

JNC TN9400 2005-025

FBR サイクルの安全性総合評価  
—平成 16 年度報告—  
( 研究報告 )

2005 年 4 月

核燃料サイクル開発機構

大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松 4 番地 49  
核燃料サイクル開発機構  
技術展開部 技術協力課  
電話：029-282-1122（代表）  
ファックス：029-282-7980  
電子メール：jserv@jnc.go.jp

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section,  
Technology Management Division,  
Japan Nuclear Cycle Development Institute  
4-49 Muramatsu, Toukai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184,  
Japan

© 核燃料サイクル開発機構  
(Japan Nuclear Cycle Development Institute)  
2 0 0 5

# FBR サイクルの安全性総合評価

## 平成 16 年度報告

### ( 研究報告 )

久保 重信<sup>+</sup>, 栗坂 健一<sup>\*</sup>, 山野 秀将<sup>\*</sup>, 丹羽 元<sup>\*</sup>

## 要旨

実用化戦略調査研究において検討対象としている炉およびサイクルシステム概念について、合理的な安全設計概念構築に資するための検討を実施し、以下の成果を得た。

- ・ ナトリウム炉について、安全設計・評価方針の基本的な考え方を整理すると共に、軽水炉と同等の安全性の示し方、避難不要概念の考え方、格納容器の性能要求について検討し、格納容器設計に関する課題の明確化を図った。また、金属燃料ナトリウム冷却小型炉のCDA評価に関する現状知見と再臨界回避検討の方向性、炉心設計の要求事項についてまとめた。
- ・ 合理的な再臨界回避方策として提案している溶融燃料排出ダクト付き概念の有効性見通しを予備解析結果によって示した。また、損傷炉心挙動の3次元効果について分析し、制御棒案内管の存在による溶融燃料の冷却効果などの事象進展緩和効果を抽出し、評価に反映した。
- ・ ナトリウム炉の炉心損傷頻度の合理的な低減のため、除熱源喪失型の炉心損傷事象に支配的なシケウスの抽出を行い、蒸気発生器への蒸気補給、空気冷却器ダンパの多様化などの対策を考案した。また、これらの対策により除熱源喪失型の炉心損傷頻度に対して1桁以上の低減が見込まれることを簡易評価により確認した。
- ・ 鉛ビスマス冷却炉について、蒸気発生器伝熱管破損による1次系への蒸気の大規模流入可能性について検討した結果、その可能性が否定できないことから蒸気発生器下端部での蒸気泡流出防止対策をとることを検討し、設計に採り入れた。
- ・ ガス冷却炉について、定性的な炉心崩壊シナリオを把握し、コアキャッチャーに代表される対策設備概念に反映した。
- ・ 中間評価までに実施済みの先進湿式施設および乾式金属電解法施設に加えてH16年度は、高圧の流体を内蔵する超臨界直接抽出法の施設および湿式リファレンス施設における抽出用マグナ法のMA回収工程を対象に代表事象に焦点を絞ったリスク評価を実施し、リスクが十分に低いことを確認した。以上によりいずれの概念も安全性の目標を達成可能なことを確認した。

---

\* 大洗工学センター システム技術開発部 FBR サイクル安全設計 Gr

† 日本原子力発電(株)からの派遣者

本報告書は、「高速増殖炉システムの実用化戦略調査研究に関する協力協定」に基づき実施したJNCと原電(9電力会社、電源開発株式会社及び原電の代表)との共有成果である。

(WBS番号:151230)

# Safety Evaluations of FBR Power Plants and Fuel Cycle Facilities

## - Results of the Studies in 2004 -

Shigenobu KUBO<sup>†</sup>\*, Ken-ichi KURISAKA\*, Hidemasa YAMANO\*, Hajime NIWA\*

### Abstract

This study is dedicated to establish rational safety design concepts for the power plants and their related fuel cycle facilities in the feasibility study on commercialized fast reactor cycle systems. Major results of this study are as follows.

- The principles of safety design and evaluation for the sodium-cooled reactor were formulated as well as the way to achieve the equivalent safety level to LWRs, design requirements to eliminate necessity of the evacuation, and the containment performance requirement. As the result, the item for further investigation was clarified in the containment design. As for small scale sodium-cooled reactor with metallic fuel, state-of-the-arts of knowledge for the evaluation of CDA, the way for elimination of re-criticality and related design requirements for the reactor core were identified.
- A preliminary evaluation showed that the feasibility of molten fuel discharge capability of modified inner duct concept for sodium-cooled MOX fuel reactors. The three dimensional effect in the course of the transition phase of CDA was investigated and found that the cooling effect of the control rod guide tube is pronounced comparing with two dimensional case.
- A preliminary evaluation showed that the occurrence probability of PLOHS can be reduced by more than one order with help of some accident management measures such as steam supply to SGs, improvement of diversity for the air cooler dumper.
- Concerning the SG tube rupture for the LBE-cooled reactor, it was found out that certain amount of steam can enter into the core in case of one tube rupture at the bottom of SG and that steam jet breaker should be installed in order to avoid massive steam ingress.
- For a gas-cooled reactor, a scenario of core disruptive accidents is qualitatively grasped to construct a concept of design measures such as core catcher.
- A risk study on some typical events in the facilities of the super-critical direct extraction reprocessing and of the extraction chromatography method for MA recovery revealed that their risk levels are sufficiently low.

---

\* System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center, JNC.

† attached from the Japan Atomic Power Company (JAPC).

This report is the outcome of collaborative study between JNC and JAPC (that is the representative of 9 electric utilities, Electric Power Development Company and JAPC) in the accordance with "The Agreement About The Development of A Commercialized Fast Breeder Reactor Cycle System".

# 目次

要旨 .....	i
Abstract .....	ii
目次 .....	iii
図表リスト .....	vi
1 はじめに .....	1
2 安全性の目標設定および安全設計・評価方針策定に関する検討 .....	2
2.1 炉システム .....	2
2.1.1 ナトリウム冷却炉 .....	2
( 1 ) 安全設計方針に関する検討 .....	2
(i) アドバンスド・ループ型炉の概要 .....	2
(ii) 安全設計の基本方針 .....	2
(iii) 安全設計の現状 .....	6
(iv) 安全評価の現状 .....	11
(v) まとめと当面の課題 .....	18
( 2 ) 避難不要概念の要求 .....	34
(i) 避難不要概念の考え方 .....	34
(ii) 大型ナトリウム炉への適用方針 .....	36
( 3 ) 格納容器に対する性能要求の検討 .....	42
(i) 考え方 .....	42
(ii) ナトリウム炉における格納容器チャレンジ要因 .....	43
(iii) 設備対策 .....	44
(iv) 評価 .....	45
(v) まとめ .....	46
( 4 ) PLOHS 猶予時間の概算 .....	50
(i) 解析モデル及び解析条件 .....	50
(ii) 解析ケース及び解析結果 .....	51
(iii) まとめ .....	52
( 5 ) 避難所要時間に関する調査 .....	59
(i) 日本の原子力施設の防災対策 .....	59
(ii) 炉心損傷事故発生時の避難の実例 .....	59

(iii) 避難所要時間推定に関する研究	60
(iv) 避難所要時間の推定	61
( 6 ) MOX 燃料炉心の炉心損傷評価	65
(i) 改良内部ダクト概念の有効性評価	65
(ii) 遷移過程解析における多次元効果の検討	72
( 7 ) 金属燃料小型炉の炉心損傷対策に関する検討	80
(i) ボイド反応度制限について	80
(ii) 炉心高さの制限について	81
(iii) 金属燃料炉心の再臨界回避の方向性	82
(iv) ラッパ管厚みについて	83
2.1.2 鉛ビスマス冷却炉	88
( 1 ) 蒸気発生器伝熱管破損に対する設計方針	88
( 2 ) 蒸気発生器伝熱管破損時の気泡進入評価	88
2.1.3 ヘリウムガス冷却炉	90
( 1 ) 炉心崩壊シナリオの検討	90
(i) 炉心部	90
(ii) 炉容器下部	91
(iii) 格納容器内	91
(iv) 窒化物燃料の熱解離の影響	91
( 2 ) 研究課題	91
2.2 燃料サイクルシステム	93
2.2.1 超臨界直接抽出法リサイクルシステム	93
( 1 ) 異常事象の抽出	93
(i) 異常事象の抽出要領	93
(ii) 超臨界直接抽出法プロセスの異常事象候補の抽出	93
( 2 ) 超臨界直接抽出配管破損時におけるセル内圧力の評価	94
(i) 異常の想定	94
(ii) 評価モデル	94
(iii) 検討結果	95
( 3 ) 代表的な異常事象の周辺公衆に対する被ばく線量評価	95
(i) 機器からセルへの漏洩量の評価	95
(ii) 施設内での放射性物質の移行挙動の評価	96
(iii) 環境中での移行および被ばく線量の評価	96
2.2.2 NEXT プロセス MA 回収設備	104
( 1 ) 異常事象の抽出	104

( 2 ) 代表的な事象の周辺公衆に対する被ばく線量概算	104
(i) 代表的な異常事象の選定	104
(ii) セル内への漏洩量	104
(iii) 施設内での放射性物質の移行挙動の評価	105
(iv) 環境中での移行および被ばく線量の評価	105
3 候補概念の概略リスク評価	111
3.1 炉システム	111
3.1.1 ナトリウム冷却炉	111
( 1 ) 目的	111
( 2 ) PLOHS および LORL に対する AM 策の検討	111
(i) 簡易レベル 1 PSA	111
(ii) PLOHS に対する AM 策候補の抽出	114
(iii) 主要 AM 策候補の有効性評価	115
( 3 ) 課題	117
3.2 燃料サイクルシステム	128
3.2.1 超臨界直接抽出法再処理施設	128
( 1 ) 放射性物質のセル内漏洩時における移行経路	128
( 2 ) 放出イベントツリーの構築	128
( 3 ) 起因事象発生頻度および放出イベントツリーの分岐確率	129
( 4 ) 放射性物質の施設外への放出量および周辺公衆への影響	129
3.2.2 NEXT プロセス MA 回収設備	133
( 1 ) 放射性物質の施設外への移行経路	133
( 2 ) 放出イベントツリーの構築	133
( 3 ) 起因事象発生頻度	133
(i) 吸着剤の温度上昇原因	133
(ii) 吸着剤のニトロ化原因	134
( 4 ) 放出イベントツリーの分岐確率	134
( 5 ) 放射性物質の施設外への放出量および周辺公衆への影響	135
4 おわりに	139
参考文献	141
付録 A: 次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドラインの抜粋	143

## 図表リスト

表 1. ナトリウム冷却炉の安全評価事象	19
表 2 (1/3). 炉心燃料の破損に至りうる事象分類とその特徴 (出力異常)	20
表 2 (2/3). 炉心燃料の破損に至りうる事象分類とその特徴 (炉心冷却材流量異常)	21
表 2 (3/3). 炉心燃料の破損に至りうる事象分類とその特徴 (ヒートシンク喪失)	23
表 3 (1/2). ナトリウム冷却炉の安全性評価に適用する判断基準 (酸化物燃料)	25
表 3 (2/2). ナトリウム冷却炉の安全性評価に適用する判断基準 (金属燃料)	26
表 4. ナトリウム冷却炉の主要安全解析条件 (設計基準事象)	27
表 5. ナトリウム冷却炉の流量減少型事象 (1次ポンプ軸固着) の解析結果	28
表 6. ナトリウム冷却炉の過出力型事象 (制御棒誤引抜) の解析結果	28
表 7. SCD の発生防止のための対策とそれについての設計検討の現状	29
表 8. SCD の影響緩和のための対策とそれについての設計検討の現状	30
表 9. Generation IV の開発目標	38
表 10. IAEA INSAG-10 の深層防護の定義と Generation IV 安全目標の関係	39
表 11. 解析条件及び解析結果	53
表 12. 各原子力施設の種類ごとの EPZ のめやす [3]	62
表 13. 屋内退避および避難等に関する指標 [3]	63
表 14. 線量率基準について [3]	64
表 15. Short-FAIDUS 全炉心解析における内部 / 外部ダクト破損時刻	67
表 16. 評価対象とした金属燃料炉心	85
表 17. 評価対象とした金属燃料炉心の冷却材チャンネル等価直径	85
表 18. 超臨界直接抽出法施設における変動項目の一覧	98
表 19. 超臨界直接抽出法再処理・燃料製造一体化プラントの主要工程の一覧	99
表 20. 超臨界直接抽出法施設における代表的な異常事象の抽出結果	100
表 21. 超臨界直接抽出配管破損事故評価のまとめ	101
表 22. NEXT プロセス MA 回収設備における変動項目の一覧	107
表 23. NEXT プロセス MA 回収設備の異常事象選定結果	108
表 24. NEXT プロセス MA 回収設備における分離塔内爆発事故評価のまとめ	109
表 25. PRACS-PLOHS (一重管 SG) ドミナントシーケンス	119
表 26. PRACS-PLOHS (二重管 SG) ドミナントシーケンス	119
表 27. IRACS-PLOHS (一重管 SG) ドミナントシーケンス	120
表 28. IRACS-PLOHS (二重管 SG) ドミナントシーケンス	120
表 29. 除熱向上のための AM 策の比較表	121
表 30. AM 対策 (ダンパ多様性) 後の PRACS-PLOHS ドミナントシーケンス	124



表 31.	U/Pu 抽出時における超臨界直接抽出配管破損によるリスク	131
表 32.	MA 抽出時における超臨界直接抽出配管破損によるリスク	131
表 33.	機器故障率等の設定根拠	136
表 34.	NEXT プロセス MA 回収設備における分離塔内爆発事故によるリスク	136
図 1.	事故に対する個人リスク目標値と社会リスク目標値	31
図 2.	ナトリウム冷却炉の安全設計の考え方	31
図 3.	アドバンスト・ループ型炉の原子炉構造	32
図 4.	溶融燃料排出促進を狙った燃料集合体概念	33
図 5.	実質的に避難回避可能とするための要求	40
図 6.	各プラントの格納容器比較	40
図 7.	緊急時活動への対応可能性の検討	41
図 8.	F S 大型炉の格納系概念	41
図 9.	CV チャレンジ要因と対策	47
図 10.	EFR での代替冷却系の検討例 (その 1)	48
図 11.	EFR での代替冷却系の検討例 (その 2)	48
図 12.	SNR-300 の格納系	49
図 13.	解析モデル	53
図 14.	解析結果	54
図 15.	1 世帯当たりの移動開始時刻の分布 [10]	64
図 16.	圧力の内訳(全炉心解析(i=4))	67
図 17.	最大圧力と流出割合の相関	67
図 18.	破損前圧力と流出割合	68
図 19.	燃料エンタルピと流出割合の相関	68
図 20.	燃料流出挙動へのハンドリングヘッド有無の影響	68
図 21.	全炉心解析での出力反応度変化	69
図 22.	炉心残留燃料の成分比変化	69
図 23.	全炉心解析での燃料流出挙動	71
図 24.	SIMMER-III による二次元解析体系	75
図 25.	SIMMER-IV による三次元解析体系	75
図 26.	反応度と相対出力の比較	76
図 27.	炉心内燃料質量の比較	76
図 28.	炉心平均燃料温度と積分出力の比較	77

図 29.	炉心内平均圧力 (SIMMER-IV)	77
図 30.	炉心内燃料成分分布 (SIMMER-III)	78
図 31.	炉心内燃料成分分布 (SIMMER-IV)	78
図 32.	燃料の炉心外流出分布 (SIMMER-III)	79
図 33.	燃料の炉心外流出分布 (SIMMER-IV)	79
図 34.	電中研大型炉	86
図 35.	JNC 小型炉 (H16 暫定)	86
図 36.	Pu フィッサイル富化度と臨界厚さの関係	87
図 37.	残存燃料インベントリと実効増倍係数の関係 [15]	87
図 38.	抽出塔接続配管破損時セル圧力評価のモデル	101
図 39.	超臨界直接抽出配管破損時セル内圧力変化 (初期圧-400Pa)	102
図 40.	超臨界直接抽出配管破損時セル内圧力変化 (初期圧-450Pa)	102
図 41.	超臨界直接抽出配管破損事故評価結果	103
図 42.	NEXT プロセス MA 回収設備における分離塔内爆発事故評価結果	110
図 43.	大型炉 崩壊熱除去系系統図 (DRACS + PRACS)	125
図 44.	大型炉 崩壊熱除去系系統図 (DRACS + IRACS)	125
図 45.	LORL イベントシーケンス	126
図 46.	SG 伝熱管内ガス強制冷却	127
図 47.	DHRS 空気冷却器ダンパ多様化	127
図 48.	超臨界直接抽出配管破損を起因とする放出イベントツリー	132
図 49.	分離塔内爆発事故の概略フォールトツリー	137
図 50.	NEXT プロセス MA 回収設備における分離塔内爆発事故を起因とする放出イベントツリー	138

# 1 はじめに

本研究では、実用化戦略調査研究において検討対象としている炉およびサイクルシステム概念について、合理的な安全設計概念を構築するための検討を行うとともに、それらの成立性に関わるリスク評価、安全評価を通して安全性を確認する。

一般に、設計研究は、安全確保を大前提として安全性と経済性のバランス点を追求する。このため、平成 15 年度までの各候補概念に対する具体的な設計・評価作業を経て得た中間まとめを踏まえて、実現性や合理性の観点から、フェーズ 2 開始時に策定した安全性の設計要求、およびその実現方策を改めて検討するとともに、開発目標に適合する範囲でより適切な安全設計を追求するとともに、同設計の具体化に資する。このために、以下を実施した。

(1)安全性の目標設定及び安全設計・評価方針策定に関する検討：

(i)炉システム：実用化候補概念を対象として、設計の進捗に応じて、安全設計及び安全評価についての課題を検討した。

具体的には、ナトリウム炉について、安全設計方針、避難不要概念の考え方、格納容器の性能要求、MOX 燃料炉心の炉心損傷評価、金属燃料小型炉の安全設計方針と炉心損傷対策についての検討を実施した。また、鉛ビスマス冷却炉の蒸気発生器伝熱管破損対策についての検討とヘリウムガス冷却炉の炉心崩壊シナリオについての検討を実施した。

(ii)燃料サイクルシステム：実用化候補概念の設計の進捗に応じて、放射性物質の閉じ込めへの要求、臨界安全設計等を検討した。

(2)候補概念の概略リスク評価：

(i)中間まとめにおける炉心損傷頻度(CDF)の簡易評価を踏まえて、安全解析および安全設計の進捗に応じた CDF 評価の見直しを行い、CDF についての設計要求達成のための課題や条件を整理した。具体的には、ナトリウム炉の除熱源喪失型事象について、CDF 低減方策の検討を行った。

(ii)安全設計の具体化に資するように、代替法を含めて湿式および乾式燃料サイクルシステムを対象としてリスク指標を考慮した安全性の検討を実施した。

## 2 安全性の目標設定および安全設計・評価方針策定に関する検討

### 2.1 炉システム

#### 2.1.1 ナトリウム冷却炉

##### (1) 安全設計方針に関する検討

実用化戦略調査研究で有望概念として検討されているアドバンスト・ループ型ナトリウム冷却高速炉に適用すべき安全設計・評価方針について検討した。また、設計研究における安全設計と評価の現状について概説し、概念構築に向けての当面の課題を示した。ここで、示した設計方針及び評価方針は、今後の設計進捗に応じ随時見直し・具体化を図っていく。

##### (i) アドバンスト・ループ型炉の概要

アドバンスト・ループ型ナトリウム冷却高速増殖炉は、機器の大容量化、システムの簡素化(機器の合体、系統数削減)を図り、物量削減によって経済性向上を追求した概念である。スケールメリットを追求した大型炉(電気出力 150 万 kW)とモジュール効果によるコスト削減の可能性を追求した中型炉(電気出力 75 万 kW)の2つのラインナップが検討されている。プラント主要構成は、1次系については大型炉、中型炉共に2ループ構成であり、1次ポンプと中間熱交換器は合体させている。蒸気発生器は大型炉では2基に対して、中型炉では1基である。中型炉では、さらに2基の原子炉モジュールで1基のタービン発電機を駆動する構成となっている。燃料はMOX燃料と金属燃料を対象としている。

##### (ii)安全設計の基本方針

###### (a)基本的考え方

安全確保の基本となる考え方は、通常運転時に対するALARAの考え方と異常時における深層防護の考え方であり、「高速炉の安全性の考え方に関する調査報告書」[1]に記載されている実用化段階のFBRの安全確保の考え方と合致する。

通常運転時のALARAの考え方に対しては、先行炉の経験を活かして、合理的な範囲で、環境への放出放射性物質量の更なる低減と従事者のひばく低減を指向すべきである。

原子炉施設の安全性の確保の主たる目的は、公衆及び従事者の放射線災害防止あるいは、環境への放射性物質放散防止であり、深層防護の考え方は、軽水炉において、確立され、その豊富な運転経験によって安全設計方針としての有効性が示されている。ナトリウム冷却炉

は、軽水炉と異なる特徴を有してはいるが、放射線源は炉心であり、これを閉ループの冷却系が取り囲んでいる構成は軽水炉と同じである。従って、異常発生しにくい信頼性の高いシステムを構築し、これに、止める、冷やす、閉じ込めるといった基本的な安全機能を具備するという点では、軽水炉と同じ設計方針が適用できる。

IAEA/INSAG-10 あるいは Generation-IV の安全性検討においても、次世代炉の安全設計方針として深層防護を支持しており、深層防護の考え方は原子炉プラントの基本的な安全設計方針として国際的に認知されているものと見なせる。

これまでのナトリウム冷却炉の開発経験（許認可実績を含む）に立脚して、基盤的特性として、炉心及びプラントシステムに固有の安全性を持たせることを前提として、異常の早期終息を可能とする能動的な安全システムを設置するとともに、これに受動的な特性を付加し、深層防護の各段階を強化することでより高い安全性を実現する。

**決定論的に各安全設備への機能要求を設定し、設備仕様の妥当性を評価する。** 確率論的評価は、決定論的な設計の枠組みの妥当性をチェックする意味合いで用いる。

- **異常の発生しにくいシステム**      **簡素で信頼性の高いシステムの追求**
- **より信頼性を高めた拡大防止策**      **炉停止系、崩壊熱除去系に受動的機能を付加してこれらの機能を強化**
- **「設計基準を超える事象」の考慮**      **炉心損傷事故対策を設計拡張条件として設計上明確に考慮**

固有安全性を担う炉心の反応度特性については、全ての反応度効果を総合した炉心の出力係数が全ての運転範囲で負となるように設計することとする。

固有安全性あるいは受動安全性を高め、能動的な安全設備の簡素化を図った概念が幾つか提案されているが、ここでは、固有安全性を有するシステムに能動的な安全機能を持たせることを安全確保の基本とし、さらに、信頼性や理解のし易さを向上させることの可能な受動的な安全機能を、経済性の観点での影響が過大とならないよう留意しつつ採用することとしている。

能動的な原子炉停止系、崩壊熱除去系については、わが国の実験炉、原型炉のみならず、欧、米、露各国において開発、運転されてきたナトリウム冷却炉において広く採用されており、工学システムとして確立された技術といえる。また、能動的な安全設備は、受動的なそれと比較して、異常を早期に検出し、急速かつ十分な能力を発揮することによって、軽微な段階での事象終息が可能である。これらのことから、能動的な安全設備を設置することとしている。

この能動的安全設備を主体としたシステムの安全性のレベルは、既設炉と同等程度と考えられるが、一般的に、将来炉においては、さらなる信頼性の向上や、公衆にとっても理解し易い安全対策が要求されると考えられる。受動的な安全方策はこの方向に沿ったものであることから、経済性への影響が過大とならぬよう留意しつつ、炉停止系および崩壊熱除去系に受動的機能を採用している。

従来、設計基準事象を超える事象として「設計基準外事象 ( Beyond Design Basis Event ) 」と称されてきた事象のカテゴリに対して、諸外国の動向を調査した結果を反映し、「設計対応を拡張して考慮する条件範囲」との意味合いで、「設計拡張条件 ( DEC: Design Extended Condition ) 」と称することを提案する。このような提案を行う理由は、IAEA による深層防護の定義において、その第3レベルまでがいわゆる設計基準事象に対応しているところ、設計基準をこえるシビアアクシデント状態に対するアクシデントマネジメント策についても深層防護の第4レベルとして設計において特別な設計設備により適切に考慮されることとしていることに対応している。従来、「運転時の異常な過渡」や「事故」を超える事象については「設計基準外事象」と称され、もって「設計において考慮する必要のない事象」と受け取られることがあった。しかしながら実際にはそのような事象カテゴリに対してもアクシデントマネジメントとしての何らかの設計による対応を考慮していた訳であるから、この用語を使用することにより用語上の矛盾を是正し誤解を避けることができる。なお、新しい用語としても従来と比較して実用上の差異はない。

当該事象のカテゴリは「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」においてはいわゆる(5)項事象として位置づけられ、安全審査において念のために評価されてきた。当該カテゴリの事象に対する今後の安全審査における位置付けについては、運転経験が蓄積され、また確率論的安全評価の実績やアクシデントマネジメントの検討を積み重ねることにより、軽水炉と同等の取り扱い方に収束していくものと考えられる。

#### (b) PSA の適用

次世代炉が達成すべきレベルとして**確率論的な目標値を設定**する。具体的には以下のとおりとするが、今後原子力安全委員会において策定される現行軽水炉に対する性能目標等との整合を図りつつ可能性はあるものとする。

- **炉心損傷発生確率:  $10^{-6}$  / 炉年未満**
- **炉心損傷時の大規模放出確率: 1/100 未満**

これらの数値は、既存炉を上回るレベルであり、かつ、深層防護の5段階目に位置づけられているサイト外緊急時活動を考慮せずとも、サイト周辺の個人あるいは社会に対して既存リスクと比較して有意なリスク増加とならないための目標値として設定している。

これらの目標値の設定の考え方は以下のとおり。(図1参照)

[個人リスクの観点]

- ・ 既存リスクと比較して有意なリスク増加とならないことの見直しとして、原子炉施設の運転に伴うサイト周辺の個人のリスク増加が、急性死亡リスク、癌による死亡リスクのそれぞれについて0.1%未満を設定。
- ・ 国内の死亡率に関する統計データを考慮して、これを満足するためには、放射性物質の大規模放出を $10^{-7}$ /サイト未満とする必要がある。(ここで、サイト外緊急時活動を考慮せず、大規模放出 = 死亡と考えた)
- ・ さらに、わが国では一つのサイトに複数基が設置される傾向にあることから、放射性物質の大規模放出確率 $10^{-8}$ /炉年未満が目標となる。

[社会リスクの観点]

- ・ 150万kWe級原子炉からの大規模放射性物質放出を想定した場合、サイト外緊急時活動を考慮しない条件では1000人規模の人的被害が発生する可能性があり、その影響はサイト周辺地域にとどまらず、社会全体に及ぶと考えられる。このため、わが国全体の既存の社会的リスクと比較して有意なリスク増加とならないことを求める。
- ・ この社会リスクの観点からの目標設定は、100人を超えるような大規模な被害発生の可能性を抑制することを意図する。
- ・ 既存社会リスクの参照データとして、国内の自然災害と公共共通機関における事故による被害者数の統計データに基づいた被害者数と発生頻度の参照カーブを作成し、その発生頻度を一律0.1%に低減したカーブを原子炉施設全体の目標とする。
- ・ わが国全体で数十基の原子炉施設が建設されることを想定して、さらに、一律1/100低減したカーブを1基あたりの達成目標とする。
- ・ 150万kWeの高速炉モデルプラントを対象とした事故時ソースターム放出量と環境影響の試算結果によれば、格納容器の小規模破損による被害は100~1000人、大規模破損によるそれは1000~10000人であり、目標達成のためには、前者の発生確率を $10^{-6}$ ~ $10^{-7}$ /炉年、後者を $10^{-7}$ ~ $10^{-8}$ /炉年に抑制する必要がある。

炉心損傷発生頻度の目標を $10^{-8}$ /炉年未満とした場合には、個人リスクと社会リスクの両方の観点からの目標を満足するためには、 $10^{-8}$ /炉年までを炉心損傷発生防止あるいは炉心損傷時の格納容器破損防止でカバーする必要がある。炉心損傷発生防止と炉心損傷時の格納容器破損防止の割り振りにはある程度任意性があるが、検討上のリファレンスとして $10^{-8}$ /炉年を

