ

炉心反応度に関して技術的に重要な事項は、次の5つである。

1. ボイド反応度係数は、事故時の炉心の過渡挙動に影響を与える重要なパラメー タの一つである。

注:冷却材ボイド発生時に急激な反応度投入をもたらしうる、正のナトリウムボイド 反応度の価値は、安全性に係わる重要事項である。過渡応答に対するナトリウムボイ ド反応度の影響は、炉心全体の設計、ナトリウムボイド反応度の大きさ、反応度を相 殺する負の反応度フィードバックの大きさ、炉心のボイド化に対する安全設計に大き く依存する。

	本文表	12
2. 炉心の反応度特性は、安全性確保のためは、次に挙げる条件を満たすべきであ	炉-B-8	
(a) 出力反応度係数(ボイド反応度による影響も含む)は、通常運転状態、運転時		
の異常な過渡変化、DBAに対して負であるべきである。原子炉停止機能は想定さ		
れる反応度投入に対処できるべきである。これらは、 <del>過度の</del> 反応度 <u>が過度に大き</u>		
<u>な状態投入</u> を防止し、かつ裕度を持った十分な炉停止機能により達成される。		

(b) 原子炉保護系の破損(スクラムが失敗した状況)を伴うDECに対しては、CDA を含むシビアアクシデントの状態においても、著しい影響(機械的エネルギー放 出による原子炉容器破損及び/又は一次冷却材系バウンダリ破損、格納バウンダサ 破損、及び/又は公衆の被ばく) をもたらさない炉心反応度特性であるべきである。 炉心損傷後の炉心反応度は全体で1\$未満であるべきであることに対し、この条件 はDECにおける炉心損傷前にも同じ要件が適用されるべきであることを意味して いる。

3. CDA に至りうるシビアアクシデントの状況の下では、ボイド反応度<mark>係数</mark>が低減 された炉心設計は、CDA の初期段階で緩やかな(事象進展速度が遅い)熱出力 の増加をもたらす特徴がある。しかし、燃料の溶融/移動再配置及び燃料被覆管 の溶融/移動が支配的な反応度フィードバックを有することから、CDA の過渡挙 動<del>全体</del>(初期過程<del>段階</del>の後〜<del>収束</del>終息<del>段階</del>)への寄与は限定的であるため、安 全解析における実質的な利得を期待することは難しい。

注:ナトリウムボイド反応度を低減した炉心設計は、冷却材が加熱される段階及び起 因段階での挙動を抑制し、エネルギー的に穏やかな過渡段階への移行を促進する可能 性がある。過渡段階では、ナトリウムボイド反応度は材料の再配置に伴う支配的な反 応度フィードバックに対し、副次的な役割に限定される<del>を果たす。</del>

4. 以上のことから、一つの特定の反応度特性パラメータ(ボイド反応度係数が負 であることのみ、など)を要求することは技術的に適切ではなく、初期過程以 降の事故挙動を考慮した、炉心反応度の性能全体(ボイド反応度係数を含む) に対するクライテリアを設けることが適切である。 注:バランスのとれた安全性の考え方とは、当該の炉心設計に対し

さにまでナトリウムボイド反応度を減少させることを

本文表 12 炉-A-5 炉-B-12

- 5. SDC には、炉心反応度及びナトリウムボイド反応度に関連して全てのプラント 状態に対応したクライテリアを含む。一方、「安全アプローチ SDG」の第3章、 第4章には、SDCを実際に設計に適用するにあたり、炉心反応度に関連した技 術的課題を解決するための安全設計が示されている。 関連する SDC のクライテ リアを以下にまとめる。
  - (a) SDC クライテリアは、通常運転状態、運転時の異常な過渡変化、DBA にお ける炉心反応度特性(ボイド反応度を含む)に対して適用される。
  - (b) 特に DEC に対しては、以下の要件が適用される。
  - ◆ 炉心構造(燃料、燃料集合体、炉心支持構造)に関するクライテリアに示 される通り、炉心損傷を伴う状態の下で、著しい機械的エネルギー放出を もたらしうる再臨界の発生防止。