炉心損傷発生確率  $10^{-6}$ /炉年未満と、炉心損傷時の格納容器破損確率 1/100 未満の 2 つに割り振る。(上記試算結果に忠実に表現するならば、格納容器小規模破損(条件付確率) 1/10 未満、格納容器大規模破損(条件付確率) 1/100 未満とする必要があるが、評価結果にはサイト条件や格納容器応答依存性があり、それについては評価できていないことから当面の目標としては上記表現としておく。)

なお、炉心損傷発生頻度  $10^{-7}$ /炉年未満、炉心損傷時の格納容器破損確率 1/10 でも目標が達成できることとなるので、そのような可能性についても追求する余地を残しておくこととする。

この目標値達成の判断は PSA 評価結果による。本概念は、運転経験のない新しい概念ではあるが、これまでに運転経験のある先行ナトリウム炉のデータを参照することが可能である。しかし、評価上想定している起因事象の発生頻度、機器故障率等の不確かさに起因して、その不確かさは既存軽水炉と比較して大きいと考えられる。ここで掲げた数値目標は、既設軽水炉の評価結果を上回る高い安全水準を示すものであり、評価結果の不確かさが大きいとしても、体系的な評価によってこれを達成できることを示すことは、評価対象とした概念が致命的な欠陥を持たない高い安全性を有する設計であることを示すものと理解できる。さらに、PSA を実施することによって、プラントに生じうる異常とそれに対する安全設備の有効性について体系的に評価することができ、決定論的に行った安全設計の妥当性を確認することができると思う。

### (c) その他の設計要求事項

実用化戦略調査研究では、実用炉としての要求事項として経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性、核拡散抵抗性と運転・保守補修性についてそれぞれ具体的な設計要求を課している。いずれもプラント概念を構築する上で重要な事項であり、安全性の確保を前提としてこれらの要求事項を満足できるプラント概念を構築していくこととなる。

#### (iii)安全設計の現状

アドバンスト・ループ型ナトリウム冷却炉は、先行ナトリウム炉の設計及び運転経験をベースに検討されているものの、多くの新技術を取り入れた検討途上の概念である。安全設備についても概念検討中であり、それらの設計の妥当性を裏付けるためには、実証性の高い試験を含めた研究開発が不可欠である。

アドバンスト・ループ型ナトリウム冷却炉の安全設計概念を図 2 に示す。主要な安全機能である「止める」「冷やす」については、炉心損傷発生頻度を目標とする  $10^{-6}$ /炉年未満とできるように、それぞれ高い信頼性を有する設計とする。想定される起因事象の発生頻度に幅があることから、主系と後備系からなる炉停止系については、2 系統を合わせた非信頼度の目安を  $10^{-6} \sim 10^{-7}$ /要求としている。崩壊熱除去系についても同様に系統全体としての非信頼



度の目安を  $10^{-6} \sim 10^{-7}$  / 要求とした。受動的安全機能の付加については、炉停止系について自己作動型の制御棒切り離し機構を後備系に付加するとともに、崩壊熱除去系に自然循環による炉心冷却能力を持たせる。また、崩壊熱除去については、水・蒸気系活用を含めた事故管理方策を検討することとしている。これらを考慮することにより、炉停止および崩壊熱除去の非信頼度が、 $10^{-6} \sim 10^{-7}$  / 要求から、さらに 1 桁から 2 桁低減されることを期待する。炉心損傷の発生頻度は、起因事象の発生頻度に依存し、かつ、起因事象が安全機能に及ぼす影響はシステム構成に依存する。このため、簡易的な PSA を実施してその結果をにらみつつ設計を具体化していく必要がある。「閉じこめる」については、炉心損傷時の格納機能の非信頼度（大規模破損）の目標として  $10^{-2}$  / 要求を設定している。

#### (a) 安全設計方針具体化にあたっての留意点

##### 1) 原則

放射性物質の環境放出による公衆への健康影響を取り扱う上では、原子力発電所の最大のリスク源は炉心であり、その損傷とそこからの放射性物質の環境放出抑制の観点から、安全設計概念を構築することを基本とする。このために、異常の発生を極力防止すると共に、「止める」「冷やす」「閉じ込める」の基本安全機能の信頼性を十分高める。この際、異常の発生と拡大防止に力点を置くが、炉心損傷時の影響緩和についても適切に考慮する。

##### 2) ナトリウムの化学反応の考慮

上記に加えて、冷却材であるナトリウムが化学的に活性であること、すなわち高温状態で燃焼することや水と反応することを適切に考慮する必要がある。炉心燃料への影響の観点からは、冷却系からのナトリウム漏洩や蒸気発生器伝熱管破損等の異常を生じた系統、機器自身の冷却機能と他の安全設備への影響を考慮して炉心安全性を確保する必要がある。

1 次系ナトリウムは、放射化されたナトリウムや CP・FP が含まれることを考慮して、その環境放出を抑制する必要がある。2 次系ナトリウムについては、放射性影響という意味では、必ずしもリスク源とはならない。しかしながら、2 次ナトリウムの燃焼により生成するエアロゾル（酸化ナトリウムの微粒子）は環境に放出されると空気中の湿分と反応し水酸化ナトリウムに変化する。この水酸化ナトリウム（NaOH）あるいは、その化学反応によって生じた炭酸水素ナトリウム（ $\text{Na}_2\text{CO}_3$ ）を多量に吸引した場合、呼吸器障害等の健康影響を及ぼす可能性があることから、大量のエアロゾル放出については周辺公衆に対する健康影響を考慮する必要がある。このため、炉心安全の観点とは異なるが、燃焼生成物の化学的な健康影響抑制の観点から、2 次系ナトリウムの大規模な漏洩燃焼を抑制する必要がある。

また、これまでの、国内外のナトリウム炉の運転経験においては、ナトリウムの化学反応の影響が炉心燃料の破損に直接つながった事例は報告されていないものの、稼働率低下の大きな要因となっていることから、稼働率向上による経済性目標達成のためには、蒸気発生器

伝熱管破損やナトリウム漏洩につながる異常の防止と万一漏洩した場合の速やかな修復と通常運転復帰が可能であることが望まれる。

以上を考慮し、蒸気発生器伝熱管破損を含めたナトリウム漏洩に対して、その起因となる異常発生防止と影響範囲の局限化を追求する。

### 3) 地震の考慮

軽水炉の耐震設計にならい、安全機能の重要度に応じて系統・機器の耐震性を確保する。建屋水平免震を採用して、各系統・機器の耐震条件を緩和する。

#### (b) 異常発生防止

安全上重要な系統・機器については、その設計、製作、運転の各段階において適切な規格、基準に準拠すると共に、定期的な検査によって、その健全性、機能を確認する。

新材料のデータ取得や評価手法の整備等を進め構造設計基準を策定し、この基準に基づいて適切な裕度を確保した構造設計を具体化する。また、主要機器の信頼性を確認試験によって確認する。

系統構成・機器の簡素化は、異常の原因となる局所的な欠陥発生低減につながり、機器の信頼性向上につながりうる。

#### (c) 異常拡大防止

##### 1) 原子炉停止能力

###### a) 炉心の安全特性

炉心の出力係数が全ての運転範囲で負となるように設計し、想定される異常状態において、原子炉冷却系や原子炉停止系等の安全系の機能とあいまって、燃料の安全性判断基準を満足できるようにする。

###### b) 原子炉停止系

- 制御棒による独立2系統（主炉停止系、後備炉停止系）の原子炉停止系を設置し、それぞれ高い信頼性を有する設計とする。
- 主炉停止系と後備炉停止系には異なる方式の切り離し機構を採用し多様性を確保すると共に、それぞれワンロッドスタックマージンを確保する。
- 設計基準事象として選定した事象に対して炉心保護できるように、安全保護系信号を主系、後備系それぞれについて確保する。
- 構成機器の故障を考慮してもその機能が維持できるように、ロジック回路の多重性を考慮し、かつ、多様な検出変量を確保した安全保護系に接続する。
- 後備炉停止系の切り離し部に自己作動型炉停止機構（SASS）を設け、仮に安全保護系信号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、炉心損傷が回避できる設計とする。

## 2) 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

1次系配管を高所引き回しとして、これに外管を設けるとともに、原子炉容器および1次冷却材ポンプ - 中間熱交換器合体機器にはガードベッセルを設ける設計とする。これらにより、原子炉冷却材バウンダリの破損による冷却材漏洩を想定しても、炉心冷却に必要な液位が確保される設計とする。

### b) 崩壊熱除去

- 炉心と熱交換器の伝熱中心差を確保し、系統圧力損失を抑えた設計とすることにより、液体金属冷却の特徴を活かした完全自然循環型の崩壊熱除去系とする。ポンプや送風機による冷却材（ナトリウム及び空気）の強制循環を必要とせず、系統故障を含む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する。
- 崩壊熱除去系は冗長性もしくは多様性を有する系統構成とし、空気冷却器のダンパーを多重化して、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、信頼性の向上を図る。

## 3) ナトリウム漏洩とナトリウム - 水反应对策

- 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（1次系の場合、放射性エアロゾル）の拡散をガードベッセル、外管およびエンクロージャの内部のみに局限する。
- 蒸気発生器伝熱管での水漏洩によるナトリウム - 水反応については、2重伝熱管蒸気発生器の採用を検討して、内外管の貫通リークによるナトリウム-水反応の発生を実質的に排除することを目指す。
- 単管の蒸気発生器とする場合、検出器性能の向上と水側減圧時間の短縮によって破損拡大を抑制するとともに発生する圧力荷重に対して原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持される設計とする。

## (d) 事故影響の緩和

### 1) 原子炉容器内終息の追求

ナトリウム冷却炉の炉心損傷の代表事象は、異常な過渡変化時の炉停止失敗事象（ATWS）特に、炉心冷却材流量喪失時炉停止失敗事象（ULOF）である。ULOFを想定した場合、本概念では「もんじゅ」を含めた従来のナトリウム冷却炉と同様、冷却材流量喪失に伴う除熱量低下に反応度フィードバックによる出力低下が追従しえない。このため、比較的短時間の

うちに冷却材沸騰に至る。一般に大型 FBR 炉心のボイド反応度は正なので、冷却材沸騰により出力上昇を引き起こし、全炉心損傷に至る。このような状態において、合理的に事象終息を図るためには、事故後の冷却性確保の観点から、事故の原子炉容器内終息（IVR）を達成することが望ましい。なぜなら、ナトリウム冷却炉では、原子炉冷却材の液位を確保することによって、ナトリウムの優れた冷却媒体としての特性を発揮できるからである。

ULOF に対して IVR を達成するためには、起因過程での即発臨界及び遷移過程以降の厳しい再臨界を回避して原子炉容器の機械的破損を防止すると共に、損傷燃料の保持・冷却性を確保する必要がある。冷却材の急激な沸騰によって投入される正のボイド反応度を起因とした起因過程での即発臨界を防止するためには、炉心設計においてボイド反応度を適切に抑制する必要があり、目安として MOX 燃料炉心では 6 ドル以下、金属燃料炉心では 8 ドル以下とする。遷移過程における再臨界を回避するために、熔融燃料を炉心外へ排出する機構を炉心設計上考慮する。さらに、燃料デブリの受け皿を設置するなど原子炉容器構造に工夫を施し、損傷炉心物質を原子炉容器内にて保持冷却可能な設計とする。

## 2) ULOF 以外の事象対策

原子炉冷却系バウンダリ破損に伴う冷却材喪失事故（LOCA）が重要となる軽水炉とは異なり、低圧系であるナトリウム冷却炉では、バウンダリ破損を主要な炉心損傷発生要因から排除する設計対策が可能である。すなわち、配管の高所引き回しと外管、ガードベッセルの設置によって、バウンダリ破損を想定しても炉心冷却に必要な冷却材液位の確保が可能である。本概念では、崩壊熱除去系の自然循環によって炉心冷却が可能となっており、ナトリウムの持つ高い除熱性能を考慮すれば、配管破損は代表的な炉心損傷の発生要因とはならない。また、同様の理由から、炉停止後の崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）からの炉心損傷についても、崩壊熱除去系の多重性・多様性を確保することによって、想定外とすることが考えられる。このように、低圧系であり、冷却材の除熱能力が高いナトリウム炉では、原子炉停止後の炉心冷却能力は非常に高く、このことを考慮すれば、格納機能を検討する上で、配管破損ならびに PLOHS を起因とする炉心損傷を対象外とできる可能性がある。

## 3) 格納施設の機能

IVR は炉心損傷時の影響緩和を原子炉容器に期待する概念であり、この概念の導入によって、損傷炉心に対する格納機能の一部（損傷炉心の保持冷却。ガス状及び揮発性 F P の閉じこめ機能については格納容器に期待）を原子炉容器に負担させることができる。また、1 次系ナトリウムの漏洩事故に関しては、格納容器内の冷却材バウンダリをすべて閉構造のガードベッセルと外管で覆い、その内部を不活性雰囲気化することにより、バウンダリ破損時の漏洩ナトリウムの燃焼等の影響をガードベッセルと外管内に局限することができれば、格納容器に対しては、ナトリウム漏洩の影響は耐圧上問題とならないと考えられる。これらの対

策によって格納容器内での昇圧要因をなくすことができ、低耐圧でコンパクトな建屋一体型のコンクリート製格納施設の実現が可能になると考えられる。

しかしながら、格納施設は放射性物質放散に対する最終障壁であることを考慮すると、どの程度の耐性を持たせるべきかについて吟味しておく必要があると思われる。格納施設の炉心損傷時の事故影響緩和機能については、予備的なレベル 2 PSA を実施しながら効果的な方策を見出していく必要がある。

これまでの研究から、ナトリウム冷却高速炉において格納容器の健全性に影響を及ぼしうる格納容器内事象として、ナトリウムのスプレイ燃焼、ナトリウムとコンクリートの反応、燃料デブリとコンクリートの相互作用、水素燃焼が抽出されている。これらの事象のうち、ナトリウムのスプレイ燃焼は、厳しい再臨界により誘発されるものであり、再臨界回避を標榜している本概念においては、その発生頻度は相対的に小さくなると考えられる。それ以外の事象は、IVR に失敗し、多量のナトリウムあるいは燃料が格納容器内に放出された場合に生じうる。本概念では、主として経済性の目標達成の観点から、燃料インベントリに対して格納容器の体積が小さい設計となっている。また、建屋免震を採用しており、格納容器の底面となる建屋基礎コンクリートの下には、免震装置を設置するための空間が設けられているため、建屋基礎コンクリートの破損が放射性物質の地上放散に直結する。このような構造において、原子炉容器破損時の格納容器のバウンダリ機能を維持するためには、漏洩したナトリウム及び燃料デブリを積極的に冷却する手段を確保する必要があると考えられる。冷却手段の確保によって、ナトリウム-コンクリート反応及びデブリ-コンクリート相互作用が抑制され、建屋基礎コンクリートの侵食と水素発生が抑制される。また、ナトリウム沸騰、蒸発に伴う昇圧も抑制されると共に建屋躯体の耐性も確保される。冷却手段の確保とならんで、ナトリウムや高温の燃料デブリに対して耐性があるコンクリートを原子炉容器室床面に用いることも有効な方策となりうる。

しかし、以上を設計に取り入れる場合、設備物量が過剰となる恐れがあるので、そうならないように合理的な設計方策を検討する必要がある。PLOHS については、事故管理方策を具体化して、これを起因とする炉心損傷発生頻度の低減努力を行うと共に、オプションとして、崩壊熱除去系と水蒸気系に継ぐ第 3 の冷却系とも呼ぶべき手段について検討してみる余地はあると考える。

格納施設は、放射性物質放出のバリアとしての気密性を確保する必要がある。気密性を確保するため、ライナを敷設し貫通配管には隔離弁を設ける。さらに貫通部の外側には非常用ガス処理系を備えたコンファインメントエリアを設置する。

#### (iv) 安全評価の現状

安全評価の目的は、目標とする安全性が達成できることを定量的に示すことであり、この

目的のため、個別に選定された事象についてその事象推移と影響を解析し、判断基準に照らして成立性を判断する決定論的評価を実施するとともに、PSAを実施することが安全評価の方針である。この方針に則り、プラント概念の成立性判断と課題抽出に資するための予備的な評価を実施している。

安全評価の妥当性を示すことは端的には評価結果が判断基準を満足しているかどうかということになるが、評価方法自体の妥当性を合わせて示す必要がある。このため、評価事象の代表性、包絡性、判断基準、評価方法が明確であることが求められるが、これらの点についても現状では予備的な検討段階にある。

#### (a) 評価対象事象の選定

安全評価事象の抽出に際しては、先行炉等の例を参考にするとともに、本概念の特徴を考慮して、系統的かつ漏れなく事象を抽出・整理する必要がある。そこで、マスター・ロジック・ダイアグラム手法を用いて、初期事象を網羅的かつ体系的に抽出した。

抽出した事象は、おおよその発生頻度を考慮して、「運転時の異常な過渡変化」(以下「異常な過渡」とする)と「事故」に分類するとともに、事象推移の類似性と影響の大きさを考慮して包絡関係を整理して評価対象とすべき代表的な事象を選定した。(表1参照)

結果的に抽出した事象は「もんじゅ」のそれとほぼ同じである。「もんじゅ」と本概念では、ループ数、出力の違いはあるものの、1次系、2次系、水蒸気系からなる基本構成は同じであるため、公衆への被ばくリスクを頂上事象としてマスター・ロジック・ダイアグラムを展開した場合、結果に大きな差異が生じることはないと考えられるが、個々の事象の評価条件は概念の特徴を反映したものとなっている。現状では、これら全ての事象について解析評価を実施するのではなく、概念成立性を見通す観点から、主要安全設備の設計条件となりうる事象に着目し、その解析評価を実施している。炉心全体の健全性に着目した場合、選定された事象は、炉心への影響の現れ方に応じて、1次冷却材流量の異常、炉心出力の異常、炉心入口冷却材温度の異常の3つに分類される。(表2参照)

炉心出力の異常については、ランプ状の反応度挿入事象として、制御棒誤引き抜き、パルス状の反応度挿入事象として気泡通過、振動モードの反応度投入事象として地震がある。制御棒誤引き抜きは原子炉停止系の設計のみならず、反応度制御系の設計とプラントの起動停止を含めた運転制御性の検討と密接に関連するため、これを解析対象とした。本概念のクラス的大型高速炉では、誤引き抜き制御棒周りの出力歪が大きくなる傾向にありこれを考慮して検出信号を確保する必要がある。

気泡通過については、燃料破損にいたるような大規模な気泡通過を防止することが基本であり、そのため、冷却材液面からの気泡の巻き込み防止のためのディッププレートの設置、

滞留可能性のある部位へのガス抜き孔の設置等が検討されている。これらの対策を踏まえて、気泡通過条件を適切に設定し安全評価を実施する必要がある。

地震時には、制御棒と炉心の相対変位により、振動モードの反応度挿入が生じることになる。これについては、地震時の制御棒挿入性を確保して炉心保護する必要がある。

1 次冷却材流量の異常については、1 次ポンプ軸固着がもっとも厳しい条件となるため、これを解析対象とした。本概念では、2 ループ構成としており、1 次ポンプ 1 台の瞬時停止を想定すると、健全ループの冷却材の一部は、事故ループを逆流することとなるので、炉心に流入する冷却材流量は半分以下に低下する。

1 次配管破損については、本概念では、1 次系配管を原子炉容器液面より高所を引き回す上部流入方式とし、さらに 1 次系バウンダリをガードベッセルと外管で覆う構造として、1 次系配管破損時にも漏洩冷却材量を抑制して炉心冷却に必要な冷却材液位と流量を確保する設計とすることによって炉心への影響軽減を図っている。

上部流入方式の配管引き回しを採用していることから、原子炉容器内に配管を有することも本概念の特徴であるが、これらの配管はコールドレグの炉心側端部を除いて 2 重管構造となっており、2 重管部での漏洩はバウンダリ外への漏洩となるので、その影響は、容器外の 1 次系配管破損の場合と同様である。また、2 重管となっていない部分の破損の場合、中間プレナムか入口プレナム内への漏洩となるため、炉心流量への影響は大きくない。(図 3 参照)

炉心入口冷却材温度の異常については、2 次系と水蒸気系の異常がこれに該当するが、これらの事象では、炉心への影響の表れ方は総じて緩慢かつ軽微である。これらの事象に対しては、適切な異常検出信号を用意することで、1 次ポンプ軸固着と制御棒誤引き抜き事象に対する炉心保護動作により対応可能と考えられるので、これまでのところ解析対象としていない。

2 次系バウンダリ破損に伴う漏洩ナトリウムの燃焼及び蒸気発生器伝熱管破損に伴うナトリウム-水反応については、炉心燃料の健全性確保上必要となる安全機能を阻害しないようにその影響を抑制する必要がある。

(財)原子力安全研究協会では、過去に高速増殖実証炉の安全基準策定に係わる基礎資料作成を目的として「高速増殖炉の安全基準に関する調査」[2] を実施している。その中では、「事故」を「事故」と「稀有事故」の 2 区分に細分化し、さらに「付加的限界事象」と称する事象区分が検討されている。「事故」を 2 区分化することの主旨は次のように説明されている。

- ・ 「事故」のカバーすべき起因事象の発生頻度の範囲が  $10^{-2} \sim 10^{-6}$  / 炉年と広いにも係わらず判断基準が同一。

- ・ 後備炉停止系の設計の妥当性を評価確認できる事象区分がない。
- ・ 全交流電源喪失が評価されていない。

アドバンスト・ループ型炉の安全評価は設計概念を固める上で必要な部分に絞って行われてきており、評価対象とする事象の選定は設計者の工学的判断にたよっているのが実情である。事象区分の細分化と対応する判断基準の策定による安全設計合理化の可能性については、今後検討する必要がある。

安全設計要求への適合性を評価する観点から、後備炉停止系による炉停止能力、SASS による炉停止能力、さらには、全交流電源喪失時の崩壊熱除去能力については予備解析を実施している。本報では、これらの評価を、「設計拡張条件」への適応性を評価する「拡張安全機能評価」と分類している。

「付加的限界事象」の候補としては、核的ポテンシャル顕在化防止の観点から ULOF が選定されている。その他の炉心損傷の起因となりうる事象については、炉心損傷防止対策と運転員による回避措置が明確化されるか、あるいは、炉心損傷の事象推移と影響が ULOF に包絡されることを示すことにより想定不要とできるとしている。アドバンスト・ループ型炉においても同様の検討が必要であるが、実証炉までの経験等を踏まえて、ULOF を炉心損傷の代表事象と位置づけ検討を行っている。本報の「炉心損傷評価」の項では、その評価の現状について述べている。この炉心損傷の影響緩和のための設計方策は拡張安全機能と位置づけられる。

#### (b) 判断基準と評価手法

設計基準事象評価に用いる判断基準については、開発中の材料を適用することが前提になっていることから、既開発材のデータや「もんじゅ」、実証炉での設定を参考に暫定したものである。「異常な過渡」については、事象経験後の通常運転復帰を可能とする条件として設定している。「事故」に対しては、炉心冷却形状の維持を担保する必要がある。(表 3 参照)

ただし、この判断基準は、炉心全体に影響が及ぶ事象に対して、熱的影響が最も厳しくなる所謂ホットスポットに適用されるものである。燃料集合体内閉塞に代表される炉心内の局所的な異常事象に対しては、その冷却性・事故終息性について別途検討が必要である。

安全解析にあたっては、評価の保守性を担保するために、解析に用いる数値、解析条件について結果が厳しくなる条件を重ね合わせることにする。主なものとしては、炉心の各種反応度係数について、運転期間中を通じて最も結果を厳しくする燃焼状態の値を用い、さらにそれらの不確かさを結果を厳しくする方向に考慮すること、影響緩和設備として動的機器の作動に期待する場合、外部電源の喪失と、その機能喪失が結果を最も厳しくなる単一機器の故障を重ね合わせることに、安全設備に位置づけられない設備には期待しないことが挙げられる。(表 4 参照)



反応度係数の不確かさについては、考慮する反応度成分については2<sup>\*</sup>1相当を見込んでいる。核的誤差と物性値誤差以外の不確かさ要因を含み、かつ、結果を楽にする方向に作用する反応度成分（燃料膨張係数、炉心支持板温度係数）については無視している。主要な負の反応度成分はドップラー反応度であり、正の成分は冷却材温度反応度である。これらの各々について、結果を厳しくする側に不確かさを考慮することにより十分な保守性を確保できると考える。

単一故障については、上記原則に従って適用することとしている。本概念では、完全自然循環による崩壊熱除去系の採用等動的器機への依存性を低くしているため、単一故障の想定が結果に及ぼす影響は小さくなっている。例えば、1次ポンプ軸固着では、事象発生直後の数秒の温度ピークに着目されるが、この温度ピーク低減に関する影響緩和系は、異常を検出する安全保護系と原子炉停止系のみである。1次系の冷却材流量は、ポンプトリップ信号を受けてトリップしポンプ特性に従ってコストダウンするのみで、ポニーモータ運転にも引き継がない。従って、この事象に対して想定される単一故障は、BWRの例を参考にすると安全保護系の単一機器故障ということとなる。安全保護系は多重化されているため評価上は単一故障の想定の有無の影響を受けないこととなるが、逆にみれば、安全保護系を多重化することがこの評価を満足するための設計要求とみることができる。

判断基準を満足するか否かを判定するために設定されるホットスポットについては、本報で提示している解析では、燃料と被覆管の温度が最も高くなる運転サイクル初期の温度条件と燃料ピン内圧が最も高くなる運転サイクル末期のピン内圧を、それぞれの不確かさを考慮した上で重畳した条件としている。しかし、現実的には、燃焼度の増加と共に燃料ピンの出力は低下し温度低下するので、全運転期間を通じて、そのような厳しい条件が出現することではなく、この評価方法には見直しの余地があると考えられる。評価に用いる解析コードは、炉心の評価対象とする最高温度チャンネルを含む少数チャンネルで代表させ、コントロールボリュームをネットワーク状に結合して冷却系を模擬する1次元フローネットワーク動特性モデルである。

設計拡張条件に対する拡張安全機能評価については、事象がプラント内で終息可能であることを最確ベースで示されることが判断基準となるが、具体的には個別の評価のなかで判断することとする。

### (c) 評価結果

---

\*1 将来はリスク情報を活用した安全規制体系に移行する可能性があり、その場合には事象区分毎に信頼度目標が与えられると考えられる。その際には、反応度係数を含むパラメータの不確かさについて考慮すべき保守性の程度は目標とする信頼度を満足するように設定されるべきである。しかし、ここでは、従来の方法を踏襲し、実証炉で用いた2<sup>\*</sup>1を用いることとした。

## 1) 設計基準事象評価

本概念は、2ループ構成としており、炉心冷却の観点では、1次ポンプ軸固着が最も厳しい事象となる。このため、これを代表事象として選定して評価し、成立見通しありとの結果を得ている(表5参照)。なお、1次冷却材漏洩は、外管により漏洩量が制限され、炉心流量の低下は1次ポンプ軸固着より厳しくならない。「事故」に分類される1次ポンプ軸固着においては、2台ある1次ポンプのうちの1台の瞬時停止を想定する。炉心冷却材流量が急減するため冷却材不足となり被覆管を含めた燃料ピン温度が上昇する。本事象に対しては、即応性のある異常検出信号を確保して急速炉停止をかける必要がある。ここでは、検出信号として「1次ポンプ回転数低」に期待している。MOX燃料炉心については、燃料溶融の心配はないが、被覆管の健全性がクリティカルとなる。被覆管最高温度は、余裕は少ないものの判断条件を満足している。金属燃料炉心については、初期燃料及び被覆管温度が低いことからMOX燃料炉心と比較して被覆管の到達温度は低い。金属燃料の場合、過渡時の燃料と被覆管の共晶反応を考慮する必要があるが、その影響は小さいとの評価結果となっている。

過出力型事象の代表として制御棒誤引き抜き事象の解析を行い、成立見通しありとの結果を得ている(表6参照)。ここでは、先行炉の想定にならって、反応度挿入率 $3\ \phi/s$ までを「異常な過渡」、 $10\ \phi/s$ を「事故」と分類して評価している。MOX燃料炉心では、燃料溶融防止の観点で、反応度挿入率が小さい場合の結果が厳しくなっているが、これは、中性子検出器の信号を検出信号として想定しているためである。反応度係数の不確かさを炉心出力が上昇しにくい側に考慮した場合、反応度挿入率が小さいケースでは、スクラム設定点に到達するまでの過出力状態の継続時間が長くなり、燃料最高温度が高くなる。この状況に対しては、制御棒位置偏差大あるいは炉心出口冷却材温度高を検出信号とすることで対応可能である。

ナトリウム漏洩時の漏洩ナトリウム燃焼の影響については、2次系を含めバウンダリの2重化を徹底することにより、微小漏洩段階での早期検出の追求とあいまって、炉心燃料の健全性の脅威とならない設計が可能である。蒸気発生器伝熱管漏洩については2重伝熱管の採用を含め発生頻度低減を追求すると共に、特に単管伝熱管の場合早期漏洩検出と水蒸気系の緊急ブローによって影響の1次系への波及をくい止め、炉心安全性を確保する設計が可能である。

## 2) 拡張安全機能評価

炉停止機能の高信頼性確保の観点から、以下を設計方針としており、その成立性見通しを予備的に評価している。

- 「異常な過渡」に対しては、主炉停止系第2信号による炉心保護を可能とする。
- 「異常な過渡」及び「事故」に対して後備系での炉心保護を可能とする。
- 後備系切り離し機構にSASSを設置し、安全保護系機能喪失時の受動的炉停止に

よる炉心保護を可能とする。

崩壊熱除去機能の高信頼性確保の観点から、全交流電源喪失時の炉心冷却性を確保することとしており、その成立見通しを予備的に評価している。本概念では、主冷却系、崩壊熱除去系を含めポンプ、プロアの作動に期待しない完全自然循環方式を採用していることから、全交流電源喪失が冷却性能上クリティカルとなることはない（ただし、空気冷却器風量制御用ベーン、ダンパーのための直流電源の確保は必要）。

### 3) 炉心損傷発生頻度評価

現状得られる設計情報に基づき予備的な炉心損傷発生頻度評価を実施した。平成 15 年度までの大型炉の設計に対しては、炉心損傷発生頻度の目標としている  $10^{-6}$  / 炉年を見通すためには、炉停止後の崩壊熱除去失敗（PLOHS）に分類される事象の発生頻度低減がクリティカルである。特に、蒸気発生器（SG）に崩壊熱除去系の熱交換器を設置する IRACS を採用する場合、蒸気発生器伝熱管破損時には当該 SG に設置した IRACS が従属的に機能喪失する可能性があり、SG 伝熱管破損を起因とした PLOHS の発生頻度が相対的に高くなる可能性がある。このため、平成 16 年度の設計研究において、その系統構成の見直しを含めて PLOHS 発生頻度低減の検討を行った。この結果、PLOHS の発生頻度を ATWS 並みに低減できる見通しを得た。これは、SG を含めた 2 次系異常の影響を受けない 1 次系設置型の PRACS2 系統と DRACS1 系統としたことと、起動信号故障時の手動操作、電源喪失時のダンパ手動操作、SG への強制注水等の事故管理方策を考慮した結果である。

### 4) 炉心損傷評価

ULOF を対象として、起因過程から事故後の冷却過程に至るまでの一連の事象推移を対象とした予備検討を実施中である。起因過程については、ボイド反応度を抑制した炉心設計により即発臨界が防止できる見通しである。

遷移過程初期段階での燃料排出による再臨界回避については、炉心設計の実現性を踏まえて幾つかの概念を検討中である。各燃料集合体の中央に燃料排出ダクトを設置する内部ダクト概念（FAIDUS）は、再臨界回避の観点での見通しを有するものの、設計成立性上の課題と燃料サイクルコストへのインパクトが懸念されている。軸方向ブランケットを一部削除する概念（ABLE）は予備評価の結果燃料流出開始まで時間を要することから、現時点では見通しが示せない状況である。上方向流出として内部ダクトを細く短くした改良内部ダクト概念（Short - FAIDUS）については、FAIDUS と同等の排出性能が見込める可能性があり、設計概念の具体化を今年度進める予定である（図 4 参照）。

炉心外への燃料排出によって核的停止に至った後にも、最小臨界量を越える多量の燃料が炉心に残留することとなる。このため、その再配置過程についても検討する必要がある。この過程では、出力は崩壊熱レベルに低下しており、かつ、再流入ナトリウムによる冷却に期

待できることから燃料の可動性は大きく低下しており、再臨界発生可能性は低下していると考えられるが、その挙動評価については今後の課題である。また、事故後の冷却性については、構造概念としては原子炉容器底部に多段の受け皿構造を設置して対応することとしているが、特に FAIDUS の場合のように一度に多量の燃料が落下する場合の有効性見通しを明らかにすることも今後の課題である。

予備的なレベル 2 の実施等によって、ULOF 以外の炉心損傷事象に対する有効性についても、発生頻度低減による想定除外の可能性を含めて検討する必要がある。

#### (v) まとめと当面の課題

アドバンスド・ループ型ナトリウム冷却高速増殖炉概念を対象として、理解しやすい合理的な安全論理構築に向けての安全設計・評価方針の基本的考え方について検討した。

以下の安全設計・評価方針は、理解しやすく合理的との要件を満たしうると考えた。

##### **安全設計方針**

- 通常運転時の ALARA と異常時の深層防護を基本方針とする。
- 既存炉と比較して深層防護の各段階を強化して、次世代炉として高い安全性を追求する。
- 基盤的特性としての固有安全性を前提として、能動的な安全システムを主体とし、これに受動的特性を付加する。

##### **安全評価方針**

- 決定論的評価を基本とし、これを確率論的評価によって補完する。

安全確保の枠組みを軽水炉と同一とし、同等の安全性が確保されることを示す上では、格納容器の設計基準事象の明確化が重要である。

設計方針を満たす概念の成立見通しを得るための主要課題は次のとおり。

- PLOHS 対策(発生頻度低減)
- IVR 成立性(ULOF に対する成立性見通しと ULOF 以外の事象に対する検討(発生頻度低減により想定外とする可能性を含めて))
- 格納施設が持つべき耐性、設計条件についての検討
- 事象区分の精緻化による設計合理化の可能性検討

表 1. ナトリウム冷却炉の安全評価事象

No.	事象区分	事 象	炉	Na	被	他
1	過 渡	未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き				
2	過 渡	出力運転中の制御棒の異常な引抜き				
3	過 渡	制御棒落下				
4	過 渡	1次冷却材流量増大				
5	過 渡	1次冷却材流量減少				
6	過 渡	外部電源喪失				
7	過 渡	2次冷却材流量増大				
8	過 渡	2次冷却材流量減少				
9	過 渡	給水流量増大				
10	過 渡	給水流量喪失				
11	過 渡	負荷の喪失				
12	過 渡	蒸気発生器伝熱管小漏えい				
1	事 故	未臨界からの制御棒急速引抜き				
2	事 故	出力運転中の制御棒急速引抜き				
3	事 故	気泡通過				
4	事 故	冷却材流路閉塞				
5	事 故	1次ポンプ軸固着				
6	事 故	2次ポンプ軸固着				
7	事 故	主給水ポンプ軸固着				
8	事 故	1次冷却系配管破損				
9	事 故	2次冷却材漏えい				
10	事 故	主給水管破断				
11	事 故	主蒸気管破断				
12	事 故	燃料取替取扱事故				
13	事 故	気体廃棄物処理設備の破損				
14	事 故	1次アルゴンガス漏えい				
15	事 故	蒸気発生器伝熱管破損				

(注) 解析評価項目

炉：炉心安全解析、Na：ナトリウム燃焼解析、被：被ばく評価、他：その他

表 2 (1/3). 炉心燃料の破損に至りうる事象分類とその特徴 (出力異常)

公衆被ばくの原因		異常の原因となる事象	事象の特徴
炉心燃料破損	出力異常	制御棒誤引き抜き	制御棒駆動機構により実現可能な最大駆動速度までの制御棒誤引き抜きを想定。→最大数 $\phi / s$ 程度 (ランプ状の反応度投入) 大型炉では、誤引き抜き制御棒周りの出力歪が大きくなる傾向にあるためこれを考慮し検出信号を確保する必要がある。→出力検出器、燃料集合体出口冷却材温度計、制御棒相対位置検出器を安全保護系信号として確保。
		制御棒飛び出し	低圧系であるため、制御棒駆動機構ハウジング破損に伴う制御棒の飛び出しは想定されない。
		制御棒 / 炉心相対変位	地震を起因とした制御棒 / 炉心相対変位による反応度挿入が考えられる。(振動モードの反応度投入) 設計限界地震 (S2) に対して 3 次元免震の採用により、相対変位により投入される反応度を 1 ドル以下に抑制可能。
		気泡等の炉心通過	1 次系内に滞留した気泡が炉心を通過することにより正反応度が投入される可能性がある。(パルス状の反応度投入) ディッププレートの設置等により原子炉容器液面からのガス巻き込みを防止、ガス滞留可能性のある部位へのガス抜き孔の設置により 1 次系内のガス滞留を防止。 気泡通過条件を適切に設定し安全性を評価する必要がある。
	出力分布異常	制御棒誤落下 (誤挿入)	制御棒 1 本の誤落下による出力低下に対して、出力を維持しようとする制御系の働きによって誤落下した以外の制御棒が自動的に引き抜かれて炉心内の出力分布の歪が大きくなる事象として考える。 影響はマイナーと考えられる。

表 2 (2/3). 炉心燃料の破損に至りうる事象分類とその特徴 (炉心冷却材流量異常)

公衆被ばくの原因			異常の原因となる事象	事象の特徴
炉心燃料破損	炉心冷却材流量異常	1次冷却系異常	外部電源喪失	外部電源の喪失に伴い動力源を失い1次ポンプ全数(2台)がトリップする。 2ループ共に健全な状態で、ポンプの回転慣性に従って流量減少する。
			1次ポンプトリップ	1次ポンプ1台の何らかの異常によるトリップ。
			1次ポンプ軸固着	1次ポンプ1台の機械的故障。保守的に瞬時停止を想定。 2台のうち1台のポンプ瞬時停止を想定するため、1次冷却系異常では最も厳しい。
			制御系故障	制御系の故障による1次系流量の異常な減少 制御回路の設計に依存するが、設定している制御範囲(起動、停止、日負荷変動追従、負荷喪失時所内単独運転等)近傍の異常が想定される。
			1次容器内配管破損	ナトリウム中の配管の破損により、炉心冷却材流量の異常が生じる可能性があるが、以下の理由により本概念ではその影響は小さいと考えられる。 水平方向の熱膨張を吸収するため、ナトリウム中の配管の大部分が2重管構造となっているため、当該部位での破損は容器外での配管破損と同様の結果となる。 2重管となっていないコールドレグの炉心側端部で破損した場合、中間プレナム部か入口プレナム内への漏洩となるため、炉心流量への影響は大きくない。
			弁故障	本概念では、1次系流路には弁を設置していないため想定外。
			流量増大	制御系の故障等により1次系流量が異常に増大した場合に、制御系の働きによって制御棒が引き抜かれ過出力状態となる事象として考える。 影響はマイナーと考えられる。

冷却材インベントリ変化	1次バウンダリ破損	<p>容器外の1次系配管の破損。 配管は全て原子炉容器液面より高所にあり、かつ、気密性を有する外管で覆われている。 配管破損を想定しても、漏洩量は外管の容積で制限され、炉心冷却に必要な冷却材は確保され、かつ、冷却材の循環も確保される。 漏洩ナトリウムは窒素ガス雰囲気の外管内に保持され、その燃焼による影響は抑制される。</p>
	補給、純化系異常	<p>本概念では、1次冷却材の補給系を設けていないので、これを起因とする異常は想定されない。 純化系は原子炉容器内設置型であり、その異常が炉心冷却に及ぼす影響は軽微である。</p>
	ドレン弁誤開	<p>緊急ドレンに対応した設備ではないため、フリーズシールの設置等、運転時のドレン弁誤開を防止できる設計が可能と考えられる。</p>
液位・圧力異常	地震(スロッシング)	<p>免震とディッププレート of 設置によりスロッシングによるホットレグ下端の露出は防止可能と考えられる。</p>
	カバーガス系破損	<p>原子炉容器カバーガス圧力は高めに設定されており(ゲージ圧0.15MPa)、カバーガス系配管破損により液面の変動と流量変化を生じる可能性はあるが、その変化率は大きくないと思われる。(今後検討が必要)</p>
燃料集合体内局所除熱異常	局所閉塞	<p>1次系内への異物混入とルースパーツの発生防止 燃料集合体エントランスノズルの流入孔を複数設けることにより、入口完全閉塞の可能性を排除する。 破損燃料検出系として、カバーガス放射能検出系、冷却材中遅発中性子先行核検出系等を設置。 設計基準としての適切な閉塞条件の設定と評価は今後の課題。</p>
	偶発的燃料ピン破損	<p>上記に含めて検討する。</p>
	流量配分異常(燃料誤装荷等)	<p>上記に含めて検討する。</p>



表 2 (3/3). 炉心燃料の破損に至りうる事象分類とその特徴 (ヒートシンク喪失)

公衆被ばくの原因		異常の原因となる事象	事象の特徴	
炉心燃料破損	ヒートシンク喪失	2次冷却系異常	流量減少	2次ポンプトリップ 2次ポンプ1台の何らかの異常によるトリップ。
			2次ポンプ軸固着	2次ポンプ1台の機械的故障。保守的に瞬時停止を想定。 2次ポンプの停止を検出して、炉心冷却への影響が出る前に炉停止可能。
			制御系故障	制御系の故障による2次系流量の異常な減少 制御回路の設計に依存するが、設定している制御範囲(起動、停止、日負荷変動追従、負荷喪失時所内単独運転等)近傍の異常が想定される。
			弁故障	本概念では、2次系流路には弁を設置していないため想定外。
		流量増大	制御系の故障等により2次系流量が異常に増大した場合に、制御系の働きによって制御棒が引き抜かれ過出力状態となる事象として考える。 影響はマイナーと考えられる。	
		冷却材インベントリ変化	2次バウンダリ破損	2次系配管の破損 2次系配管漏洩によって当該ループの除熱機能が瞬時に喪失すると仮定しても炉心冷却は確保可能 全ての2次系配管はエンクロージャに覆われており、漏洩したナトリウムは其中で保持され、その燃焼影響は抑制される。
			補給、純化系異常	本概念では、2次冷却材の補給系を設けていないので、これを起因とする異常は想定されない。 純化系は容器内設置型であり、その異常が炉心冷却に及ぼす影響は軽微である。
			ドレン弁誤開	ドレン弁誤開によるインベントリ喪失の可能性はあるが、当該ループの除熱機能喪失を仮定しても炉心冷却確保可能。
			地震(スロッシング)	トップエントリ方式ではないので、スロッシングによるループの途絶は想定されない。

		液位・圧力異常	カバーガス系破損	2次ポンプとSGはナトリウム液面を持つ設計となっており、カバーガス系配管破損により、液面と流量の変動が発生する可能性があるが、炉心冷却への影響は軽微	
			SG伝熱管破損		SG伝熱管破損時には、当該ループの除熱機能には期待しない。 2重伝熱管の採用により、伝熱管の信頼性向上を図り、伝熱管破断を設計基準外とする。 2次系のバウンダリは、1DEG相当の発生圧力に対し耐性を確保する。
水・蒸気系異常		流量異常	ポンプトリップ等	SG水蒸気側の瞬時断熱を仮定しても炉心冷却確保可能であり、水・蒸気系異常の炉心冷却への影響は軽微である。	
			給水温度異常		加熱器異常等
			圧力異常		制御系故障等
			冷却材インベントリ変化		配管破損等
			タービントリップ		
			負荷喪失		

表 3 (1/2). ナトリウム冷却炉の安全性評価に適用する判断基準 (酸化物燃料)

	判断基準	設定根拠等
異常な過渡	燃料最高温度: 2 6 5 0 以下	燃料構造の異常な変形を防止すると共に燃料体積膨張による被覆管への過度な機械的付加を防止する観点から燃料最高温度を融点以下とする。燃料融点は仕様や燃焼度に依存するため、目安として設定した。
	被覆管肉厚中心最高温度: 8 3 0 以下	燃料被覆管の内圧破損防止の観点から、原型炉で定められた値を参考値とした。もんじゅで採用されている改良 SUS316 鋼に対する急速過熱バースト試験結果に対し十分な余裕を見込んで設定されている。本来的には、ODS 鋼のデータと実用炉の燃料仕様に即して設定する必要がある。
	被覆管クリープ分数和: 0 . 1 以下	クリープ損傷による影響が過大とならず、通常運転状態への復帰を可能とする条件として設定した。実用炉の被覆管候補材である ODS 鋼の予測評価式を適用している。
事故	燃料最高温度: 2 6 5 0 以下	現状の想定では、燃料スミア密度は 82% と低く、燃料溶融が直ちに被覆管破損に至ることはないと考えられるが、太径かつ低比出力、バイパック燃料の採用可能性等不確定要因があることから溶融防止を目安とした。
	被覆管肉厚中心最高温度: 9 0 0 以下	燃料被覆管の内発破損防止の観点から、改良 SUS316 鋼に対する急速過熱バースト試験結果を参考に設定した。冷却材の沸点を下回るため、流量減少型事象の評価上クリティカルとなるが、本来的には、ODS 鋼のデータと実用炉の燃料仕様に即して設定する必要がある。
		過剰な正反応度投入を防止する観点から、冷却材沸騰を防止する必要があるが、アドバンスト・ループ型炉では、カバーガスを 0.25MPa に設定しており、対応する冷却材沸点は炉心燃料上端で 1020 程度である。被覆管肉厚中心最高温度を 900 に抑えておけば十分余裕が確保される。
	被覆管クリープ分数和: 0 . 3 以下	クリープ損傷による燃料破損を防止する観点から設定している。応力値には、安全率を見込んだ保守側の値を用いる。通常運転時の消費分 0.5、異常な過渡の消費分 0.1、燃料取り扱い時消費分 0.1 を考慮して設定。

表 3 (2/2). ナトリウム冷却炉の安全性評価に適用する判断基準 (金属燃料)

	判断基準	設定根拠等
異常な過渡	燃料最高温度: 1050 以下	再使用の観点から燃料スラグの形状安定性を確保する条件として、燃料溶融防止とする。融点は、燃料の組成変動、燃焼の影響等を考慮して 1050 を目安とする。
	被覆管内面最高温度: 0.05 時間以内では 780 以下、それ以上の時間では 650 以下	再使用の観点から燃料と被覆管の相互作用による液相形成を防止する。既存の炉内、炉外試験結果は、0.05 時間以内であれば 780 となっても液相形成は見られない見通しであることを示している。長時間では被覆管内面最高温度を 650 以下とする必要がある
	被覆管クリープ分数和: 0.1 以下	酸化物燃料と同様。
事故	燃料最高温度: 1050 以下	燃料溶融防止は必要条件ではない可能性もあるが、金属燃料の事故時挙動の不確かさを考慮して事故時においても溶融防止とした。
	被覆管肉厚中心最高温度: 900 以下	酸化物燃料と同様の主旨 (短時間の被覆管破損と冷却材沸騰防止) で設定。
	被覆管クリープ分数和: 0.3 以下	酸化物燃料と同様。過渡時の共晶による被覆管の減肉を考慮する。

表 4. ナトリウム冷却炉の主要安全解析条件（設計基準事象）

	単位	大型 MOX	大型金属	中型 MOX
熱出力	MW	3570	3900	1785
炉心出入口冷却材温度		550 / 395	506 / 352	550 / 395
炉心冷却材流量	kg/s	$1.83 \times 10^4$	$1.80 \times 10^4$	$9.08 \times 10^3$
評価対象燃料ピン (初期値)				
最大線出力	W/cm	430	530	425
被覆管最高温度		700*	650**	700*
燃料最高温度		2216	930	2185
反応度係数(EOEC)				
ドブラー係数	Tdk/dT	$-4.34 \times 10^{-3}$	$-3.49 \times 10^{-3}$	$-4.50 \times 10^{-3}$
冷却材温度係数	k/k' /	$7.41 \times 10^{-6}$	$1.21 \times 10^{-5}$	$5.85 \times 10^{-6}$
被覆管温度係数	k/k' /	$2.83 \times 10^{-6}$	$3.59 \times 10^{-6}$	$1.98 \times 10^{-6}$
ラッパ管温度係数	k/k' /	$1.11 \times 10^{-6}$	$1.30 \times 10^{-6}$	$6.76 \times 10^{-7}$
実効遅発中性子割合	-	$3.44 \times 10^{-3}$	$3.61 \times 10^{-3}$	$3.29 \times 10^{-3}$

\* : 肉厚中心最高温度    \*\* : 内面最高温度

表 5. ナトリウム冷却炉の流量減少型事象（1次ポンプ軸固着）の解析結果

評価項目	判断基準（事故相当）	大型 MOX		大型金属		中型 MOX	
		解析結果	判定	解析結果	判定	解析結果	判定
燃料最高温度	2650℃以下/1050℃以下 (MOX/金属)	2227℃	○	986℃	○	2188℃	○
被覆管最高温度	900℃以下 (肉厚中心)	861℃	○	-	-	887℃	○
被覆管 CDF	0.3 以下	(0.133)		0.0017	○	(0.269)	
冷却材最高温度	沸点以下/900℃以下 (MOX/金属)	854℃	○	751℃	○	883℃	○

1次ポンプ回転数低（定格回転数の80%）信号により主炉停止系制御棒を挿入。-は非該当項目。空欄は未評価項目。CDF値の（ ）内は、評価条件が異なる参考評価。

表 6. ナトリウム冷却炉の過出力型事象（制御棒誤引抜）の解析結果

反応度挿入率	評価項目	判断基準（事故相当）	大型 MOX		大型金属		中型 MOX	
			解析結果	判定	解析結果	判定	解析結果	判定
0.1¢/s (異常な過渡)	燃料最高温度	2650℃以下/1050℃以下 (MOX/金属)	2608℃	○	1001℃	○	2568℃	○
	被覆管最高温度	830℃以下 (MOX:肉厚中心) 780℃以下 (3分以内それぞれ以上 650℃以下) (金属:内面)	787℃	○	695℃	○	776℃	○
3¢/s (異常な過渡)	被覆管 CDF	0.1 以下			$5.21 \times 10^{-4}$	○	$2.72 \times 10^{-2}$	○
	冷却材最高温度	沸点以下/900℃以下 (MOX/金属)	765℃	○	671℃	○	764℃	○
	燃料最高温度	2650℃以下/1050℃以下 (MOX/金属)	2308℃	○	1014℃	○	2235℃	○
	被覆管最高温度	830℃以下 (MOX:肉厚中心) 780℃以下 (3分以内それぞれ以上 650℃以下) (金属:内面)	732℃	○	698℃	○	713℃	○
10¢/s (事故)	被覆管 CDF	0.1 以下			$4.57 \times 10^{-5}$	○	$8.45 \times 10^{-6}$	○
	冷却材最高温度	沸点以下/900℃以下 (MOX/金属)	713℃	○	670℃	○	701℃	○
	燃料最高温度	2650℃以下/1050℃以下 (MOX/金属)	2297℃	○	1028℃	○	2232℃	○
	被覆管最高温度	900℃以下 (MOX:肉厚中心)	733℃	○	-	-	712℃	○
	被覆管 CDF	0.3 以下			$4.99 \times 10^{-5}$	○	$6.53 \times 10^{-6}$	○
	冷却材最高温度	沸点以下/900℃以下 (MOX/金属)	714℃	○	673℃	○	699℃	○

出力領域中性子束高（定格出力の112%）信号により主炉停止系制御棒を挿入。-は非該当項目。空欄は未評価項目。CDF値の（ ）内は、評価条件が異なる参考評価。

表 7. SCD の発生防止のための対策とそれについての設計検討の現状

高速炉の安全性の考え方に関する報告書 「4.2 同等性の考え方」記載内容			設計検討の現状
事象	原因	対策	
ATWS (ULOF) (UTOP)	原子炉 停止系 の機能 喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・多様性に配慮した独立・多重な 2 系統の原子炉停止系に加え受動的な停止機能を持たせる。</li> <li>・炉心の部分的な損傷を仮定しても、それによる核的な影響が小さく、短時間の事象の進展を防ぐため、 <ul style="list-style-type: none"> <li>- 炉心のボイド反応度を制限する。</li> <li>- ポンプ停止に伴う炉心流量の急速な低下を防止すべく、ポンプに慣性力を持たせる。</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・多様性に配慮した独立・多重な 2 系統の原子炉停止系（主系と後備系）を設置すると共に、後備系の切り離し部に受動的な機構である自己作動型炉停止機構（SASS）を設置することとしている。</li> <li>・ULOF 起因過程での発生エネルギー抑制の観点から炉心のボイド反応度を制限している。</li> <li>・コールドショック緩和の観点から 1 次ポンプの流量半減時間は 5.5 秒程度をベースとし評価を行っている。SASS を含め 2 系統の炉停止系は十分な即応性を有するので、この流量半減時間との組み合わせで炉心保護可能な見通し。</li> </ul>
PLOHS	崩壊熱 除去系 の機能 喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・機能喪失の可能性を低減すべく多様性に配慮した独立・多重な構成に加え、自然循環による炉心冷却機能を持たせる。</li> <li>・修復可能性を確保すべく運転員による機能喪失修復のための猶予時間を長くする。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・除熱容量に冗長性を持たせた 3 系統の独立・多重な系統構成とし、その設置位置等に多様性を持たせている。また、ポンプや送風機による冷却材の強制循環を必要としない完全自然循環型としている。</li> <li>・崩壊熱除去機能喪失時の炉心損傷までの猶予時間は、出力に対する冷却材インベントリの比で決まってくると考えられるが本概念では、それは大きくはないし大幅に延長することは困難と考えられる。このため、短時間での修復操作を可能とする方策を今後検討する必要がある。</li> </ul>
LORL	1 次冷却 材バウ ンダリ 破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>・LBB の成立性に配慮し配管等バウンダリの破断（カタストロフィックな破損）に対する裕度を確保する。</li> <li>・液位確保系と冷却材バウンダリの独立性を確保し、頑健な液位確保系とする。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・本概念において配管材料としている 12Cr 鋼は、ステンレス鋼よりも硬くて靱性が低いいため、LBB 成立性見通しを得るための材料試験を含めた研究を実施中であるが、方針としては LBB 概念を取り入れ、バウンダリ機器の脆性破壊を防止することとしている。</li> <li>・原子炉容器のノズル構造を削除し配管を高所引き回しとすることに加えて、ガードベッセルと外管を設置することにより液位確保する。</li> </ul>
LOCC	炉心形 状の喪 失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心支持構造の多重性確保等の信頼性向上策を充実する。</li> <li>・炉心局所事故の全炉心規模への拡大防止策をとる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉支持構造の信頼性向上策については、現状では具体的な検討がなされていない。</li> <li>・局所的な燃料破損を早期に検出し、炉停止等必要な対策を講じる。検出手段としては、カバーガス放射能濃度及び冷却材中の遅発中性子先行核濃度の連続監視を検討している。</li> </ul>

表 8. SCD の影響緩和のための対策とそれについての設計検討の現状

高速炉の安全性の考え方に関する報告書 「4.2 同等性の考え方」記載内容		設計検討の現状
事 象	対 策	
エナジェ ティクス	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉容器等の冷却材バウンダリ、カバーガスバウンダリに機械的エネルギー放出に対する耐圧性を持たせる</li> <li>・放出ナトリウムのスプレイ燃焼による影響を格納施設内に収めるため格納施設に耐性（温度、圧力）を持たせる</li> <li>・溶融燃料を炉内で保持冷却可能な構造上の工夫を行う（炉心支持構造の多層化対策等）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉容器等のバウンダリ構成機器に有意な機械的荷重をもたらす厳しい再臨界を回避可能な炉心設計を追求している。このような炉心設計により、原子炉冷却材バウンダリの破損とナトリウム噴出のリスクは大幅に低減されることが期待される。</li> <li>・原子炉容器底部に燃料デブリを保持冷却するための多層保持構造を設置することを計画している。</li> </ul>
メルトス ルー	<ul style="list-style-type: none"> <li>・コンクリート厚さを確保する</li> <li>・ナトリウム燃焼を抑制する</li> <li>・水素発生を抑制するためナトリウムと反応しにくい材質のコンクリートを使用する</li> <li>・水素の爆発的な燃焼（爆燃、爆轟等）を防止するための格納施設内容積確保、水素燃焼装置の設置等</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・現状未検討。格納容器は建屋一体型のコンクリート構造とする計画であり、コンクリート構造には、物量、建設期間の面で有利な SC 構造（鋼板コンクリート構造）の採用が考えられており、その、メルトスルー事象に対する挙動について検討する必要がある。</li> <li>・SC 構造では、コンクリート壁表面は鋼板で覆われているため、少量のナトリウムに対しては耐性を有すると考えられる。</li> </ul>