本文表 12 炉-B-10 に 

本文表 12

炉-B-11

本文表 12

炉-B-13

◆ 影響緩和にとって好ましい炉心反応度特性(ボイド反応度を含む)を有す ること。

# 参考文献

[1] GIF, SDC Phase 1 Report: "Safety Design Criteria for Generation IV Sodium-cooled Fast Reactor System", GIF SDC-TF/2013/01, May 1 (2013)

[2] GIF, GIF Annual Reports 2013 (2014)

[3] H. Niwa et al., "A comprehensive approach of reactor safety research aiming at elimination of recriticality in CDA for commercialization of LMFBR", Progress in Nuclear Energy, 32, 3/4, pp.621-629 (1998).

[4] USNRC, NUREG/CR-3224; LA-9716-MS, "Assessment of CRBR core disruptive accident energetics", March (1984)

[5] USNRC, NUREG-1368, "Preapplication Safety Evaluation Report for the Power Reactor Innovative Small Module (PRISM) Liquid-Metal Reactor", January (1994)

[6] IAEA, TECDOC-1139, "Transient and accident analysis of a BN-800 type LMFR with near zero void effect", May (2000)

[7] An Integrated Safety Assessment Methodology (ISAM) for Generation IV Nuclear Systems, June 2011

# 用語集

[SDG 本文作成の後に用語集を整備予定]

# 付属書

(A)SFR の安全性に対する燃料集合体事故の取り扱い

## 付属書 (A) SFR の安全性における燃料集合体事故の取り扱い

1. 燃料集合体事故の概要

燃料集合体事故は、炉心の局所的な燃料集合体内の異常によって燃料が破損し、破 損領域の冷却形状が崩れることによって破損が拡大する事象である。ナトリウム冷却高 速炉の燃料集合体は、軽水炉に比して稠密の燃料ピン束から構成されており、かつ、燃 料の出力密度も高いことから、いったん局所的な溶融を伴う燃料破損に至ると溶融領域 が拡大し、やがては、ラッパ管が破損して集合体間の破損伝播に至ることが懸念される。

このように、燃料集合体事故は、炉心全体の出力と冷却材流量のミスマッチによって生じる全炉心規模の炉心損傷とは異なる炉心損傷モードの原因となりうる。

2. 事故の要因と進展

燃料集合体事故としては、様々な原因が想定されうるが、いずれの場合も、緩慢な 破損拡大を経て、局所的な冷却材沸騰及び燃料溶融に至る[1.2.3.4]。なお、米国フェル ミ炉において、集合体入口閉塞による燃料溶融事故が発生しているが、この教訓から、 その後の設計では燃料集合体の入口ノズルの冷却材流入孔を異なる方向に多数設ける 等の対策が講じられており、入口瞬時閉塞は生じがたい設計となっている。

酸化物燃料の破損後運転継続については、EBR-II RBCB(Run Beyond Cladding Breach) 試験や MOL-7B 試験から多くのデータが得られており、破損後の事象推移が極めて緩 慢であること、数日以上のオーダーで徐々に異常が進展し得るものの、異常の進展とと もに DN 先行核の冷却材流中への放出が増大し、これを適切に測定することで異常の拡 大は防止できる見込みが得られている[5]。また、フェニックス等の実炉においても燃 料破損を経験しており、ガス検出系や DN 検出系によって破損を検出し、安全に炉停止 できることが示されている。このことから、燃料集合体事故に対しては、局所的な燃料 破損の初期段階において破損を検出し、原子炉を停止することが重要である。