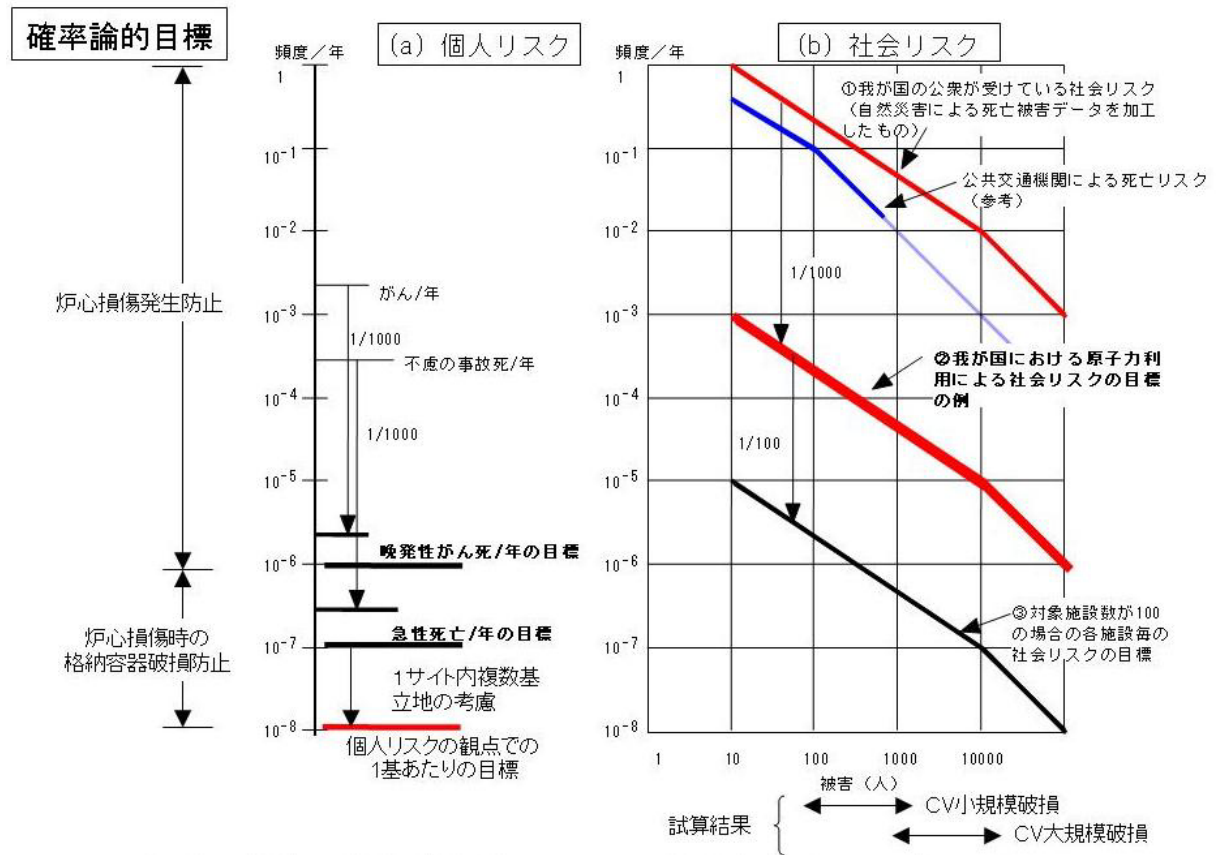


図 1. 事故に対する個人リスク目標値と社会リスク目標値

	(1) 異常発生防止		(2) 異常拡大防止と事故の終息	(3) 過酷事故時の炉心損傷防止と影響緩和
	設計基準	拡張設計条件	設計基準	拡張設計条件
合理的な設計裕度確保	非信頼度目安	$10^{-6} \sim 10^{-7}/d$	拡張設計条件	$10^{-1} \sim 10^{-2}/d$
新技術の採用(新材料、新しい構造設計基準、免震技術等)	止める	主炉停止系	自己作動型制御棒落下機構 (後備系に設置)	閉じこめる
検査、保守性に配慮したシステム設計	原子炉停止系	後備炉停止		格納系
	冷やす	多重かつ多様な系統構成 完全自然循環による除熱性確保	水・蒸気系活用を含めた事故管理方策	ガードベッセル+外管+エンクロージャによりナトリウム漏洩燃焼による昇圧を防止
	崩壊熱除去系	外管等静的機器による冷却材確保		再臨界回避により炉心損傷の炉容器内終息を達成
				格納容器+コンファインメントによる放射性物質放散抑制

**Naの化学反応対策**

- ◆ Na 漏えい ガードベッセルと外管による漏えいNa 保持
- ◆ SG 伝熱管破損 二重管SG、早期検出 & 水-蒸気側の早期減圧

図 2. ナトリウム冷却炉の安全設計の考え方

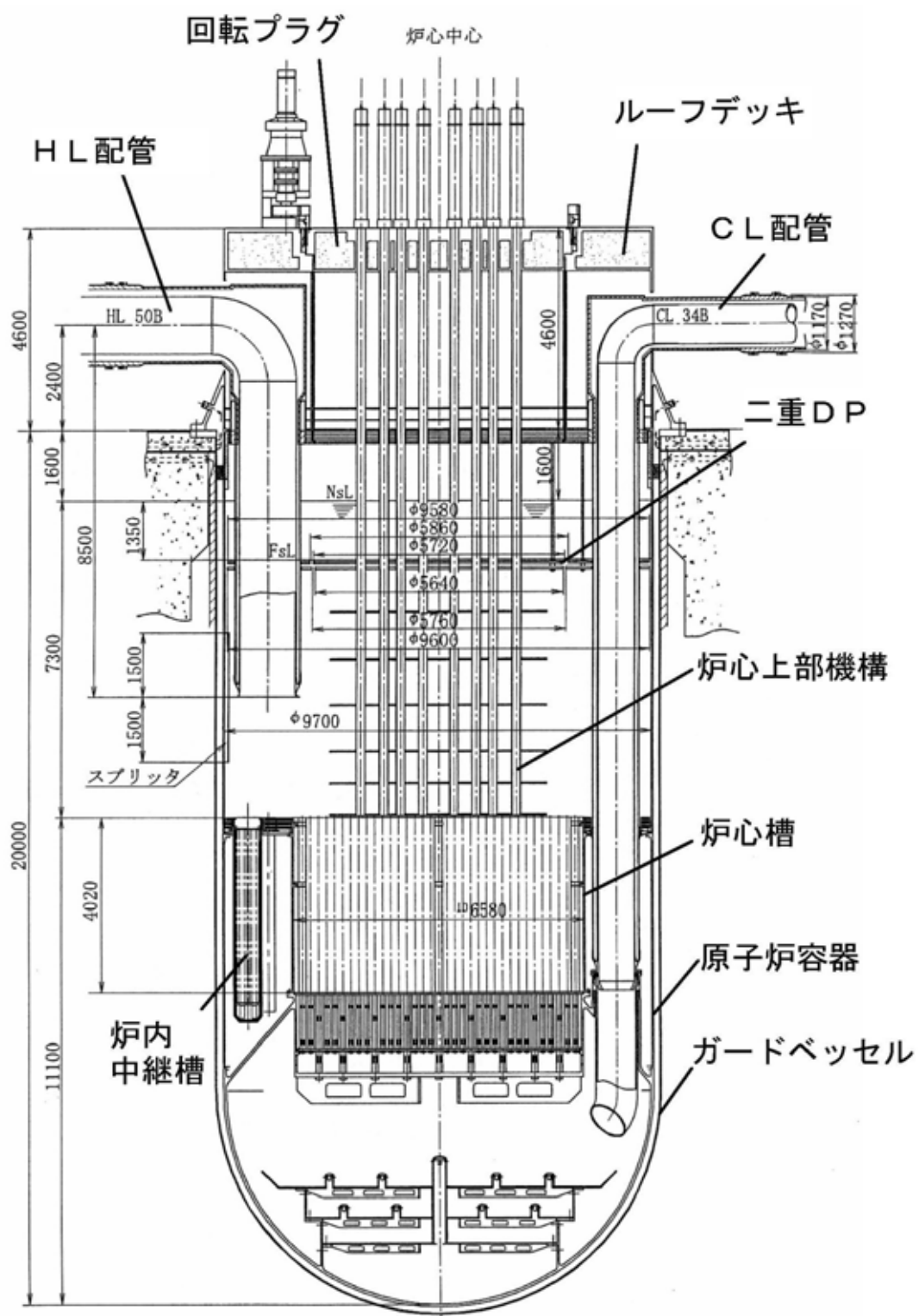


図3. アドバンスト・ループ型炉の原子炉構造

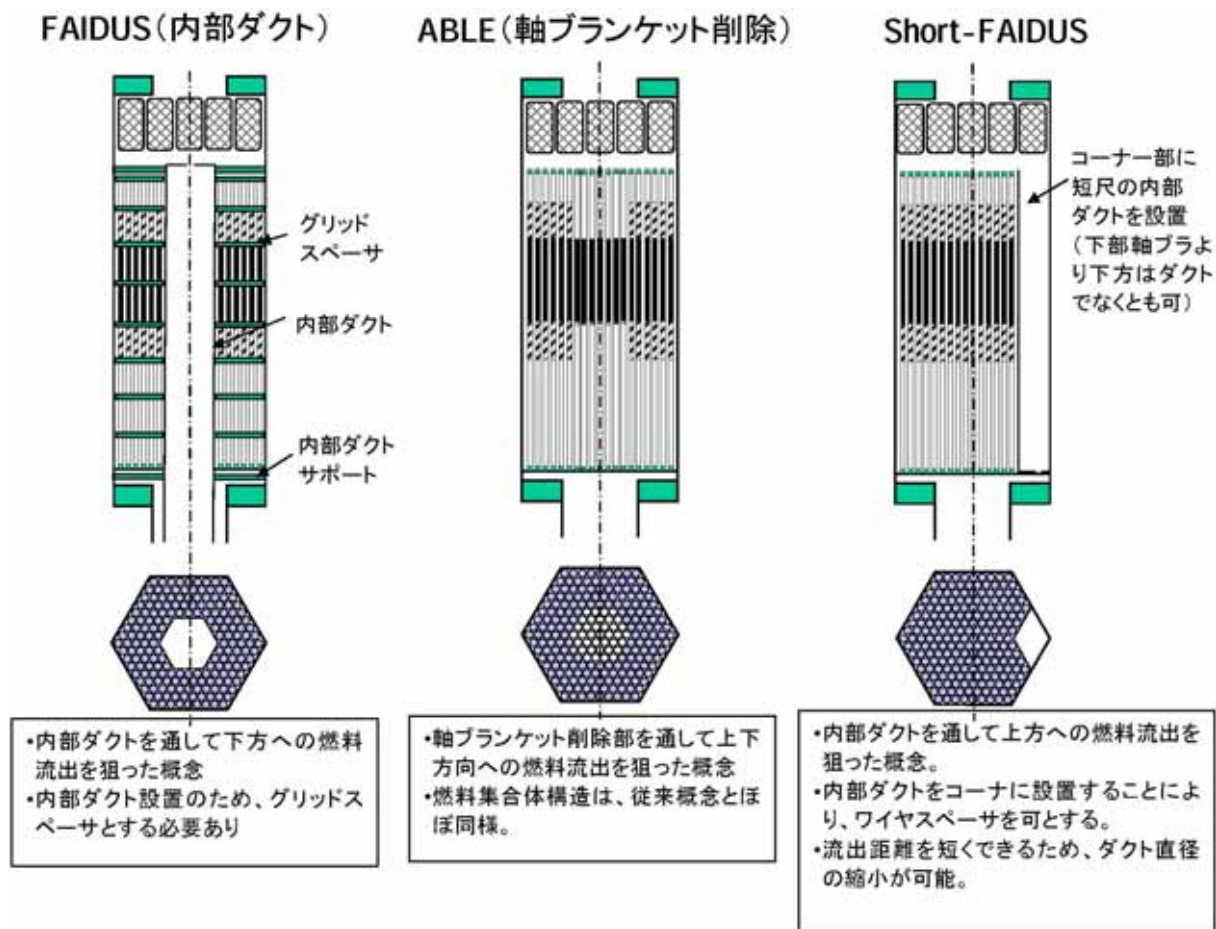


図 4. 溶融燃料排出促進を狙った燃料集合体概念

## ( 2 ) 避難不要概念の要求

実用化戦略調査研究では設計要求として、緊急時対応を考慮せずとも十分に低いリスクを達成することを要求している。しかし Generation IV ではより明示的に、安全目標の一つとして「サイト外緊急時活動必要性の排除」を掲げている(表 9 参照)。Gen-IV の候補でもある大型ナトリウム炉についてはこの目標を満足する必要があるが、しかしこれを実現するための考え方と適用のための設計方策についての具体論については、Gen-IV の中でも殆ど議論されていないのが現状である。(十分条件の議論はあるが、必要十分条件の議論がない。)

ここでは、避難不要概念の考え方と大型ナトリウム炉への適用方針について検討した。

### (i) 避難不要概念の考え方

#### (a) グローバルスタンダードと言える深層防護思想を堅持する。

- ・ 我が国の安全規制では、深層防護を基本とし、リスク情報を補完的に用いる方法を探ろうとしている。これは今後も変わることはない。(原子力安全委、保安院)
- ・ 「PSA から得られるリスク情報は、深層防護安全哲学に取って代わるような形で使用されてはならない」(「原子力規制の意志決定」OECD/NEA/CNRA,2005)

#### (b) 深層防護の第 4 レベルを強化することによって実質的に第 5 レベルを軽減することを狙う。

- ・ 第 4 レベルは「格納系防護を含む事故管理」、第 5 レベルは「サイト外での緊急時対応」である(IAEA の定義:表 10 参照)。
- ・ 深層防護思想を堅持する以上、第 5 レベルを排除することはできないので、第 4 レベルの強化によって実質的に第 5 レベルの対応を軽減することを狙う。緊急時対応計画の堅持は住民の安心に繋がると考えられると共に、第 4 レベルの強化は Gen-IV の目標と合致する。

#### (c) 第 5 レベルについては、万一何らかの緊急時対応を行う場合にも実質的に避難を不要とできる方策が用意されていることを示す。

- ・ 格納容器破損に至る恐れのある事象に対して、格納容器破損までの十分な時間余裕を確保し、さらに事象の進展を確実に抑制・終息させ格納容器破損を回避する方策を用意する。このため、以下の 2 つの要求を掲げる。(図 5 参照)

### 要求 1

想定事象に対して、秩序ある避難を保証できるように、避難の完了に要する時間（注 1）よりも格納容器破損までの時間余裕（猶予時間）を長くすること。（パニック的避難発生を回避するため。）

ただし、事象発生後ただちに（注 2）事故の原因とは関係しない方法で確実に実施できる AM（アクシデントマネジメント）策が異常時運転手順として定められている場合には、その効果は猶予時間の評価に際して期待してよい。

### 要求 2

避難判断のタイムリミット（猶予時間 - 避難所要時間）までに格納容器の破損を回避するのに有効な AM 策を確実に（注 3）実施でき、その効果を確認できること。

（注 1）秩序ある避難の完了に要する時間：緊急時体制立ち上げ所要時間 + 避難所要時間（体制立ち上げ 1 ~ 3 時間 + 避難 6 ± 3 時間 = 4 ~ 12 時間 と推定）

（注 2）事象発生後ただちに：例えば事業者から第一報が発信されるまでに（15 ~ 30 分）。これは、事象発生情報が避難判断を下す意志決定者（原子力防災管理官）に伝えられた時点で有効な AM 策が採られていないことが分かれば、たとえその後短時間のうちに有効な AM 策が採られる可能性があることを意志決定者が知っていても、その結果を待たずに、AM 策が講じられていないプラント条件での格納系破損猶予時間と避難所要時間との比較に基づいて避難実施の判断を下す可能性があるため。

（注 3）確実に：例えば 99%以上の信頼度で。

実質的には要求 2 の成立のみが「避難はしなくて済む」ことの必要条件である。しかし「避難判断のタイムリミット = 猶予時間 - 避難所要時間 > 0（あるいは猶予時間 > 避難所要時間）」であることが要求 2 の必要条件となっているので、これを明示的に要求 1 とし、かつ秩序ある避難を保証する意味で、緊急時体制立ち上げ時間を加えた。

要求 1 に示した「事象発生後ただちに実施できる AM 策」によって事象が終息に向かう場合には、要求 2 は同時に満たされる。

上記の要求は結局のところ、運転員の操作に期待できないような短時間で急速に進展する事象に対してはプラント固有の耐性による終息・格納容器破損回避を要求しており、運転員が対応する時間余裕のある事象に対しては、プラント固有の耐性で時間を稼ぎ、続いて有効かつ確実な AM 策によって格納容器の破損が回避できればよいとの要求である。

Gen-IV の安全性の第 3 目標は、技術的安全よりも、公衆の信頼感、安心感を醸成する目的で設定されていると考えられる。したがってこの目標達成のためには、上述のように要求

を明示し、設計や計画された AM 策が要求を充足していることを実証し、公衆に周知し、理解されることが必須であろう。

## (ii) 大型ナトリウム炉への適用方針

F S 大型炉では、深層防護の第 3 レベルまでに対応する設計基準事故を考慮しても格納容器への大きな負荷を伴う事象がないため、格納容器については大幅に簡素化（気密性を確保しつつコンパクト化を追求）している。（図 6 参照）したがって、この簡素な格納容器設計概念と整合した適用方針とする必要がある。

炉心損傷あるいは、格納容器破損に至りうる事象は、A T W S（異常な過渡変化時の炉停止系不作動）、P L O H S（炉停止後の崩壊熱除去機能喪失）、L O R L（炉停止後の冷却材循環に必要な冷却材液位喪失）の 3 種類に大別される。（これはプラント内部の異常を起因とする事象の場合であり、外部起因事象については別途検討が必要。）それぞれについての適用方針を以下に示す。（図 7 参照）

### (a) P L O H S 代替冷却手段の確保

- ・ F S 大型炉はもんじゅに比べて出力が 5 倍であるのに対して 1 次系ナトリウムインベントリは 2 倍に過ぎないことから、P L O H S 発生時のバウンダリ破損までの時間余裕がもんじゅの場合（750 まで約 16 時間）の 2 割程度しかない（3 時間～6 時間。利用可能な系統数に依存）。これでは秩序ある避難を行うのに要する時間（4～12 時間と推定）に不足する。
- ・ したがって、極めて早い段階で有効な事故管理策が講じられることが必須である。猶予時間が短いことを考慮すると、その方策は、事故の原因となった機器・系統とは関係しない方法であることが必要であろう。（復旧に期待することは難しい。ちなみにレベル 1 P S A で用いる復旧時間は、電気部品 6 時間、機械部品 40 時間、空気冷却器のベーン・ダンパは 10 時間、など。）

### (b) A T W S 原子炉容器内での自己終息性の確保

- ・ 数分以内に炉心損傷に至るために運転員の操作には期待できない。もし厳しい再臨界によるエネルギー発生によって床上へのナトリウムの噴出・燃焼が生じれば、現設計の簡素な格納容器では直ちに破損に至るため、避難のための時間余裕がない。したがって、まず S A S S により炉心損傷への進展防止を図る。ただし S A S S の非信頼度は 0.1 程度に留まるので、炉心損傷に至った場合を考慮し、再臨界回避方策（炉心ポイド反応度制限と熔融燃料流出経路確保）によって格納容器の早期破損シーケンスを排除する。加えて、炉容器メルトスルーを排除するためにコアキャッチャーによって炉

内終息を図る。

(c) LORL 2重管構造の採用

- ・ LORL に至るような大量の Na の漏洩を想定すると、現設計の簡素な格納容器では直ちに破損に至るであろう。従って、二重管の採用により、たとえナトリウムの漏洩が、秩序ある避難に要する時間(4～12時間)の間にわたって継続しても、格納容器破損が生じないレベルに抑制する。加えて、早期に減圧やサイフォンブレイク等の AM 策を講じられる設計とする必要がある。

上記のように、現在の簡素な格納容器設計を堅持しつつ、実質的に避難不要とするためには、深層防護の第4レベルを強化するために、以下の設備が必要である。(図8参照)

- ・ SASS
- ・ 再臨界回避方策
- ・ コアキャッチャー
- ・ Na 漏洩量を制限できる二重管
- ・ LORL 対策である減圧・サイフォンブレイク等の AM 用の設備
- ・ PLOHS 対策である代替冷却方策
- ・ 気密性のある格納容器

ただし、「格納容器の耐 Na 燃焼性能」は、「秩序ある避難に要する時間内に格納容器が破損しない」という条件を介して「二重管の性能により制限される Na 漏洩量」と相互に関係がある。

上記の対策のうち未検討である PLOHS 対策用の代替冷却方策については、現在のところいくつかの提案(注<sup>2</sup>)が出されているところである。具体的な設計対応可能性についての検討を今後実施する必要がある。

---

<sup>2</sup> DRACS 追加、 IRACS 追加、 補助給水ポンプ(フィード&ブリード) GV 底部直接冷却、 GV 側部直接冷却、など。

表 9. Generation IV の開発目標

***Goals for Generation IV Nuclear Energy Systems***

***Sustainability-1*** Generation IV nuclear energy systems will provide sustainable energy generation that meets clean air objectives and promotes long-term availability of systems and effective fuel utilization for worldwide energy production.

***Sustainability-2*** Generation IV nuclear energy systems will minimize and manage their nuclear waste and notably reduce the long-term stewardship burden, thereby improving protection for the public health and the environment.

***Economics-1*** Generation IV nuclear energy systems will have a clear life-cycle cost advantage over other energy sources.

***Economics-2*** Generation IV nuclear energy systems will have a level of financial risk comparable to other energy projects.

***Safety and Reliability-1*** Generation IV nuclear energy systems operations will excel in safety and reliability.

***Safety and Reliability-2*** Generation IV nuclear energy systems will have a very low likelihood and degree of reactor core damage.

***Safety and Reliability-3*** Generation IV nuclear energy systems will eliminate the need for offsite emergency response.

***Proliferation Resistance and Physical Protection-1*** Generation IV nuclear energy systems will increase the assurance that they are a very unattractive and the least desirable route for diversion or theft of weapons-usable materials, and provide increased physical protection against acts of terrorism.



表 10. IAEA INSAG-10 の深層防護の定義と Generation IV 安全目標の関係

(Generation IV Roadmap Crosscutting Risk and Safety R&D Scope Report 2002)

Levels of Defense-in-depth	Objective	Essential Means	Generation IV Goals
Level 1	Prevention of abnormal operation and failures	Conservative design and high quality in construction and operation	Safety and Reliability-1. Generation IV nuclear energy systems operations will excel in safety and reliability.
Level 2	Control of abnormal operation and detection of failures	Control, limiting and protection systems and other surveillance features	
Level 3	Control of accidents within the design basis	Engineered safety features and accident procedures	Safety and Reliability-2. Generation IV nuclear energy systems will have a very low likelihood and degree of reactor core damage.
Level 4	Control of severe plant conditions, including prevention of accident progression and mitigation of the consequences of severe accidents	Complementary measures and accident management	Safety and Reliability-3. Generation IV nuclear energy systems will eliminate the need for offsite emergency response.
Level 5	Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive materials	Offsite emergency response	

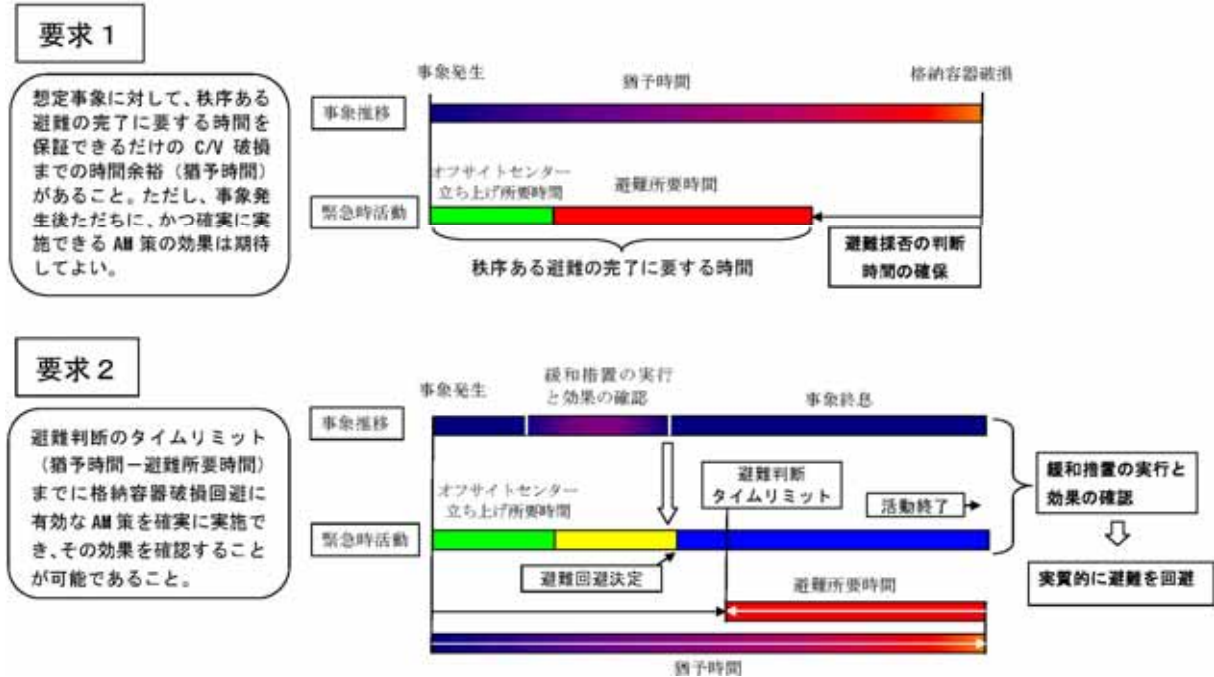


図 5. 実質的に避難回避可能とするための要求

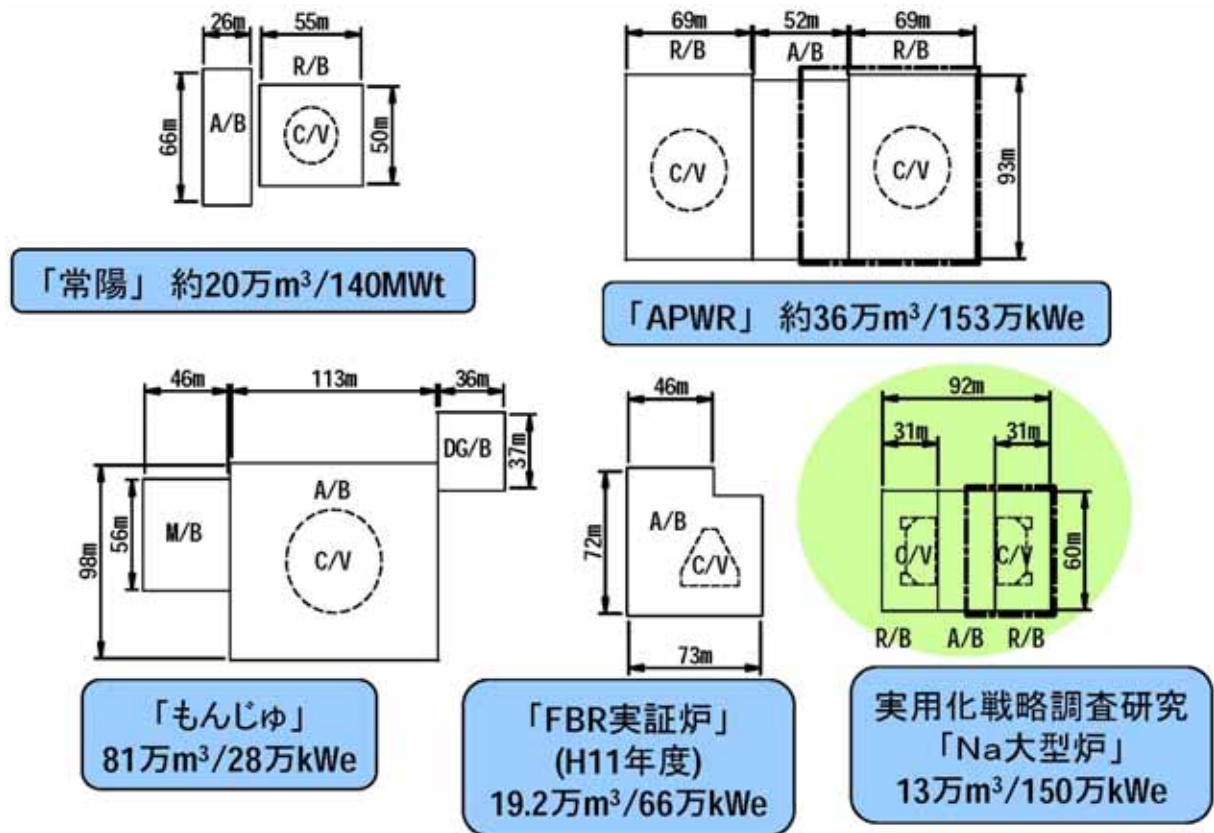


図 6. 各プラントの格納容器比較

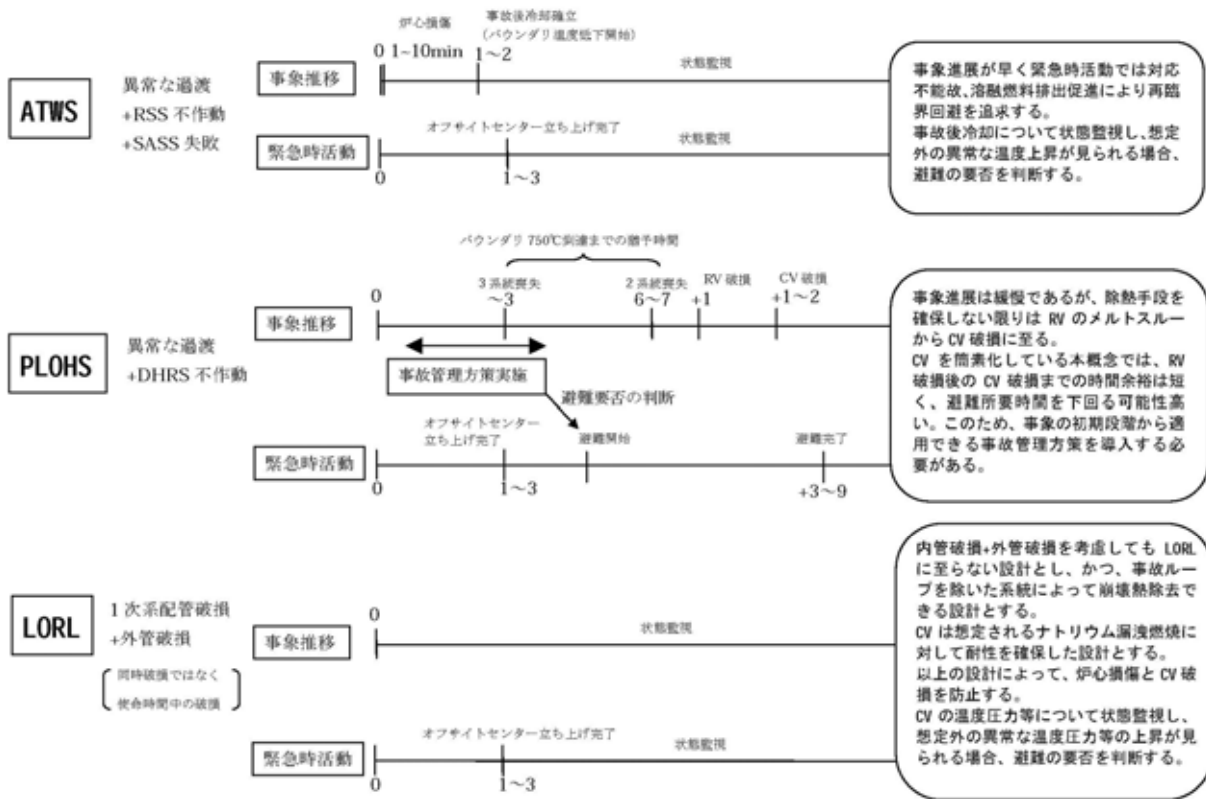


図 7. 緊急時活動への対応可能性の検討

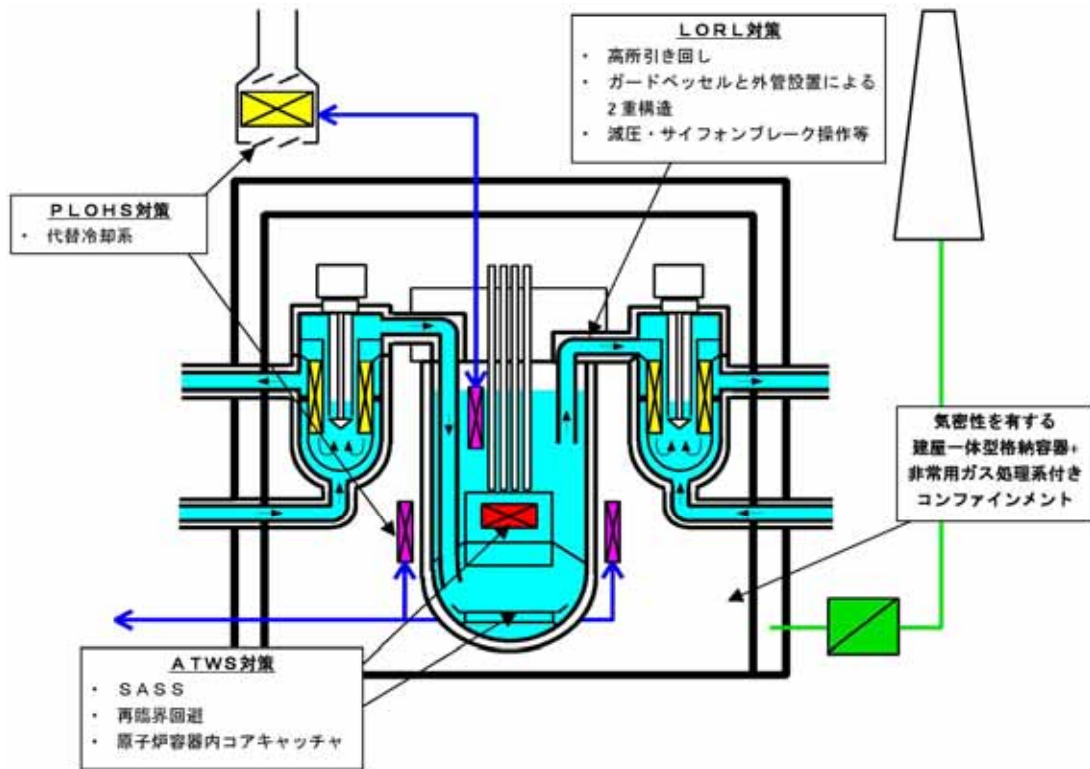


図 8. FS大型炉の格納系概念

### (3) 格納容器に対する性能要求の検討

ナトリウム冷却炉では設計基準事象の評価では格納容器への負荷はほとんどなく、ATWS/ULOFでは炉内終息を追求していることから、低耐圧、低耐熱とできる可能性がある。格納容器は放射性物質閉じ込めの最終障壁であることから、設計基準を越える条件を考慮して、その閉じこめ機能についての性能要求を明確化する必要がある。このための検討を行った。

#### (i) 考え方

以下の3つの視点から、格納容器が備えるべき耐性について検討する。

- ・ 軽水炉との同等性
- ・ Evacuation free の主張
- ・ リスク低減方策としての合理性

- (a) 軽水炉との同等性は、PSA 評価値の絶対値のみを拠り所とするのではなく、安全確保の考え方の同等性（考え方そのものと深み = 深層防護の深み）を拠り所として考える。[軽水炉との絶対値比較の困難さを回避] 軽水炉では、炉心損傷防止のみならずシビアアクシデントを考慮した炉心損傷時の緩和方策をも考慮しており、JSFRでも同様としたい。
- (b) 現状の予備的な PSA 評価の不完全さをカバーする上では、これまでの PSA 研究の成果を踏まえて、ある程度その発生頻度を念頭に置きながら、ナトリウム炉において特徴的な格納容器内事象を考慮する。
- (c) 「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン（1999年4月（財）原子力安全研究協会 格納容器設計基準調査専門委員会）」（付録 A に抜粋を参照）を参考とし、当該荷重の発生確率（炉心損傷時の条件付確率）及び不確かさ、格納容器耐性への影響の大きさ等を考慮して事象を以下のように分類し、各々に適した考え方で安全裕度の確認を行う。
- ・ 発生すれば急激に大きな機械的エネルギーを発生する事象に対しては、事象発生防止を強化し、格納容器に加わる荷重の評価を行わない。
  - ・ 炉心損傷時の発生確率が高く、発生しても格納容器に加わる荷重の増加が緩慢な事象に対しては、その発生を仮定し、評価を行う。
- (d) 炉心損傷を想定しても、可能な限り原子炉容器内事象終息(I V R)可能性を追求することは設備合理化の観点から重要である。軽水炉でも同様の考え方が検討されている。特にナトリウム冷却炉では、ナトリウムの優れた冷却材としての性質を活かすことにつながる。

- (e) 避難を含む緊急時対応は、IAEA による深層防護の定義（注<sup>3</sup>）の第5のレベルに対応する。この緊急時対応の必要性を軽減する（屋内待避、ヨウ素剤服用などあり得るとしても避難までは要しない）ためには、第4レベルまでを十分に強化することが必要である。第3レベルまでは十分な対策がとられていると考えられることから、第4レベルの強化により、炉心損傷発生頻度と、炉心損傷時の格納機能喪失確率を小さく抑制することに力点を置く。

他方、F/S では「Evacuation Free」を、「避難を考慮せずとも、個人リスク目標値である  $10^{-6}$  死亡/年を満足する」ことと考えた。これを満たすため、F/S の開発目標では、10 基程度の集中立地まで考慮して、炉心損傷発生頻度を  $10^{-6}$ /炉年、条件付き格納機能喪失確率を 1/100 とした。

- (f) 上記の設計者の「evacuation free」の主張とは離れて、規制側あるいは行政では緊急時対応を原子炉施設の安全体系の枠組みに組み入れていることを考えれば、深層防護の観点から合理的な緊急時対応計画が提供できることが、プラントの安全特性上着目される点となるであろう。すなわち、避難を含めたサイト外活動を実施するためには、異常の兆候が表れてから格納容器が損傷するまでの進展が十分緩慢であり、最悪格納容器破損に至るような道をたどったとしても、その兆候段階で避難実行要否の判断ができ、避難完了までの時間余裕が確保できる必要がある。さらに、格納容器破損までの猶予時間の間に事象終息を図る手立てを準備し、かつ、その効果が確認できるようにする必要がある。つまり、格納容器破損に至る恐れのある事象に対して、格納容器破損までの十分な時間余裕と、事象の進展をくい止め、格納容器破損を回避する方策を用意することで、緊急時活動が発動した場合にも避難実施を回避できるようにすることで、「evacuation free」と主張する。

## (ii) ナトリウム炉における格納容器チャレンジ要因

（図9参照）

ナトリウム燃焼（スプレイ、コラム、プール）

水素燃焼

ナトリウム-コンクリート反応（コンクリートそのものの侵食と水素発生）

燃料デブリ-コンクリート相互作用（コンクリートそのものの侵食と水素発生）

崩壊熱によるバウンダリコンクリートへの熱負荷

発生ガスの蓄積に伴う昇圧

機器放散熱による熱負荷

---

<sup>3</sup> 第1レベル：定常運転状態からの逸脱の防止、第2レベル：異常運転状態の制御、第3レベル：設計基準事故の制御、第4レベル：格納系防護を含む事故管理、第5レベル：サイト外での緊急時対応

- (a) このうち、短時間の格納容器破損につながる急激な機械的エネルギー放出を伴う事象はナトリウムのスプレイ燃焼と水素の蓄積燃焼である。
- (b) 代表的なナトリウムのスプレイ燃焼の起因事象は炉心での厳しい再臨界であるが、再臨界回避方策の導入によりその発生確率は低減される。(注<sup>4</sup>)
- (c) 水素の蓄積燃焼を防止するためには、水素発生量を抑制する必要がある。このためには、少なくとも を防止する必要がある。 は必然的に を伴い、想定しているコンパクトな格納容器では、簡単に爆轟限界の水素濃度(約 18%)に達すると思われる。
- (d) 原子炉容器の破損を想定する場合、(スプレイ燃焼を除く) を同時に考慮する必要があるが、ループ側の破損を想定する場合、(スプレイ燃焼を除く) のみを考慮すればよい。
- (e) は、比較的緩慢な格納容器の昇温昇圧要因であるが、発生し続ける崩壊熱を除去する手段を確保しない限りは、早晚格納容器破損に至る。
- (f) は、水素発生要因となる以外に格納容器基礎コンクリート盤の侵食貫通の要因となる(による侵食はある程度のところまで止まる)。デブリの除熱を確保しない限りは侵食貫通する可能性が高い。
- (g) 以上より、これらの事象影響に対して格納機能を維持するためには、再臨界回避を前提として、燃料デブリ並びにナトリウムとコンクリートの接触を防止しつつ燃料デブリの冷却性を確保する必要がある。

### (iii) 設備対策

本概念はループ型故、C/V へのチャレンジ要因への対策として、原子炉容器破損に対する対策とループ側破損に対する対策を考慮する必要がある。

#### 対策の考え方

- ・ 再臨界回避方策が導入され、再臨界による機械的エネルギーの負荷は問題とならないレベルであることが前提。
- ・ 格納容器の耐性が低いことを考えると、原子炉容器メルトスルーは許容できないので、冷却設備の強化によってこれを防止する。
- ・ その発生頻度が比較的高いと評価されていることを背景として 1 次系配管破損に外管破損を重畳(同時破損ではない)した場合を想定し、漏洩ナトリウムによる熱負荷を格納容器耐性上考慮する。

---

<sup>4</sup> 実証炉では、原子炉容器上部に 1000kg のナトリウムが噴出し、スプレイ燃焼した場合の格納容器破損防止が検討された。

A案：CDAを1次系バウンダリ+ガードベッセル内で終息させる。

- ・ ATWSは炉内終息が可能なので、PLOHSも炉容器内で終息できることを狙って、炉心損傷に至る原因となった機能喪失している機器・システムとは独立な方法でのAM策を考慮する。(炉容器GV外面に、通常のDHRsとは独立な冷却系を設置するなど。EFRの検討例あり。(図10, 11参照))
- ・ C/V自体にチャレンジする要因は、ATWSからではなく、1次系配管から外管を破っての漏洩とする(同時破断ではなく、バウンダリ破損し炉停止した後の比較的長時間の間の外管漏洩)。1次系は二重管であるが、これからある量のNaが漏洩する事象を考慮する。(C/Vへの性能要求)
- ・ 滴下するナトリウムのコラム燃焼及び床に溜まった状態でのプール燃焼が想定されるため、その圧力及び熱負荷に対して格納容器の耐性を確保する。
- ・ 格納容器内の2次系ナトリウムの漏洩燃焼は、それが直接的な放射性物質放出原因とはならないので考慮しない。

B案：CDAの炉内終息に拘らない。早期C/V破損は回避し(再臨界回避)、長期には炉外であってもC/Vが健全で終息すればよい。

- ・ 炉外コアキャッチャーを設置する(SNR-300の検討例あり(図12参照))。メルトスルーを含む長期の現象に対して、C/Vが健全であること(RIを閉じこめられること)。(C/Vへの性能要求)
- ・ ループ側の漏洩については対策Aと同様に考慮する。(C/Vへの性能要求)

C案：PLOHS発生頻度のさらなる低減

- ・ PLOHS発生頻度のさらなる低減(例えばATWSの1/100)を達成することによって、その炉心損傷時の影響を想定外とする。
- ・ ループ側の漏洩については対策Aと同様に考慮する。(C/Vへの性能要求)

(iv) 評価

(a) 軽水炉との同等性

- ・ いずれの案も、軽水炉と同様の格納容器性能要求の考え方に立ち、ナトリウム炉の特徴を考慮して格納容器へのチャレンジ要因を分析して対策を検討していることから、軽水炉と同等といえることができる。

(b) Evacuation freeの主張

- ・ A案、B案ともにATWS事象(ULOF、UTOP、ULOHS)及びLOHRS事象(PLOHS、LORL)による炉心損傷の影響を1次系バウンダリ内、あるいは格納系内に閉じこめる

ための対策であり、深層防護の第4レベルを強化している。C案では、PLOHSに対する炉心損傷確率低減を図っているため第4レベルの強化と言える。

- ・ 確率論的には、F/Sで検討している大型炉、中型炉は、予備的PSAに依ればいずれも炉心損傷発生頻度は $10^{-6}$ /炉年以下を達成できている。A案、B案に対応して、条件付き格納機能喪失確率を1/100とできるような具体的な方策は、EFRなどの先行例を斟酌して今後検討するが、その結果を見込めば、避難不要の概念と主張することができる。(正確には、「避難を考慮しなくても個人の死亡リスクを許容し得るレベルに管理できている原子炉である」ということになる。)

#### (c) リスク低減方策としての合理性

- ・ いずれの案も、決定論的見地からは、深層防護を強化することになるのでより厚みのある安全設計ということができる。
- ・ 確率論的見地からは、A案とB案はレベル2PSAにおいてLOHS系事象に対する格納容器の条件付確率を低減する効果がある。ATWSに対しては再臨界回避方策の導入により、すでに低減が図られていることを考えると望ましい方向である。C案では、PLOHSに対する炉心損傷確率低減を図っている。
- ・ いずれの案も、損傷炉心冷却のための付加設備を要求することになり、それが少ないコストインパクトで実現可能である必要がある。A案はすでに設計に取り入れている原子炉容器内コアキャッチャーが活用できるので、B案よりはコストインパクトが少ないと期待する。C案は方策のコストとその導入による発生頻度低減効果に依存する。

#### (d) 緊急時計画への対応

- ・ PLOHSに対しては、事象発生後直ちに実行でき効果が表れる方策である必要がある。なぜならば、メルトスルーを想定した場合、RV破損時間は避難所用時間よりも短いので、その効果を確認している時間余裕がないからである。B案が効果を発揮するのはRVとGVが破損した後であり、これに失敗した場合、直ちに格納容器内事象となるが、現状の簡素なCVでは破損までの時間余裕は十分ではないと予想される。A案としてGV外面からの冷却を採用する場合、即効性が得られるように工夫する必要がある。
- ・ C案として、早期立ち上げ可能な代替冷却系を設置すれば緊急時計画に対応できる可能性がある。

#### (v) まとめ

- ・ 現在の簡素な格納容器を堅持するためには、原子炉容器メルトスルー防止の観点からの冷却機能を強化した上で、格納容器内への1次系ナトリウム漏洩をC/Vの性能要求として考慮したC/V耐性の確保を提案する。
- ・ 平成17年度のナトリウム炉の設計研究の中で、設計オプションとしてA案を中心に設備対応のフェジビリティ検討を行うことを提案する。



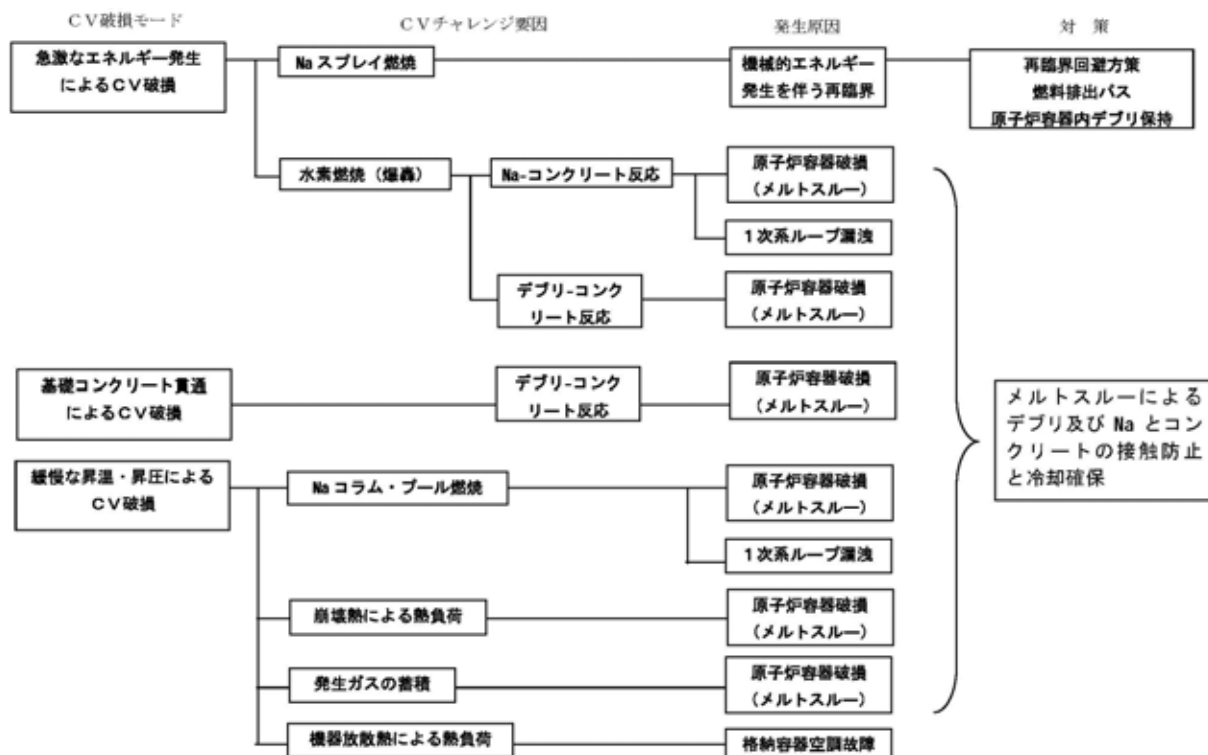
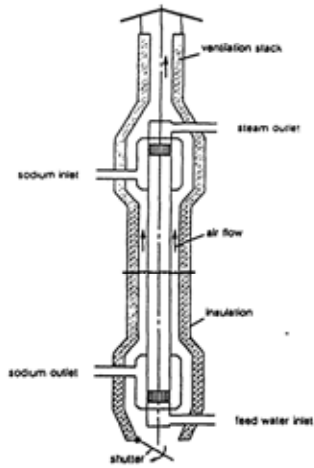


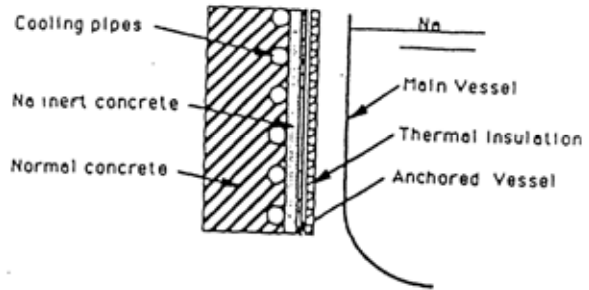
図9. CV チャレンジ要因と対策

**SG 表面冷却**  
 除熱量：28MW (炉心出口温度 750 時)  
 ナトリウム沸騰なし  
 ナトリウムバウンダリ表面が外気と接する



CDHR 1

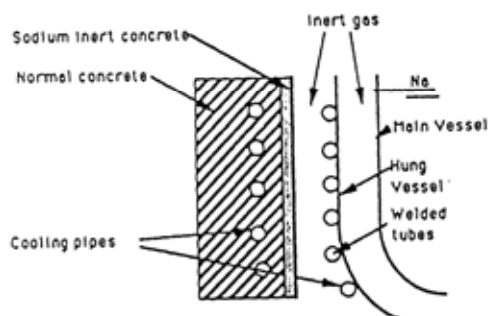
**アンカータイプ GV**  
 ギャップにナトリウム注入  
 除熱量：10MW (炉心出口温度 750 時)  
 ナトリウム沸騰  
 ナトリウム注入に時間を要する



CDHR 2

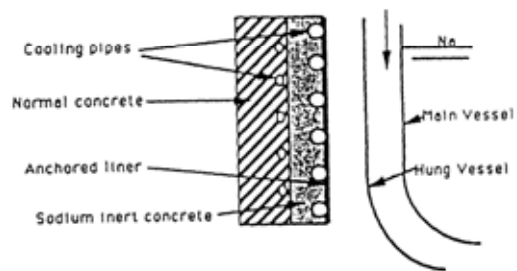
図 10. EFR での代替冷却系の検討例 (その 1)

**ハングタイプ GV+水冷却管じか付け**  
 除熱量：25MW (炉心出口温度 750 時)  
 ナトリウム沸騰なし  
 製作性、2重容器破損時の影響に難あり  
 輻射率の担保が課題



CDHR 3

**ハングタイプ GV+水冷却管壁面埋め込み**  
 除熱量：11MW (炉心出口温度 750 時)  
 ナトリウム沸騰  
 輻射率の担保が課題



CDHR 4

図 11. EFR での代替冷却系の検討例 (その 2)

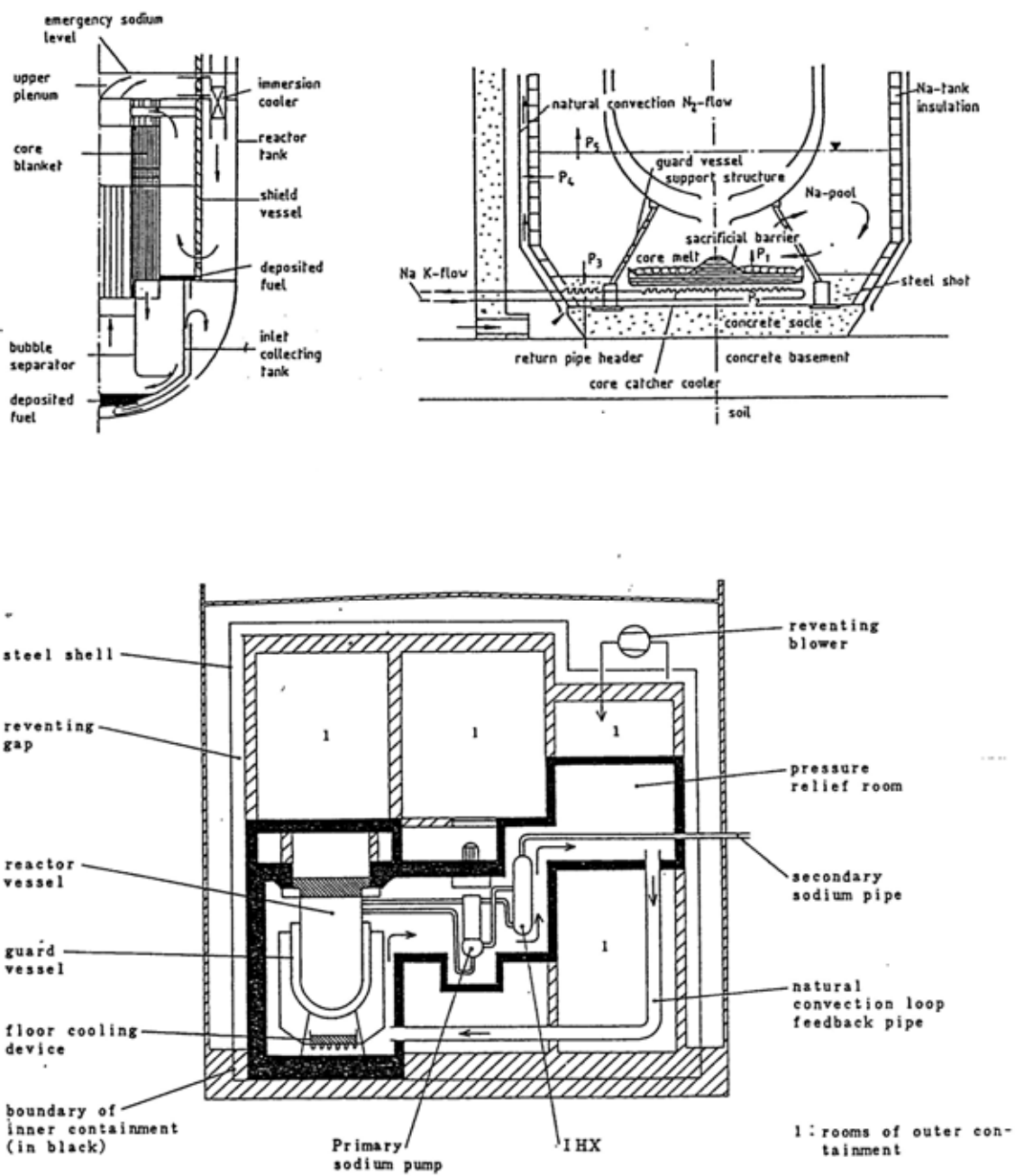


図 12. SNR-300 の格納系

## ( 4 ) PLOHS 猶予時間の概算

ナトリウム冷却大型炉において PLOHS が発生した場合、原子炉冷却材バウンダリ破損までの猶予時間がどの程度であるかを把握するため、簡易的な動特性解析による概算を行った。