燃料集合体内の局所的な破損領域が拡大した場合の挙動については、SLSF P4 試験、 MOL-7C シリーズ試験、及び SCARABE-N 試験シリーズが実施されている。これらの結 果から、溶融燃料が冷却の流れの中に放出されると極めて大量の DN 先行核が冷却材へ と移行することが示され、異常検知の確実性が極めて高いことが認識された。また、こ れとともに、FP ガスを保持した照射済み燃料では、燃料溶融に伴って FP ガスの圧力が 開放され、この圧力に周辺燃料ピン東領域へと溶融燃料が流出し、時間とともに損傷が 拡大してゆくことが示された。これらの知見に基づけば、燃料ピンの初期破損から、破 損が検出されずに破損が拡大し、燃料集合体内で局所的に燃料が溶融する事態に至った としても、異常を検出して原子炉停止し、損傷部分の冷却性を確保することが重要であ る。

- 3. 燃料集合体事故の想定
  - (1) 設計基準

燃料集合体事故の発生要因には様々なものが考えられるが、適正な燃料の品質管 理と運転管理によって、その発生頻度の低減が可能である。また、局所的な燃料 破損を早期に検出する信頼できる検出システムと適切な運転手順を定めることで、 局所破損の拡大防止も可能である。

このため、設計基準においては、局所的な燃料破損の発生を防止するための設計 対策及び破損が生じた場合の検出手段と、検出後の運転手順を備えることが求め られる。

(2) 設計基準を超える想定の取り扱い

上記の対策を十分に実施することによって、燃料溶融を伴い破損伝播の可能性を 有する燃料集合体事故の発生頻度は設計基準における当該事故の発生頻度よりも 低くすることができる。設計基準を超える想定の考え方には、以下がある。

[1] バウンディングアプローチ

バウンディングとして、ある一つの燃料集合体が瞬時入口完全閉塞したよう な仮想的な条件をシナリオとして与える方法である[6]。この場合、燃料集合 体間の破損伝播は比較的短時間に発生するため、DN 計等の検出手段が有効と しても、破損範囲は比較的広い範囲となる。しかし、その損傷範囲と事故影 響は、ULOF のような全炉心規模の損傷に包絡されうる。つまり、ULOF のよ うな他の事象によって、より厳しい事故影響をカバーする場合、この種の想 定は必須ではない。

[2] 確率論的アプローチ

燃料集合体事故は、様々な要因により長期にわたり段階的に進行していく特 性であることから、破損伝播と検出可能性の関係を評価する確率論的評価が 考えられる。破損範囲が拡大するほど検出信号は強くなり検出されやすくな る。一方で、ある程度破損が拡大すると、破損伝播が急激に進行することが 予想される(図1参照)。確率論的アプローチにより、破損伝播が急激に進行 する状態の発生頻度が十分に小さいことを示すこと、破損伝搬が急激に進展 する状態に至ったとしても、破損範囲は限定され、原子炉停止と安定冷却の 達成を示すことが考えられる。



図1DN信号レベルと関連する検知/操作

参考文献

[1] Logic diagram of sub-assembly accident showing basic arrangement of event trees, "G. J. Vaughan, "Event Tree Analysis of the Sub-assembly Accident", Int. Mtg. on Science and Technology of Fast Reactor Safety, Vol.1, pp. 457-463, Guernsey, May (1986)."

[2] Local fault propagation and related detection possibilities, "Karl Schleisiek, "Risk oriented analysis of subassembly accidents"

[3] Overall result of the analysis (SNR300), "Karl Schleisiek, "Risk oriented analysis of subassembly accidents"

[4] Table of frequencies (per year) at various stages of the event tree study, "G. J. Vaughan, "Event Tree Analysis of the Sub-assembly Accident", Int. Mtg. on Science and Technology of Fast Reactor Safety, Vol.1, pp. 457-463, Guernsey, May (1986)."

[5] Transverse sections obtained from breached fuels, "S. MIYAKAWA, "Mechanism of Fuel Release to Coolant from Breached Oxide Fuel in Liquid Metal Fast Reactor", Journal of AESJ, Vol.36, No.9 (1994),"

[6] The melt propagation after penetration into the neighboring subassemblies, "G. Kayser, et al., "Summary of the SCARABEE-N Subassembly Melting and Propagation Tests with an Application to a Hypothetical Total Instantaneous Blockage in a Reactor," Nuclear Sci. Eng., Vol.128, pp.144-185 (1998)."