### (i) 解析モデル及び解析条件

#### (a) 解析モデル

図 13 に示す 1 次元簡易過渡解析モデルを用いる。本モデルの概要は、以下、～ に示すとおり。なお、本モデルは、ナトリウム冷却大型炉・中型炉の崩壊熱除去系設計において、除熱量の設定を行う際に使用しているものである。

1 次系は、下記の各部を 1 点の完全混合モデルで近似。

- ・ 炉心下部プレナム
- ・ 炉心部
- ・ 炉心上部プレナム
- ・ H/L 配管 + IHX1 次側上部プレナム ( 2 ループ分 )
- ・ IHX 伝熱部 1 次側 ( 2 ループ分 )
- ・ C/L 配管 + IHX1 次側下部プレナム ( 2 ループ分 )

2 次系は、下記の各部を 1 点の完全混合モデルで近似。

- ・ IHX 伝熱部 2 次側 ( 2 ループ分 )
- ・ IHX2 次側上部プレナム + H/L 配管 ( 2 ループ分 )
- ・ SG 上部プレナム ( 2 ループ分 )
- ・ SG 伝熱部 ( 2 ループ分 )
- ・ SG 下部プレナム + M/L 配管 + ポンプ内 + C/L 配管  
+ IHX2 次側下部プレナム ( 2 ループ分 )

炉心上部プレナムは、H/L 配管ノズル位置より上方のナトリウム容量を無視。

IXH での伝熱は、対数平均温度差による 1 点近似の熱交換。

崩壊熱除去系 ( DRACS 及び PRACS ) は、炉心上部プレナム及び H/L 配管 + IHX1 次側上部プレナムにおけるヒートシンクとしてモデル化。プレナム温度の変化等による除熱量の変動は模擬せず、除熱量は常に一定とする。

1 次系及び 2 次系の流量は、自然循環力、系統圧力損失、ポンプ完全特性に基づいて計算。

#### (b) 解析条件

主な解析条件は以下に示すとおり。

解析に使用するシステムデータは、基本的に、平成 16 年度のナトリウム冷却大型

炉のデータを使用（下記）。

- ・直管二重管 SG を採用
- ・崩壊熱除去系は、DRACS×1+PRACS×2 の構成

PLOHS の起因事象として、手動トリップ又は外部電源喪失を想定する。

- ・手動トリップ：ポンプの駆動電源が生きている場合を想定したものであり、原子炉トリップ後、1次系及び2次系のポンプは低速運転状態（定格運転時の15%の回転数で強制循環）となる。
- ・外部電源喪失：この場合、ポンプの駆動電源は喪失し、原子炉トリップ後、1次系及び2次系のポンプは停止し、1次系及び2次系は自然循環状態となる。

手動トリップ、外部電源喪失とも、事象開始と同時に下記を想定する。

- ・原子炉トリップ（原子炉出力は直ちに崩壊熱に等しくすると想定）
- ・1次、2次ポンプトリップ（流量半減時間 5.5 秒）
- ・SG 水・蒸気側瞬時断熱
- ・崩壊熱除去系起動（定格除熱量での冷却を開始）

原子炉トリップ後の崩壊熱は、ノミナル値又は最大値（ノミナル値を 1.1 倍）を使用。

## (ii) 解析ケース及び解析結果

### (a) 解析ケース

表 11 に示す。起因事象想定（1次系及び2次系が強制循環か自然循環か）、崩壊熱除去系の系統数及び崩壊熱量をパラメータとする。

### (b) 解析結果

表 11 及び図 14 に示す。

既存の解析との整合性

以下のことから、既存の解析との整合はあると判断する。

#### 除熱量ゼロの場合の挙動（ケース 4 及びケース 5）

原子炉冷却材バウンダリ最高温度が 750 に達する時間は、崩壊熱が最大の場合、約 8600 秒（約 2.4 時間）、ノミナルの場合、約 9800 秒（約 2.7 時間）であり、平成 12 年度に実施された解析結果（約 3 時間）とほぼ整合すると考えられる。

#### 外部電源喪失時の自然循環除熱挙動（ケース 7 及びケース 8）

原子炉冷却材バウンダリ最高温度（ピーク値）は、崩壊熱除去系が 2 系統の場合、約 580、1.5 系統の場合、約 694 となっている。一方、平成 16 年度実施の FAST コードによる崩壊熱除去特性解析（IRACS 案：ケース 8）は、崩壊熱除去系の運転状態として、ケース 8 と同じく 1.5 系統を想定しているが、ピーク値は約 648 とな

っている。FAST コードによる解析でピーク値が低めとなっているのは、ダンパ 1 基開失敗を想定した場合でも、実際には 1.8 系統分相当の空気冷却器空気流量が確保され、それに相当する除熱量が得られることを解析上カウントしているためであり、ピーク値はケース 7 とケース 8 の中間的な値になる筈である。このことから、両者の結果はほぼ整合すると考えられる。

#### 起因事象想定の変遷の影響

手動トリップの場合、1 次系及び 2 次系のナトリウムの混合が促進されるので、H/L と C/L の温度の均一化が進み、原子炉冷却材バウンダリ最高温度が低めとなる。そのため、崩壊熱量と崩壊熱除去系除熱量が同じ条件（例：ケース 2 vs ケース 7、ケース 3 vs ケース 9）でも、最高温度のピーク値は低く、750 到達時間は長くなる傾向にある。

#### 崩壊熱除去系の系統数の影響

当然であるが、系統数の増加とともに原子炉冷却材バウンダリ最高温度は低くなる。

前述のように、崩壊熱除去系の除熱量ゼロの場合（ケース 4 及びケース 5）3 時間以内に原子炉冷却材バウンダリ最高温度が 750 に達するが、崩壊熱除去系が 1 系統でも生きていれば、それに見合って猶予時間は長くなる。

崩壊熱除去系を 1 系統とした解析（ケース 3 及びケース 9）の結果から、崩壊熱除去系 1 系統が生きている場合、原子炉冷却材バウンダリ最高温度が 750 に到達する時間は約 4.9 時間（起因事象が手動トリップの場合）或いは約 4.1 時間（起因事象が外部電源喪失の場合）であり、除熱量ゼロの場合（ケース 4 及びケース 5）に対し、猶予時間が 1.5～1.8 倍程度長くなることが分かる。

#### 崩壊熱量の影響

当然であるが、崩壊熱量が低いほど原子炉冷却材バウンダリ最高温度は低くなる。

ケース 9 とケース 10（起因事象が外部電源喪失の場合）の比較から、崩壊熱ノミナルとした場合、崩壊熱最大とした場合に比べて、原子炉冷却材バウンダリ最高温度が 750 に到達するまでの猶予時間は、約 1.4 倍となることが分かる。

### (iii) まとめ

ナトリウム冷却大型炉において PLOHS が発生した場合の原子炉冷却材バウンダリ破損までの猶予時間を概算した。完全に除熱が喪失する場合、2.4～2.7 時間程度であるが、崩壊熱除去系 1 系統が生きている場合は 1.5～1.8 倍程度、崩壊熱をノミナル条件とすればさらに 1.4 倍程度、猶予時間を長くできる可能性がある。

なお、本解析では機器・配管の構造物の熱容量、機器・配管からの放散熱は考慮していないが、これらを適切にモデル化すれば、猶予時間のさらなる延長が期待できる。

表 11. 解析条件及び解析結果

CASE	解析条件					解析結果 (原子炉冷却材バウダリ最高温度)			
	起因事象	崩壊熱 (*1)	1次系 (*2)	崩壊熱除去系		ピーク値	650℃ 到達時間	700℃ 到達時間	750℃ 到達時間
1	手動トリップ	最大	FC(15%)	DRACS	PRACS(A)	初期値以下	-	-	-
2	手動トリップ	最大	FC(15%)	23MWt	23MWt	初期値以下	-	-	-
3	手動トリップ	最大	FC(15%)	0MWt	0MWt	上昇継続	約 9000 秒	約 13000 秒	約 17800 秒
4	手動トリップ	最大	FC(15%)	0MWt	0MWt	上昇継続	約 5000 秒	約 6800 秒	約 8600 秒
5	手動トリップ	ノミナル	FC(15%)	0MWt	0MWt	上昇継続	約 5800 秒	約 7800 秒	約 9800 秒
6	外部電源喪失	最大	NC	23MWt	23MWt	初期値以下	-	-	-
7	外部電源喪失	最大	NC	0MWt	23MWt	約 580℃	-	-	-
8	外部電源喪失	最大	NC	0MWt	11.5MWt	約 694℃	約 12600 秒	-	-
9	外部電源喪失	最大	NC	0MWt	11.5MWt	上昇継続	約 6600 秒	約 10400 秒	約 14800 秒
10	外部電源喪失	ノミナル	NC	0MWt	11.5MWt	上昇継続	約 9000 秒	約 14000 秒	約 20600 秒

(\*1) 最大値：ノミナル値の1.1倍

(\*2) FC(15%)：循環ポンプ (回転数 15%) による低速運転状態、NC：自然循環状態

(\*3) 計算上の制約から、CASE9及び10では、PRACS(A)と(B)の除熱量が11.5MWtとなる (合計で系統分：23MWt) ことを想定。

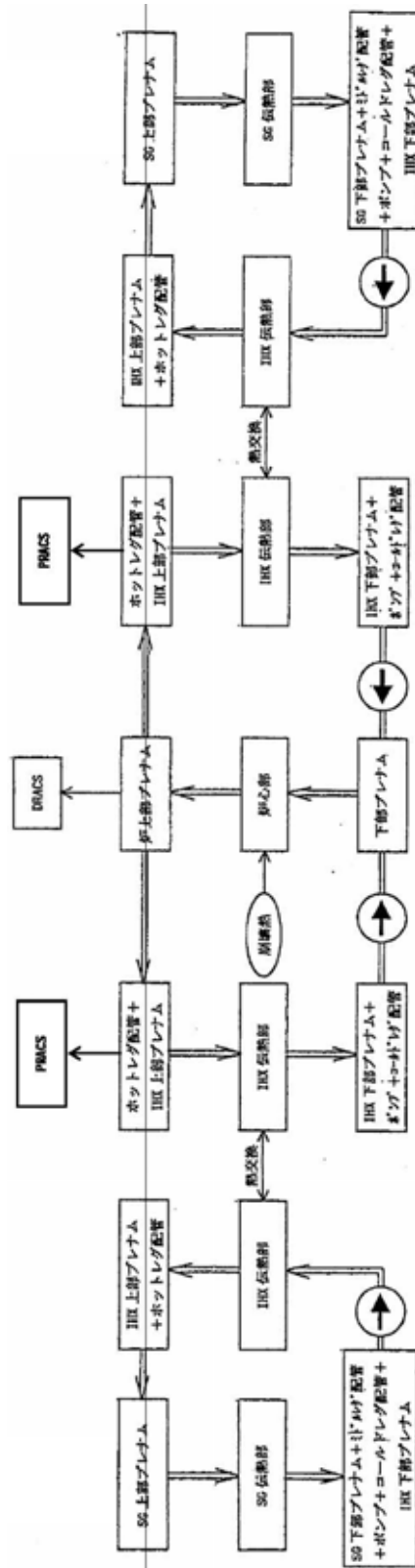


図 13. 解析モデル

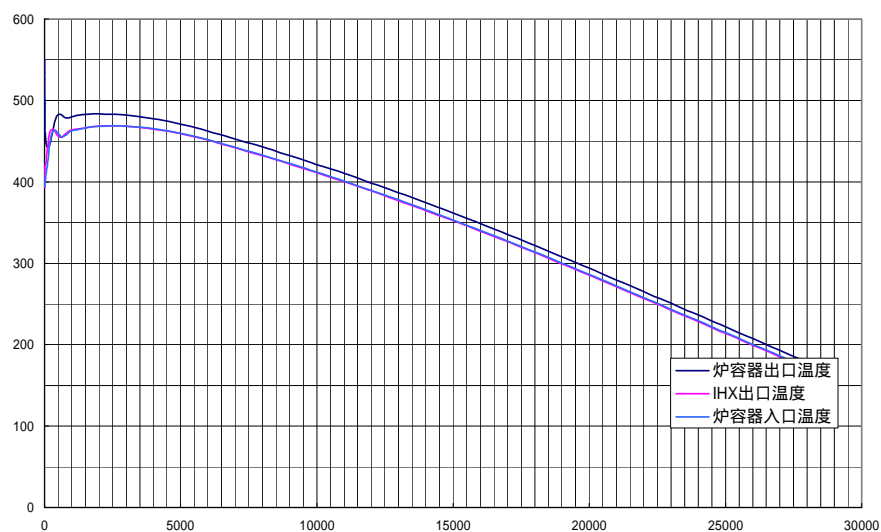


図-14 (1/10) CASE-1 解析結果  
 (手動トリップ、崩壊熱最大、DHR5 除熱量 69MW)

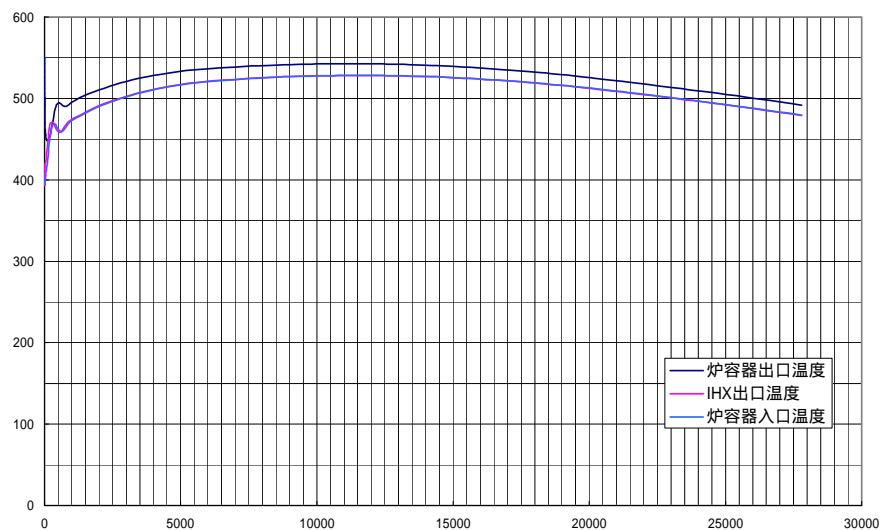


図-14 (2/10) CASE-2 解析結果  
 (手動トリップ、崩壊熱最大、DHR5 除熱量 46MW)



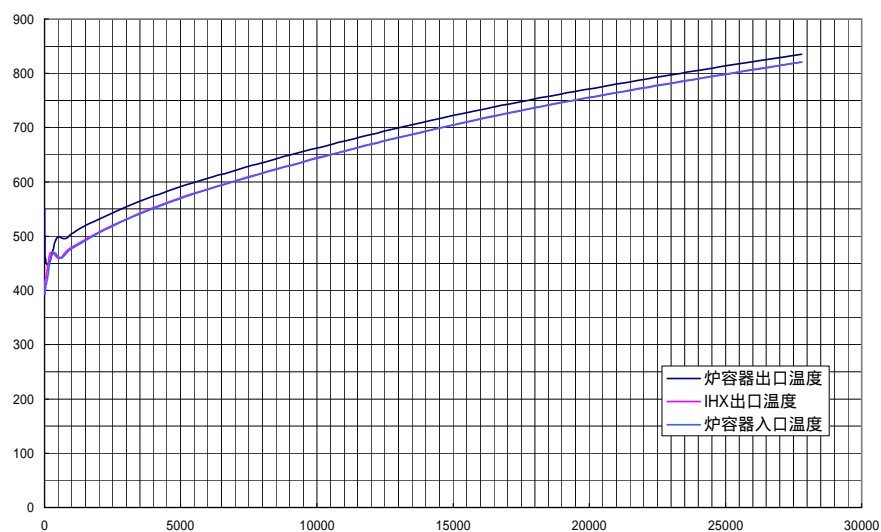


図-14 (3/10) CASE-3 解析結果  
(手動トリップ、崩壊熱最大、DHRs 除熱量 23MW)

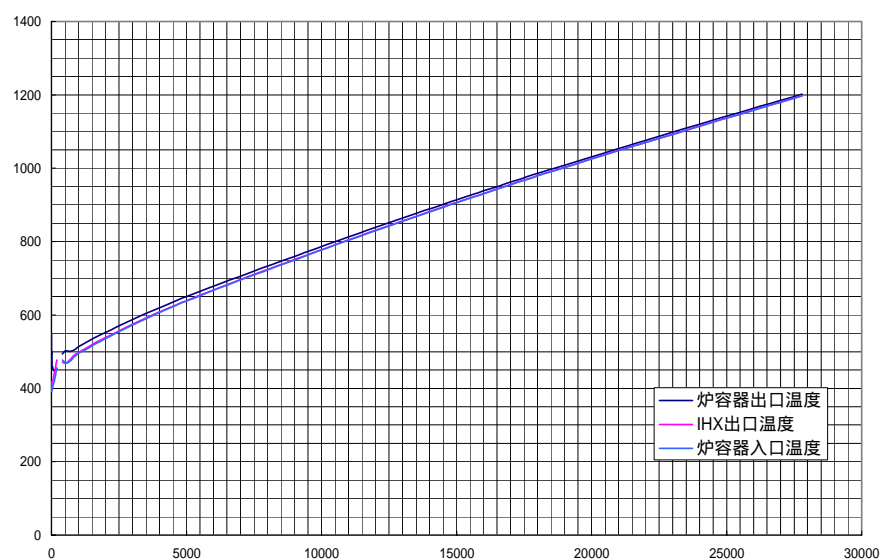


図-14 (4/10) CASE-4 解析結果  
(手動トリップ、崩壊熱最大、DHRs 除熱量 0MW)

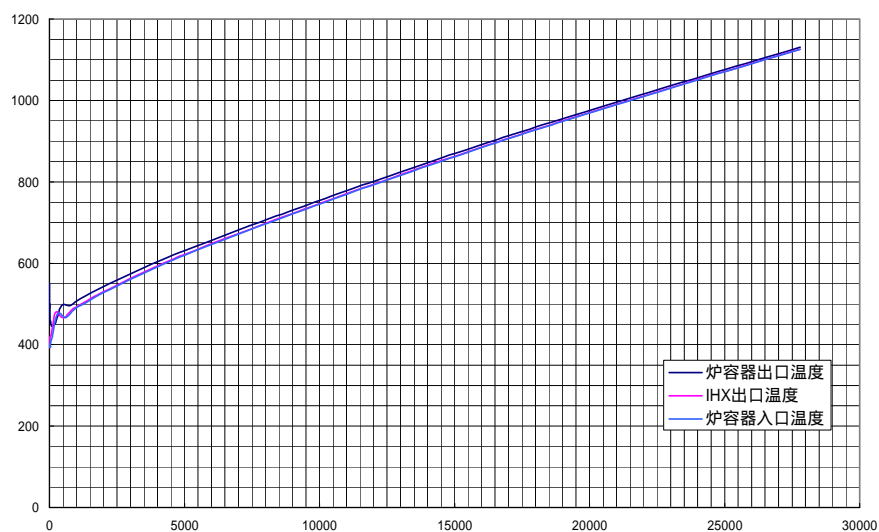


図-14 (5/10) CASE-5 解析結果  
 (手動トリップ、崩壊熱ノミナル、DHRs 除熱量 0MW)

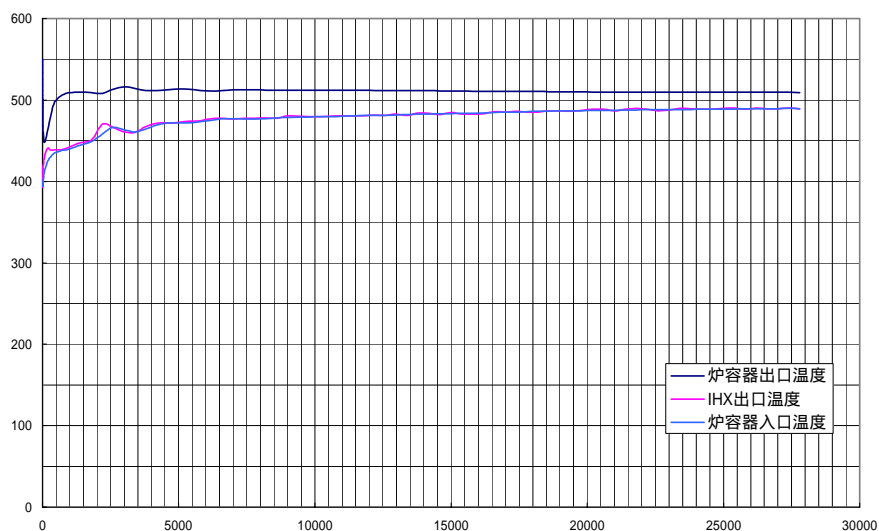


図-14 (6/10) CASE-6 解析結果  
 (外部電源喪失、崩壊熱最大、DHRs 除熱量 69MW)

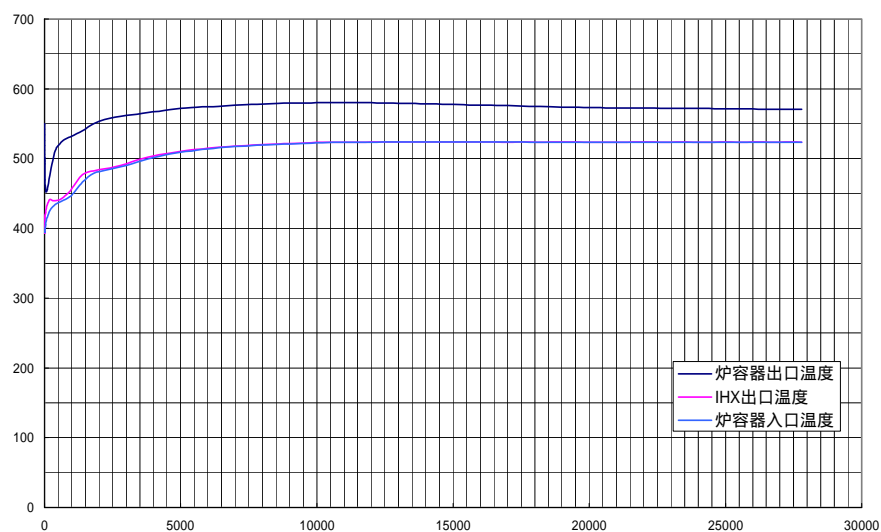


圖-14 (7/10) CASE-7 解析結果  
(外部電源喪失、崩壞熱最大、DHRs 除熱量 46MW)

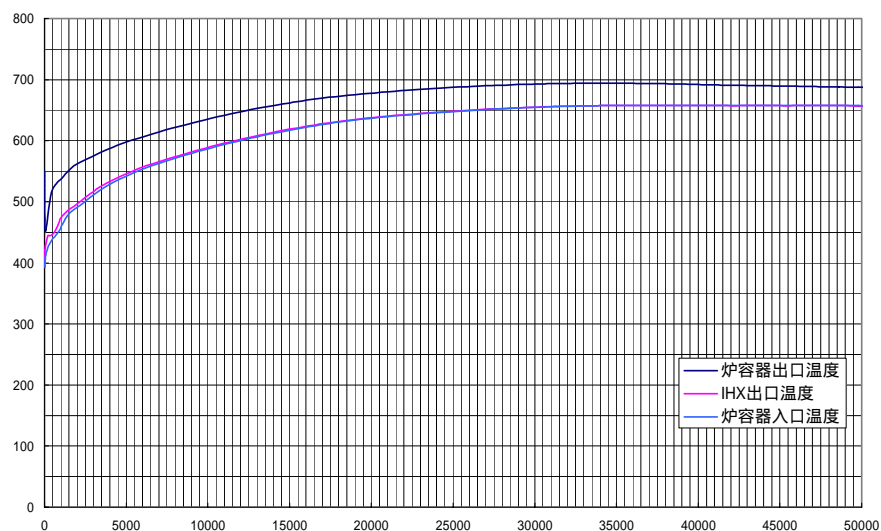


圖-14 (8/10) CASE-8 解析結果  
(外部電源喪失、崩壞熱最大、DHRs 除熱量 34.5)

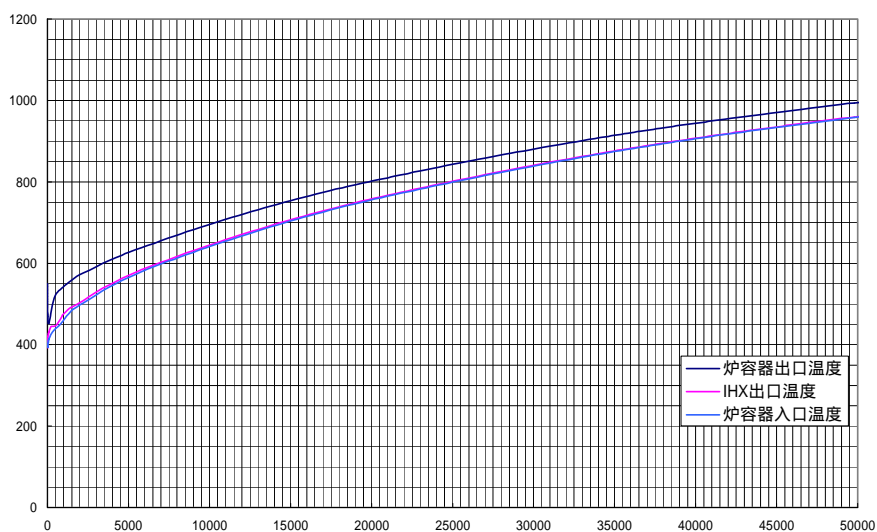


図-14 (9/10) CASE-9 解析結果  
 (外部電源喪失、崩壊熱最大、DHRs 除熱量 23MW)

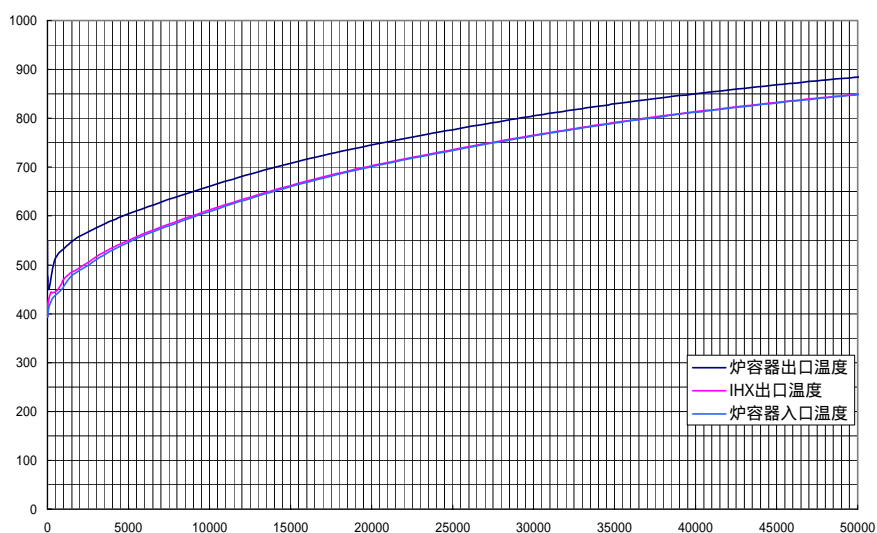


図-14 (10/10) CASE-10 解析結果  
 (外部電源喪失、崩壊熱ノミナル、DHRs 除熱量 23MW)

## ( 5 ) 避難所要時間に関する調査

避難不要概念の検討 ( 2.1.1 ( 2 ) 参照 ) に資するため、避難に要する時間を調査した。

### (i) 日本の原子力施設の防災対策

原子力安全委員会発行の「原子力施設等の防災対策について」( 防災指針 ) [3] によれば、防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲、すなわち EPZ ( Emergency Planning Zone ) を表 12 のように定めている。将来の実用炉は 50MW より大きいことから、EPZ は約 8 ~ 10km となる。

防護対策には、主として、屋内退避、コンクリート建屋屋内退避、避難の措置がとられる。被害状況に応じて、国が地方自治体へ指示し、地方自治体から住民へ勧告を出す手順となっている。例えば、大洗町 [4] では、原子力災害時避難場所として小・中・高校や文化センター等が指定されており、コンクリート建屋屋内退避は比較的、簡便・迅速に実施できる。避難は集合場所に集まってバスに乗って避難所へ移動する方法をとっていることからかなり時間を要すると考えられる。また、実施に伴い混乱を生じる恐れがある。

表 13 に屋内退避および避難に関する指標を示す。外部被ばく実効線量が 50mSv 以上になるとコンクリート建屋屋内退避か避難の指示がなされる。原子力災害発生時には、事業者からの通報、災害対策本部の設置、現地への派遣、情報把握と避難手段の検討、経産大臣の了承を得てから避難開始の順序を経る。通報については、米国の基準 ( 表 14 ) において「警戒態勢」として 100  $\mu$  Sv/h ( 15 分以上継続した場合 ) を定めており、通報はできるだけ速やかになされると考えられるが、保守的に 15 分程度と見積もれる。また、災害対策本部の設置や現地への派遣を考慮すると避難勧告まで最低 1 時間は要すると推測される。ただし、極めて重大な事故が発生した場合には、事業者の判断で国や自治体に緊急避難を要請することが可能であるが、そのような事故は極めて稀であろう。

### (ii) 炉心損傷事故発生時の避難の実例

#### (a) TMI-2 原発事故 [5]

1979 年 3 月 28 日午前 4 時過ぎに給水ポンプのトリップを起因として、加圧器逃し弁故障により一次冷却水喪失事故に至り、炉心溶融事故が発生した。午前 6 時 50 分頃に発電所緊急事態警報が発報し、午前 7 時に電話で関係各所に緊急事態の通報を開始した。午前 8 時に NRC 第一地域事故対応センターが活動を開始し、午前 10 時に NRC 検査チームが現地へ到着した。3 月 30 日午前 8 時半頃、放射性物質の放出が予想されることから、住民が退避する事態に発展した。

州政府は緊急避難計画を策定しており、避難に要する時間を 5 マイル ( 8km ) までの場合

3 時間、10 マイル(16km)および 20 マイル(32km)の場合、それぞれ約 7 時間および 10 時間と見積もっていた(郡では、これらの倍程度の時間を見込んだ模様)。

3 月 30 日午前 9 時頃に NRC は州担当者に避難勧告を命じて、午前 11 時 15 分に州知事は半径 8km 以内の妊婦と未就学児童の避難を勧告した。午後 3 時 45 分に民間防衛組織は半径 16km 以内の 5 つの病院の入院患者 4,000 人のうち 2,400 人を帰宅させ、残り 1,600 人を避難させるという計画を作成した。また、16km 以内の町村の住民には屋外に出ないよう勧告が出された。

実際には、多くの人が発自的に避難してしまった。風下のミドルタウンの住民はほぼ全員(11,000~12,000 人)が避難し、8km 以内では約 50%の人が避難した。16km 以内でもかなり避難し、32km 以内では 10%が避難したと言われている。特別な騒ぎもなかったとされている。

避難所要時間は明確に記されていないが、上記の半径 8km および 16km 以内の住民を対象とした勧告時刻から判断して、半径 16km 以内の住民が避難するには 5 時間以上を要したと思われる。

#### (b) チェルノブイリ原発事故 [6, 7]

1986 年 4 月 26 日午前 1 時過ぎにタービン発電機の慣性運転実験時に定格の 100 倍以上の炉出力が印加され、燃料溶融事故が発生した。蒸気爆発および水素爆発により、原子炉構造物および原子炉建屋が破壊し、放射性物質が外部へ放出した。ただちにキエフ州全域の消防隊に緊急出動を要請する警報を発した。午前 3 時頃には、ウクライナ共和国内務省幹部は現地に到着し、サイトから 15km 程度離れたプリピャチ市警察署に現地連絡本部を設置した。夕刻には政府委員会のメンバーがプリピャチ市に到着し、現地連絡本部では住民避難計画の検討が開始された。プリピャチ市では、風向きの変化のため放射性雲が市を覆い、次第に汚染が進行した。4 月 26 日夜、放射線レベルが上昇し始め、やがてソ連における無条件で避難することが必要なレベル(家の中において、対策を全く行わなかった場合に全身 75 レム以上被曝する放射線レベル)に達した。

4 月 27 日午後 1 時 50 分に避難誘導員が各集合住宅に配置され、午後 2 時に大型バス約 1,100 台を用いて約 4 万 5 千人が避難を開始した。なお、避難警報はラジオを通じてその直前に発せられており、住民は最小限の荷物を携行して避難準備していた。午後 4 時にはプリピャチ市住民の避難は完了し、避難所要時間は 2 時間程度であった。このほか、30 km 圏内から事故後数日間に約 9 万人の住民が避難した。

#### (iii) 避難所要時間推定に関する研究

##### (a) Kim ら [8]

Uljin 原子力発電の EPZ 内の住民の避難時間を推定するため、地形・環境・社会的な特徴を反映した交通解析を行った。その結果、EPZ から退避するには 225～315 分を要した。夜間では昼間より 30 分多くかかり、悪天候では最大 1 時間多くかかると見込まれる。交通事故が起こると、通常より 1 時間以上遅れると予想される。

(b) Urbanik [9]

避難勧告を受けてから、退避準備に要する時間は最大 45 分と見積もられる。自動車での避難は人口・交通環境・天候にかなり依存する（避難所要時間は記述されていない）。避難したかどうかの確認には 1 時間程度はかかると予想される。

(c) Lindell and Prater [10]

1 世帯が避難に要する時間は、勧告を受けてから準備して、主要な避難経路への集合場所まで移動し、その避難経路へのアクセスを待機してから、その避難経路を通して移動することの合計で表される。避難開始までの時間は図 15 のように評価され、住民 80%が避難開始までに要する時間は 4 時間前後である。

(iv) 避難所要時間の推定

PLOHS のようなゆっくりとした事象進展では、災害対策本部ができて十分に議論してから避難勧告を出すと思われる。このような状況では、事象発生から早くとも 1 時間程度はかかるであろう。勧告が出てからも、全住民が高い意識をもっている、屋内退避ではなく避難ということになれば、かなり多くの荷物をもって避難するはずであるから相当の時間を要すると思われる。Lindell and Prater の評価結果 [10] を用いれば、住民の 8 割が避難を開始するまでに 4 時間程度を見込むことが妥当であろう。その後の避難時間は人口のほか避難経路の交通・気象条件などに依存するが、10km 程度を自家用車で移動するならば 1 時間あれば十分であると思われるが、大洗町のように一旦避難所に集合してからバスで移動する場合はさらに 1 時間程度を要すると思われる。住民の避難完了の確認などの行政の対応までを含めれば約 1 時間は余分に見ておく必要がある。唯一の実例である TMI-2 事故およびチェルノブイリ事故における避難所要時間は、それぞれ 5 時間以上および 2 時間程度であった。後者では、集合住宅から移動であったため早期に終了したと考えられ、前者の方が参考になると思われる。以上から、かなりシナリオや想定条件に依存するものの、典型的な条件として、悪天候でない平日の昼間に主として自家用車を利用して秩序よく避難することを想定すると、EPZ（約 8～10km）からの避難所要時間は 6 時間±3 時間と見積もる。

表 12. 各原子力施設の種類ごとの EPZ のめやす [3]

施設の種類		EPZのめやすの 距離（半径）
原子力発電所、研究開発段階にある原子炉施設及び50MWより 大きい試験研究の用に供する原子炉施設		約8～10km
核燃料再処理施設		約5km
試験研究の用に 供する原子炉施設 (50MW以下)	熱出力 $\leq 1\text{kW}$	約50m
	$1\text{kW} < \text{熱出力} \leq 100\text{kW}$	約100m
	$100\text{kW} < \text{熱出力} \leq 10\text{MW}$	約500m
	$10\text{MW} < \text{熱出力} \leq 50\text{MW}$	約1500m
	特殊な施設条件等を有する施設	個別に決定(※1)
加工施設及び臨 界量以上の核燃 料物質を使用す る使用施設	核燃料物質（質量管理、形状管理、幾何学的 安全配置等による厳格な臨界防止策が講 じられている状態で、静的に貯蔵されてい るものを除く。）を臨界量（※2）以上使 用する施設であって、以下のいずれかの状 況に該当するもの ・不定形状（溶液状、粉末状、気体状）、 不定性状（物理的・化学的）で取り 扱う施設 ・濃縮度5%以上のウランを取り扱う施設 ・プルトニウムを取り扱う施設	約500m
	それ以外の施設	約50m
廃棄施設		約50m

※1：特殊な施設条件等を有する施設及びそのEPZのめやすの距離

日本原子力研究所JRR-4 約1000m

日本原子力研究所HTTR 約200m

日本原子力研究所FCA 約150m

東芝NCA 約100m

※2：臨界量は、水反射体付き均一 $\text{UO}_2\text{F}_2$ 又は $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ 水溶液の最小推定臨界下限値から導出された量を用いる。

ウラン（濃縮度5%以上）  $700\text{g}^{-235}\text{U}$

ウラン（濃縮度5%未満）  $1200\text{g}^{-235}\text{U}$

プルトニウム  $450\text{g}^{-239}\text{Pu}$

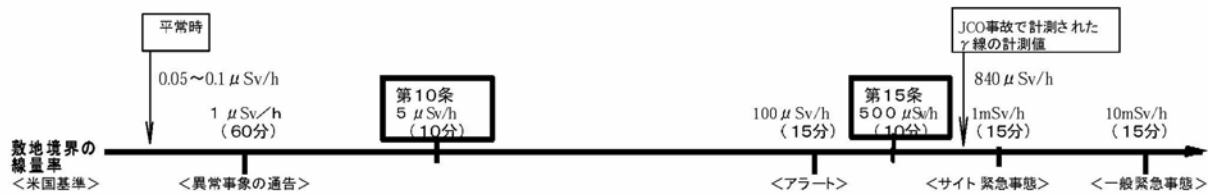


表 13. 屋内退避および避難等に関する指標 [3]

予測線量 (単位: mSv)		防 護 対 策 の 内 容
外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる等価線量 ・放射性ヨウ素による小児甲状腺の等価線量 ・ウランによる骨表面又は肺の等価線量 ・プルトニウムによる骨表面又は肺の等価線量	
10～50	100～500	住民は、自宅等の屋内へ退避すること。 その際、窓等を閉め気密性に配慮すること。 ただし、施設から直接放出される中性子線又はガンマ線の放出に対しては、指示があれば、コンクリート建家に退避するか、又は避難すること。
50以上	500以上	住民は、指示に従いコンクリート建家の屋内に退避するか、又は避難すること。

- 注) 1. 予測線量は、災害対策本部等において算定され、これに基づく周辺住民等の防護対策措置についての指示等が行われる。
2. 予測線量は、放射性物質又は放射線の放出期間中、屋外に居続け、なんらの措置も講じなければ受けると予測される線量である。
3. 外部被ばくによる実効線量、放射性ヨウ素による小児甲状腺の等価線量、ウランによる骨表面又は肺の等価線量、プルトニウムによる骨表面又は肺の等価線量が同一レベルにないときは、これらのうちいずれか高いレベルに応じた防護対策をとるものとする。

表 14. 線量率基準について [3]



(注)

異常事象の通告: ○今後の操作員のミス、設備の故障によってはもっと深刻な事態となりうるか、あるいは現時点では明らかではないが、もっと深刻な事態となりうる兆候を示す小さな事象(プラントの安全水準の低下の可能性がある場合)  
○事業者は、NRC、州等へ連絡

アラート: ○今後の操作員のミス、設備の故障によってはもっと深刻な事態となりうるか、あるいは現時点では明らかではないが、もっと深刻な事態となりうる兆候を示す小さな事象(プラントの安全水準を大幅に低下)  
○事業者は所内体制を敷き、所内モニタリング準備、NRC、州等は緊急時待機状態に入る。

サイト緊急事象: ○有意な放射性物質の放出が発生しつつあるか予測される  
○緊急時活動が本格化し、所外モニタリングやNRC、州も加わった対応策の協議が開始。

一般緊急事象: ○炉心の損傷や溶融が現実には生じているかあるいは差し迫っている場合  
○避難等の活動展開

2. 敷地境界付近の線量当量率の変動

- (1) 降雨時: ~0.2 μGy/h
- (2) 常時: 100 μGy/h以上(瞬間値)
- (3) 輸送容器通過: ~20 μGy/h(数分程度)
- (4) その他(同投与者(レントゲン車)の通過、施設内RT検査 等): ~100 μGy/h(瞬間値)

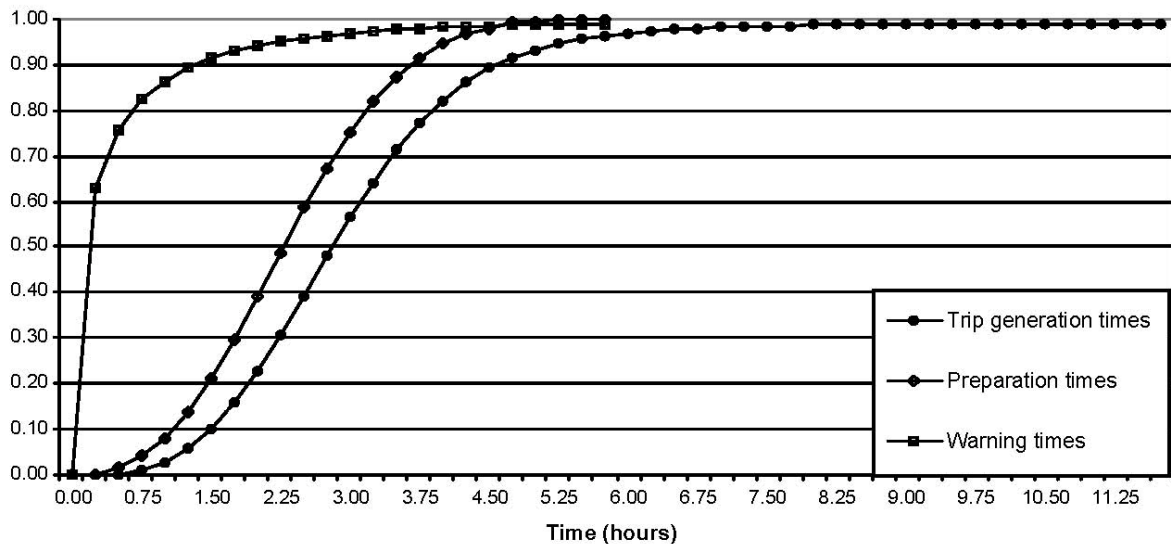


図 15. 1 世帯当たりの移動開始時刻の分布 [10]

## ( 6 ) MOX 燃料炉心の炉心損傷評価

### (i) 改良内部ダクト概念の有効性評価

改良内部ダクト型燃料集合体 ( Short-FAIDUS 型集合体 ) を使用した炉心について、炉心損傷事故時の炉心内の溶融燃料挙動評価を実施し、燃料の排出促進効果を評価した。これにより Short-FAIDUS 集合体炉心概念の再臨界回避に対する有効性を確認するとともに、課題を整理した。

#### (a) 対象とする事象

ULOF ( 流量喪失時のスクラム失敗事象 ) で、起因過程 ( 冷却材沸騰、燃料溶融破損の段階 ) での過出力状態が機械的エネルギーの放出を伴うことなく終了した時点から、遷移過程 ( 燃料の溶融が拡大してゆく段階 ) の解析を実施した。

起因過程の解析結果は、SAS4A コードによるものを用いた。

#### (b) 評価対象炉心

大型 Na 炉を対象に、2次元多相多流体解析コード SIMMER - III [11] を使用して、全炉心解析および集合体解析を行い、溶融燃料の挙動を評価した。評価対象炉心としては、SAS4A コードによる解析結果を使用する便宜を考慮し、「平成 13 年度実用化大型炉心」を選定した。この炉心は ABLE 集合体で構成されているため、Short-FAIDUS 型集合体分の変更を行った炉心を設定して SIMMER - III コードによる解析を実施した。SIMMER - III コードにより Short-FAIDUS 型集合体を使用した大型 Na 炉心の再臨界回避特性を調べるという本評価の目的には十分なものである。

#### (c) 評価手順

SIMMER - III コードによる全炉心解析と集合体解析を実施した。全炉心解析では、SAS4A コードによる起因過程解析の結果を引き継いだ解析を実施し、Short-FAIDUS 炉心解析のリファレンスとなる解析結果を得た。集合体解析は、全炉心解析の初期条件設定と、燃料流出挙動の詳細な分析に用いた。

#### (d) 結 果

SIMMER-III コードを用いて、集合体体系の解析と全炉心体系の解析をそれぞれの特長を活かして実施した。燃料流出の多くは燃料溶融後早期に生じており、炉心内で大規模溶融燃料プールが形成される前に燃料を流出させ、炉心を未臨界状態に移行させる結果を得た。

以下の理由で、Short-FAIDUS 炉心による再臨界回避シナリオの構築の見通しが得られたと判断する。

## 1) 集合体体系の解析より得られた知見

Short-FAIDUS における燃料流出機構が把握できた。

溶融燃料からの熱負荷により燃料排出ダクトが破損（注 1）

溶融し、可動化した燃料は、ナトリウム蒸気圧と FP ガス圧を駆動力として数秒のうちに炉心上方へ流出する。（注 2）

ダクト直上部の上部遮へい体を削除し、集合体ハンドリングヘッド部を含めて流出経路を確保しておくことによって燃料流出が促進される。（注 3）

## 2) 全炉心体系の解析より得られた知見

集合体体系と同様の機構により燃料が流出し、大きな未臨界度の状態（約-20\$）へ移行する挙動が示された。（注 4）

可動性の高い溶融燃料は大部分が流出し、炉心内に残留している燃料は殆どが固体状であるため、炉心内での燃料の動きは緩慢であり未臨界状態が維持されている。（注 5）

主要な課題としては以下が挙げられる。

EAGLE 試験データによる再臨界回避の原理確認と SIMMER-III コードの解析モデルの検証（注 6）

評価対象炉心が Short-FAIDUS を付加した仮想的なものであることを含めた SIMMER-III コードの解析条件の吟味（注 7）

以上を反映した Short-FAIDUS 有効性の定量評価（注 7）

炉心に残留する燃料の挙動の評価と冷却のシナリオ構築のための試験データ取得（注 8）

(注1) 引継ぎ後速やかにダクト破損が生じた。

表 15. Short-FAIDUS 全炉心解析における内部 / 外部ダクト破損時刻

SIMMER-III リング番号 ピン束リング/ダクトリング	内部ダクト 溶融開始時刻(s)	集合体壁 溶融開始時刻(s)
2/3	0.2	破損なし(左リング CRGT)
4/5	0.2	0.586
7/8	0.2	3.5 (左リング CRGT)
9/10	0.2	0.3
12/13	0.1	2.6(左リング CRGT)
14/15	0.3	0.7
16/17	0.2	1.7
19/20	1.5	3.8(左リング CRGT)
21/22	0.5	3.9
23/24	4.2	5.0(左リング CRGT)
26/27	5.3	破損なし(左リング CRGT のため)
28/29	破損なし	破損なし(左リング CRGT のため)

(注2) 流出の駆動力

ダクト破損前には FP ガスと Na 蒸気の両方が存在。ダクト破損後に Na 蒸気圧が発生する。本年度解析した Short-FAIDUS、FAIDUS の解析結果から、発生圧力と炉心からの流出割合をプロット、相関は大きくない。

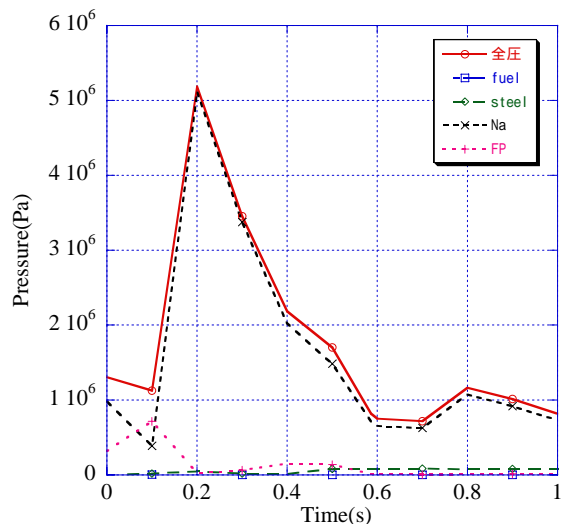


図 16. 圧力の内訳(全炉心解析(i=4))

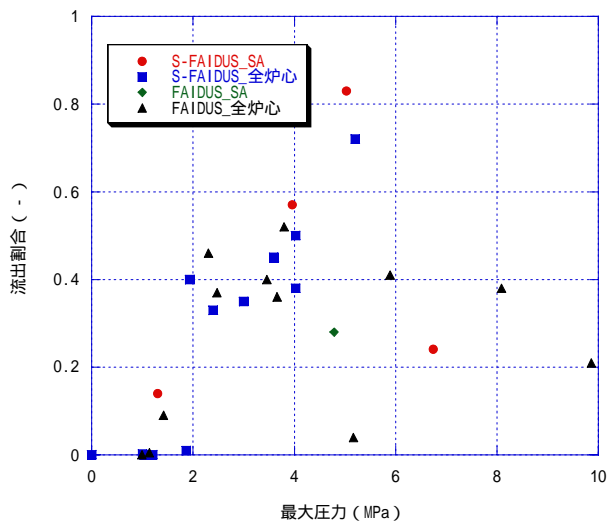


図 17. 最大圧力と流出割合

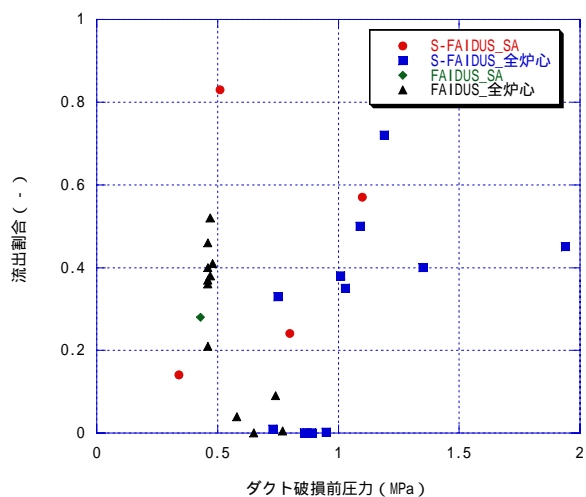


図 18. 破損前圧力と流出割合

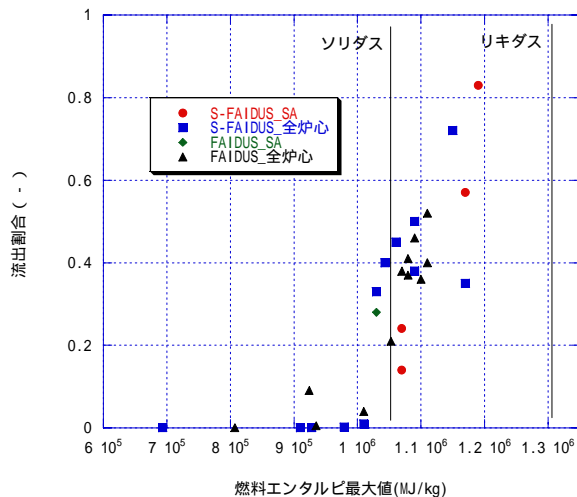


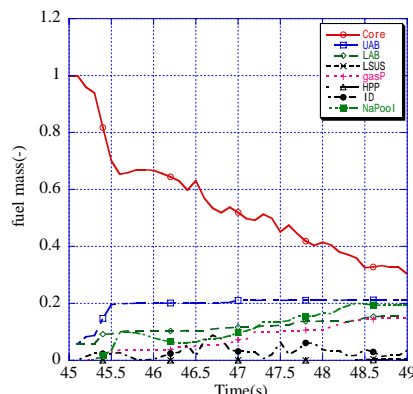
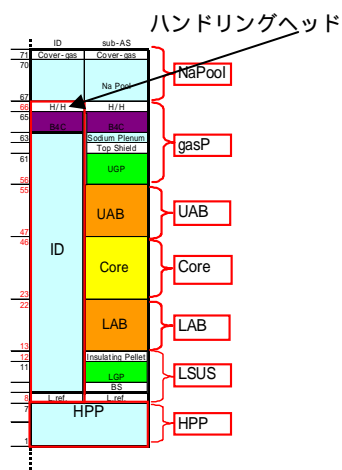
図 19. 燃料エンタルピーと流出割合

破損前圧力と流出割合に Short-FAIDUS の場合には多少の相関が見られる。破損前の圧力差が駆動力になっている。燃料エンタルピー(炉心平均)と流出割合の関係は顕著。ソリダス以上で流出する。

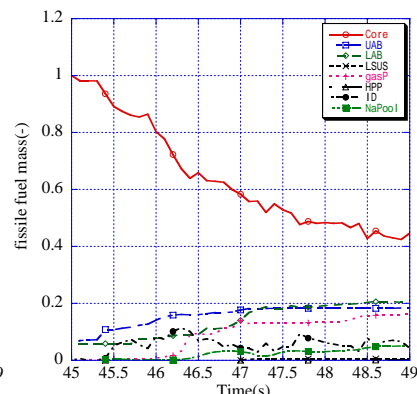
(注3) ダクト直上部の上部遮へい体削除、ハンドリングヘッド部の流路確保の影響

上部遮へい体が存在する条件では燃料の集合体外への流出は困難

ハンドリングヘッドなし(スチールの体積率をゼロとしたケース)でわずかに流出増加。SA 上部まで流出する量には大きな違い。(あり/なし = 5% / 20%)



ハンドリングヘッドあり



ハンドリングヘッドなし

(燃料分布、SA 解析、平均 ch.) (燃料分布、SA 解析、平均 ch.)

図 20. 燃料流出挙動へのハンドリングヘッド有無の影響

(注4) 出力履歴 -20\$程度のマイナスの反応度で推移

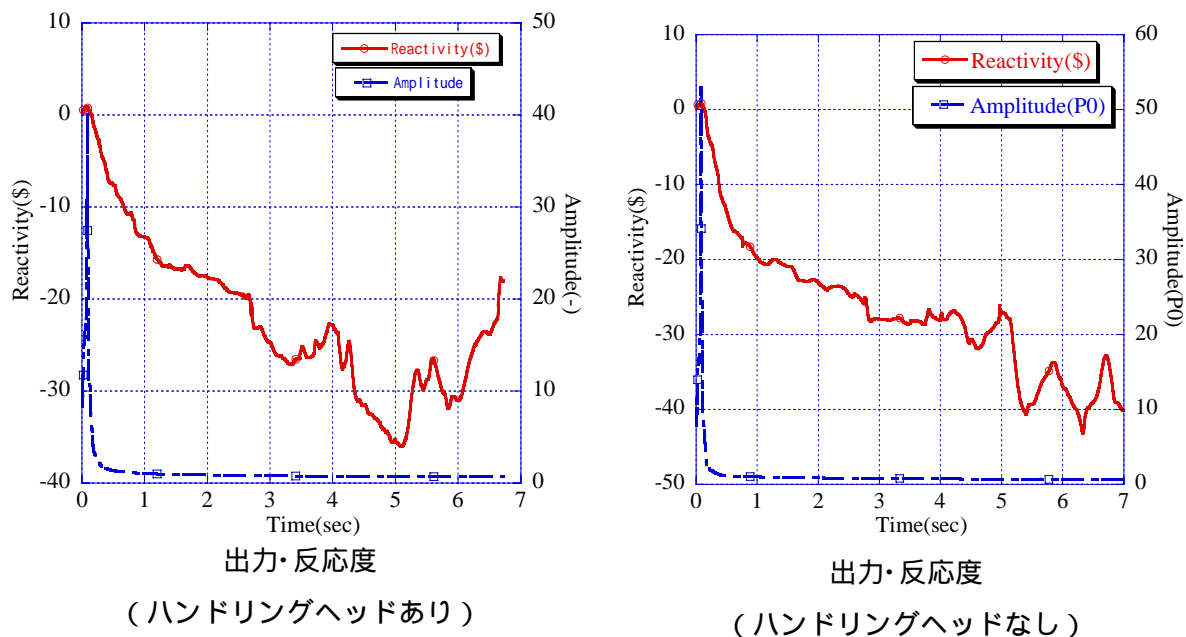


図 21. 全炉心解析での出力反応度変化

(注5) 液体燃料は炉心に残留しない。下図(炉心内燃料の内訳)参照。

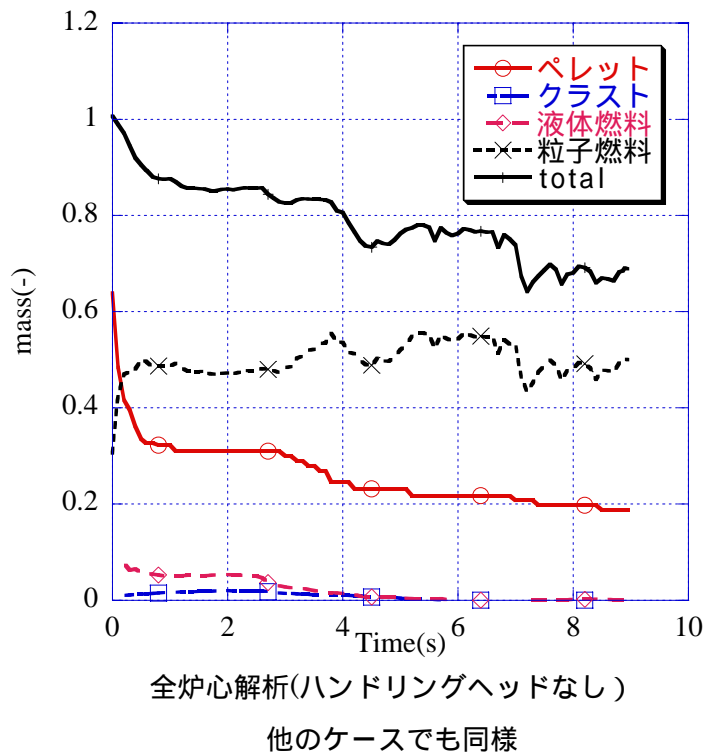


図 22. 炉心残留燃料の成分比変化

(注 6) EAGLE 試験データによる再臨界回避の原理確認と SIMMER-III コードの解析モデルの検証。 今後の EAGLE 試験で以下が必要である。

FAIDUS、Short-FAIDUS とともに、その重要な特性である「溶融燃料の全量が流出」を試験により示すことが、原理確認の重要な目標となる。

これまでも一部データが得られている、ダクト壁破損条件、ナトリウム壁破損時の発生圧力などのデータの蓄積。特にダクト壁破損条件は課題が多い。

ダクト内でジャミング閉塞せず流出するとのこれまでの試験結果の補強。(SIMMER-III の解析条件としても用いられている。)

これまで EAGLE 試験でデータの得られていない流出先での圧力発生と流出挙動への影響、ナトリウム中での固化、微粒化現象のデータ取得。

(注 7) 評価対象炉心が Short-FAIDUS を付加した仮想的なものであることを含めた SIMMER-III コードの解析条件の吟味。以上を反映した Short-FAIDUS 有効性の定量評価

炉心設計は相当に変わっている。今年度設計した Short-FAIDUS 炉心は高内部転換型炉心。炉心高さ 1m。

レファランスの炉心を設定して SAS4A から一通りの評価をやる必要がある。

(注 8) 残留した燃料の挙動

残留した燃料の挙動については不確かさが大きい解析もできるようになってきた。

一方で、遷移過程からの引継ぎ段階での炉出力レベルが燃料の移動に大きな影響を与える。SIMMER-III の 10 秒程度までの解析結果によれば遅発中性子先行核の影響で 1 P0 程度の出力が残っている。

崩壊熱レベルに出力が低下するまでの炉出力変化の過程の評価が必要となっている。

SIMMER-III で 100 秒程度計算

その他の方法で出力履歴を推定



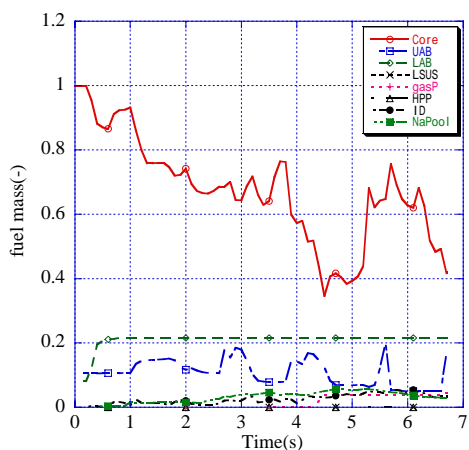
( FAIDUS と Short - FAIDUS の流出メカニズムの違い )

駆動力として重力が使えるかどうか、FAIDUS と Short - FAIDUS のほぼ唯一の違いと言える。全炉心解析では、集合体上部にまで流出した燃料の割合は、解析した時間の範囲では数%で、炉心からの流出量 ( 20% ) の多くが集合体内に止まっている。

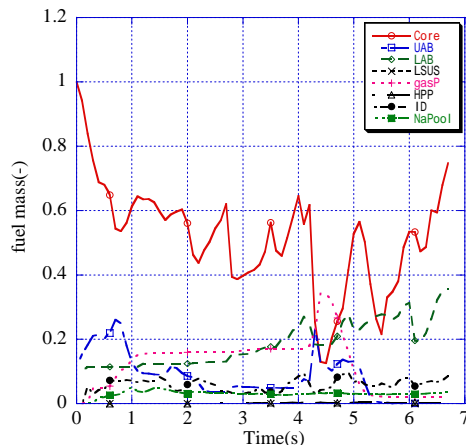
最終的に SA から流出する段階で重力が助けになるかどうかは重要かもしれない。

一方で Short-FAIDUS のダクトが FAIDUS に比べて狭いことから流速が大きくなり、慣性の面では有利に働く。

Na 蒸気圧の駆動力により SA の上部まで流出することを示す原理確認の試験を実施することが望ましい。



燃料分布  
( 全炉心 Ch59 相当 )



燃料分布  
( 全炉心 Ch27 相当 )

図 23. 全炉心解析での燃料流出挙動

## (ii) 遷移過程解析における多次元効果の検討

前節の Short-FAIDUS 炉心概念は炉心損傷事故の早い段階で集合体規模で内部ダクトを通じた溶融燃料排出による再臨界回避を狙っている。ここでは、たとえ炉心崩壊が径方向に拡大しても、燃料流出経路として有望な制御棒案内管 (CRGT: Control Rod Guide Tube) を通じての溶融燃料排出による再臨界回避の可能性を検討する。ここでの検討は、新型炉心概念のみならず従来の炉心概念にも共通に適用できる研究である。

これまでの遷移過程評価では、解析コード SIMMER-III が二次元であるが故に、周方向運動を模擬できず炉心中心への燃料集中を生じやすく、また CRGT の存在を模擬することができないため、保守的な評価を余儀なくされてきた。最近、三次元解析コード SIMMER-IV [12] が開発されたことで、これらの保守性を合理的に低減した評価が可能になってきた。ここでは、遷移過程における多次元効果の検討の手始めとして、SIMMER-IV を実機の遷移過程解析に適用して、従来の二次元解析と比較することによって CRGT の効果を分析する。

### (a) 解析体系および条件

解析は計算時間の短い小型炉心を対象とし、過去に解析経験のある高速増殖原型炉の平衡炉心燃焼末期をベースにした。事故対象は短時間で炉心崩壊が進む代表的な起因事象である一次冷却材流量減少時炉停止失敗事象 (ULOF: Unprotected Loss Of Flow) である。解析に当たっては、既実施の SAS4A コードによる起因過程の最確シナリオ評価結果 [13, 14] を遷移過程解析の初期条件とし、起因過程終状態からの物質分布の物理量を整合させ事象進展の連続性を保つ。SAS4A 解析による最確シナリオ評価では、出力ピークは  $0.93\$, 26P_0$  で、起因過程解析終了時では、炉心平均燃料温度は約 2700K で、炉心内ボイド率は 97% で炉心から冷却材はほとんど排除されている。なお、SAS4A 解析は出力流量比分布と燃焼度分布を考慮して複数の集合体を代表させて計算資源の最適化を図るが、この評価では炉心燃料を 32 チャンネル、径ブランケットを 1 チャンネルに代表させて合計 33 チャンネルの解析体系を用いた。

図 24 および 25 に SIMMER-III を用いた R-Z 二次元解析体系および SIMMER-IV を用いた X-Y-Z 三次元解析体系をそれぞれ示す。図中の左側には SAS4A 解析の集合体毎のチャンネル分布を示している。図 24 に示すように、二次元解析では各チャンネルをリング状に配置しなくてはならず、周方向の運動を模擬できない。一方、三次元解析体系は 1 集合体毎および 1 CRGT 毎に計算メッシュを割り当てられ、現実的な評価を可能にさせる。通常、解析上は 1 集合体 2 メッシュを用いて実機体系 (1 集合体に隣接する集合体数は 6 本) を模擬するが、計算資源の効率化から、図 25 に示すように 1 集合体 1 メッシュで全炉心をモデル化した。また、軸方向については炉心部に 12 メッシュのみで、炉上部構造やカバーガス空間並びに炉心下部の入口プレナムなどは無視し、簡略化した解析体系を用いて計算効率を向上させた。

## (b) 解析結果

得られた反応度履歴および出力履歴を図 26 に示す。起因過程引継ぎ直後に小さな出力ピークが見られるが、これは未破損燃料集合体における被覆管溶融移動と先行破損燃料集合体における溶融燃料の一次元的な重力落下によって生じる。この反応度印加により、未破損集合体の燃料が溶融・破損し FP ガスによって分散すると同時に、重力コンパクションで落下した溶融燃料が液体スチールと熱交換することによる生成されたスチール蒸気圧によって溶融燃料が分散することにより、反応度は低下する。

図 27 に炉心内燃料質量履歴を示す。初期の小さな反応度投入によって溶融燃料は炉心外へ分散し、炉心内燃料質量が減少している。SIMMER-III ケースの方が SIMMER-IV ケースより減少量が多いのは初期の出力ピークが高いことによる。1 秒までの反応度の低下挙動は炉心内燃料質量履歴と一致することが分かる。

その後、SIMMER-III ケースでは、反応度が上昇しているのは炉心中心部へ凝集しているからであり、2.8 秒付近から複数回の反応度の低下挙動が見られるのはスチール蒸気圧および FP ガスによる燃料が分散するためである。2 秒を過ぎてから定格以上の出力が維持されることによって燃料が溶融し可動性を増し、炉心内側へ燃料が凝集することにより約 3.9 秒で即発臨界を超過した。他方、SIMMER-IV ケースでは、1.3~2.1 秒で 19 本の CRGT が次々と非同時に破損し、FCI によって燃料を CRGT を通じて炉心外へ分散させることによって反応度が徐々に低下する。また、燃料を冷却することによって燃料プールは可動化することなく燃料凝集による反応度上昇も見られない。

図 28 には炉心平均温度と積分出力を比較する。初期の出力上昇後、出力の低下に伴い、燃料はラッパ管などのスチール成分に熱除去され、燃料温度は低下していく。0.5 秒を過ぎて SIMMER-IV ケースの燃料温度が SIMMER-III ケースより高いのは、燃料分散が不十分で高い出力で推移しており、結果として積分出力が高いためである。2 秒を過ぎて、SIMMER-III ケースでは燃料温度が上昇するのに対し、SIMMER-IV ケースでは上昇挙動は見られない。これは CRGT を適切に考慮することによって燃料が冷却されるためである。

図 29 に SIMMER-IV ケースの炉心内平均圧力を示すが、FP ガスは約 2 秒で放出されるが、CRGT が破損後にナトリウム蒸気圧が燃料分散の駆動圧となっていることが分かる。

図 30 および図 31 に各解析ケースの炉心内燃料成分分布をそれぞれ示す。CRGT 破損後の 2 秒を過ぎてから両ケースに顕著な違いが見られる。CRGT のない SIMMER-III ケースでは液体燃料量が増加しているのに対し、CRGT の存在を考慮した SIMMER-IV ケースでは CRGT によって冷却され液体燃料は形成されない。SIMMER-III ケースでは、3 秒以降に 10% 程度の燃料が溶融したことにより流動性を増し炉心中心方向へ凝集したことによって再臨界を生じた。それに対して、SIMMER-IV ケースは SIMMER-III ケースと同様に炉心残留燃料

量は多く再臨界ポテンシャルは高いにも拘らず、燃料プールの流動性を低下させることによって遷移過程の 10 秒程度の短時間では再臨界を発生しなかった。以上から、このような比較的低エネルギーの燃料プールに対して、CRGT による冷却効果はスロッシングによって生じられる再臨界発生可能性を低減させる見通しがあることを明らかにした。

本解析では両ケース共に炉心外への燃料流出量は少量で十分な反応度低下に至らなかったが、反応度印加ポテンシャルの観点で重要なので各解析ケースの燃料の炉心外流出分布を整理した。それを図 32 および 33 に示す。双方とも、初期の出力上昇後の燃料分散によって 1~2%程度の燃料が主として上方の軸ブランケット領域へ流出した。図 33 を見ると、低エネルギー燃料プールでは、1~2 秒の CRGT 破損開始後に数秒を経てから CRGT 下部へ燃料流出しており、CRGT が燃料流出経路として重要な役割を果たしていることが分かる。

### (c) まとめ

初めて実機の三次元解析を実施し、これまでの二次元解析の制約で考慮できなかった CRGT の存在を適切に取り扱うことによって、低エネルギー燃料プールにおいては CRGT の冷却効果がスロッシング駆動再臨界発生を低減させる可能性があることを示した。今回の解析は SIMMER-IV の初めての実機適用であり、今後も解析モデルの高度化および解析パラメータの調整が必要である。特に、CRGT 破損挙動に関しては実施中の EAGLE 試験の知見を活用していく必要がある。

なお、本三次元解析は 2 ヶ月程度を要しており、計算資源上の大きな制約があり、パラメータ解析を十分に実施できない。今後、解析コードの並列化を進め計算効率を上げることが必要である。

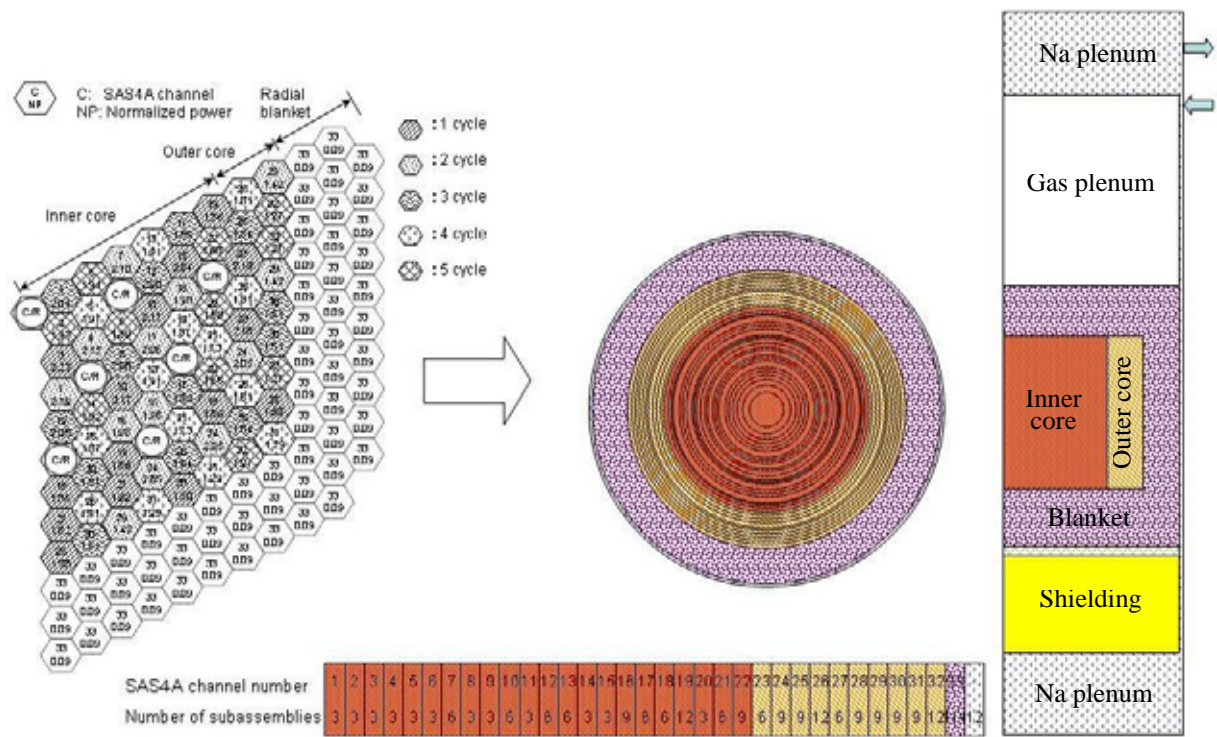


図 24. SIMMER-III による二次元解析体系

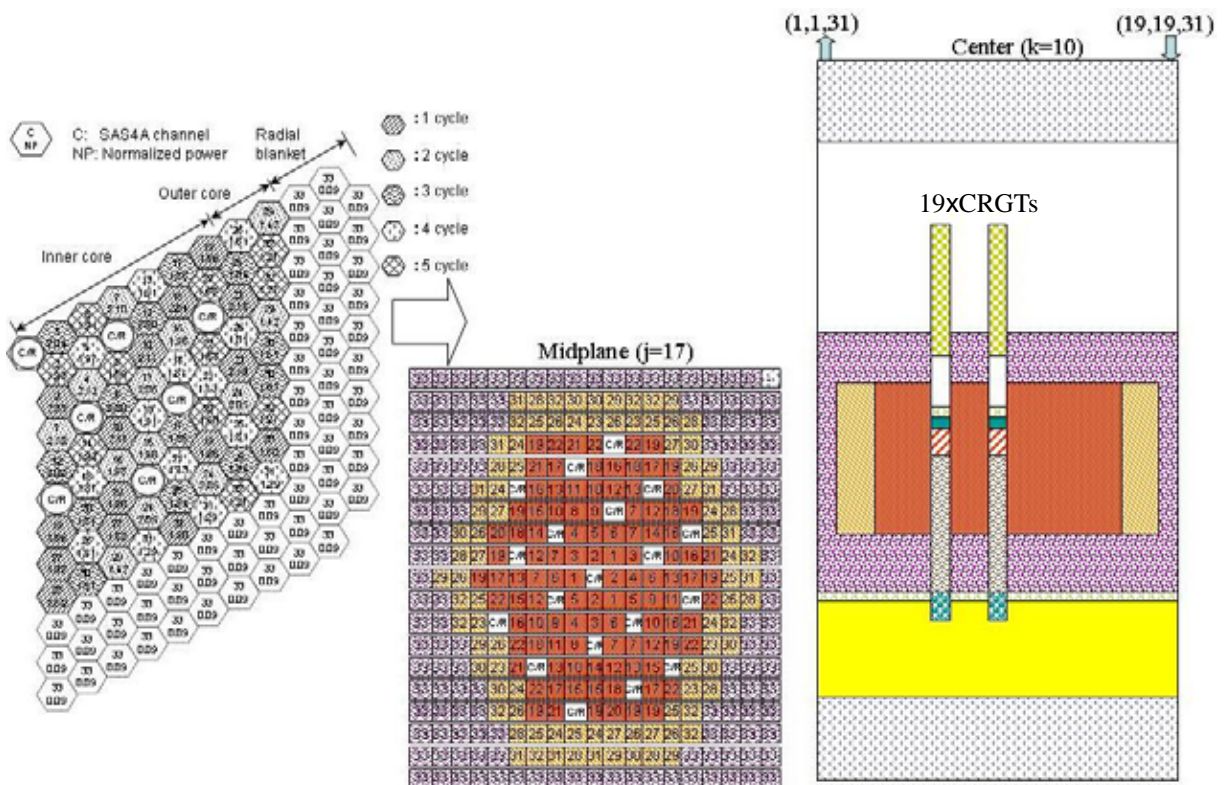


図 25. SIMMER-IV による三次元解析体系

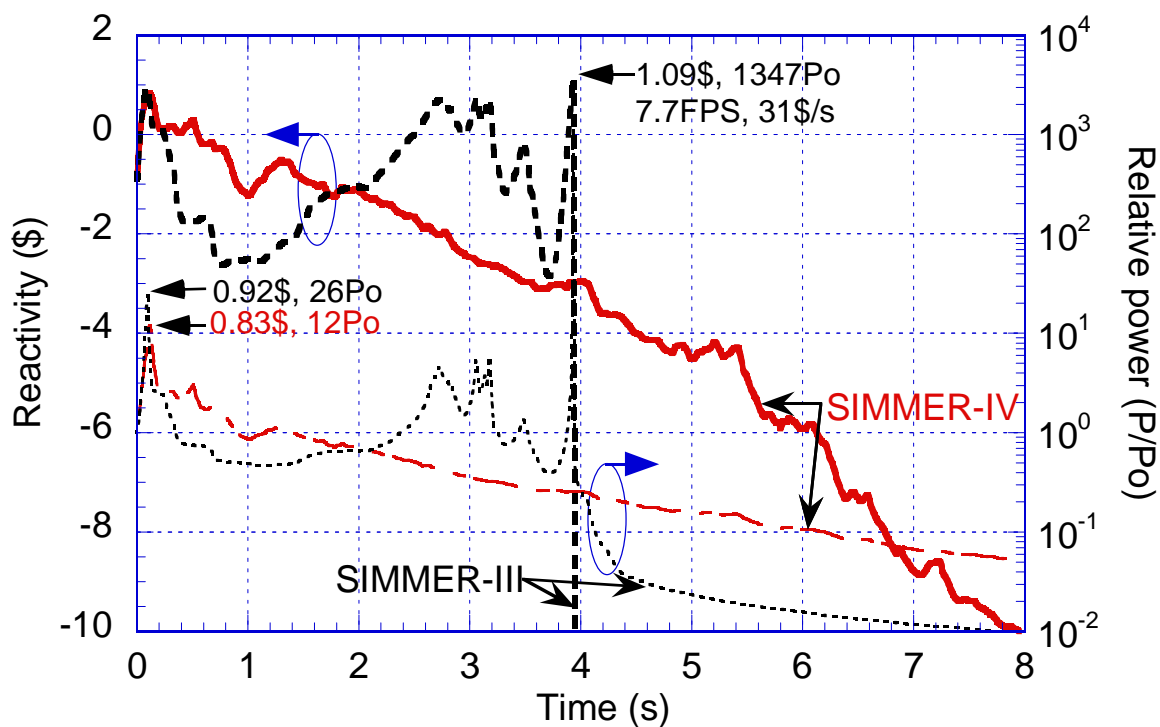


図 26. 反応度と相対出力の比較

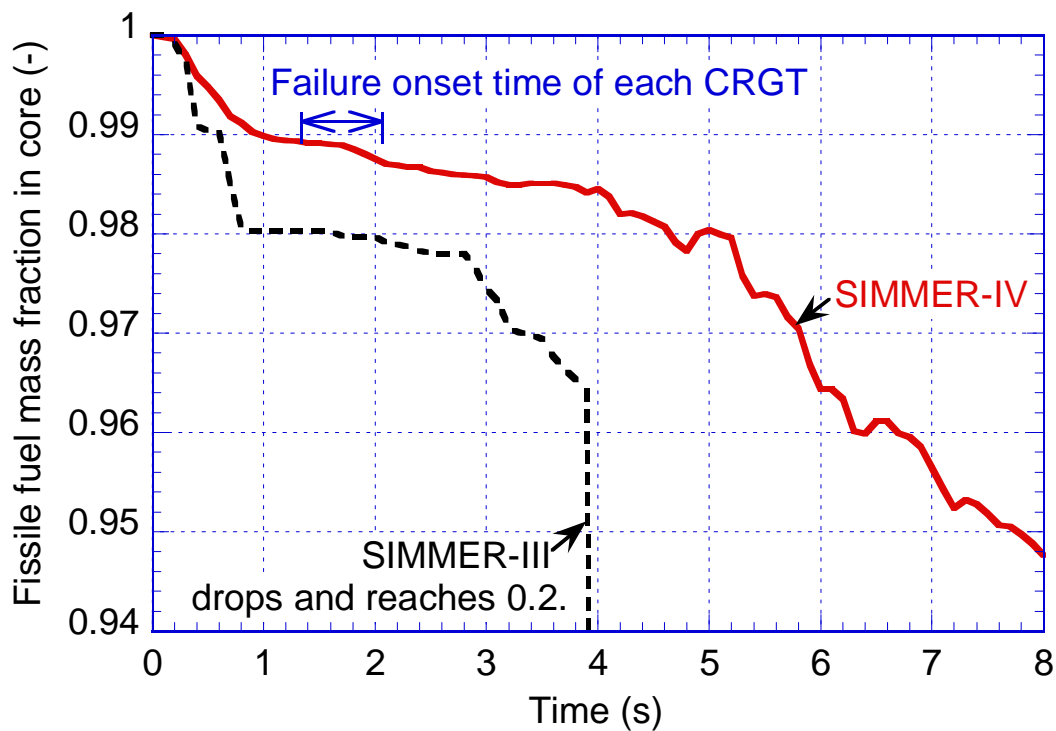


図 27. 炉心内燃料質量の比較

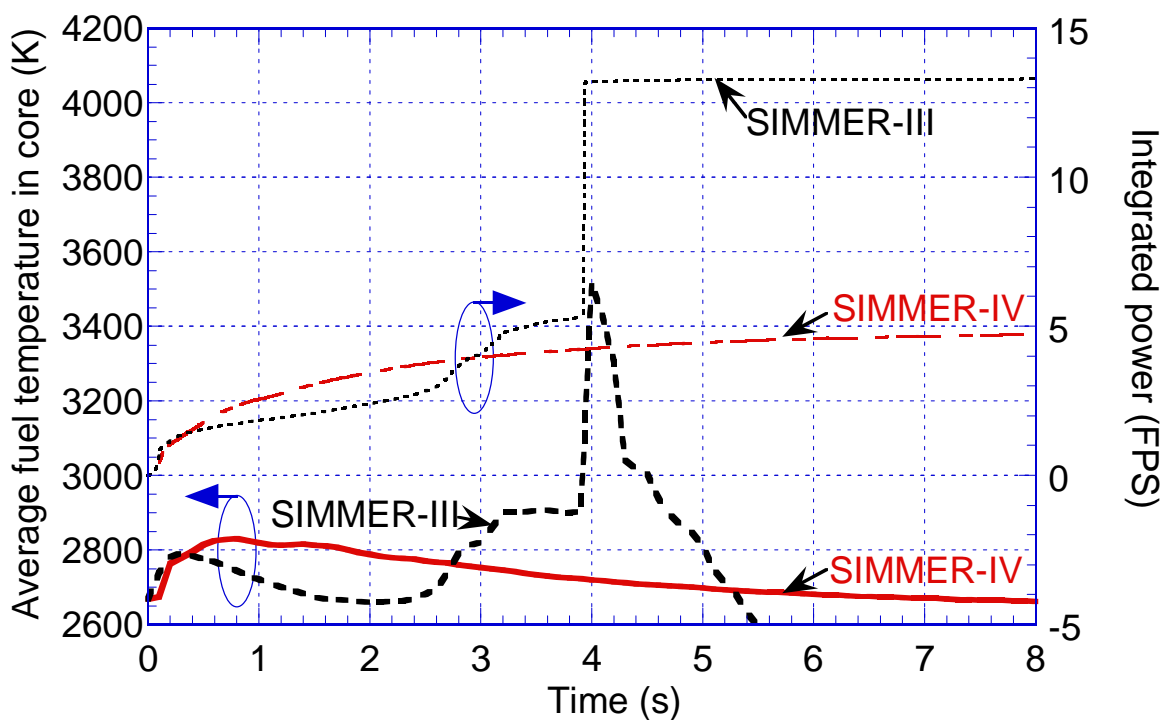


図 28. 炉心平均燃料温度と積分出力の比較

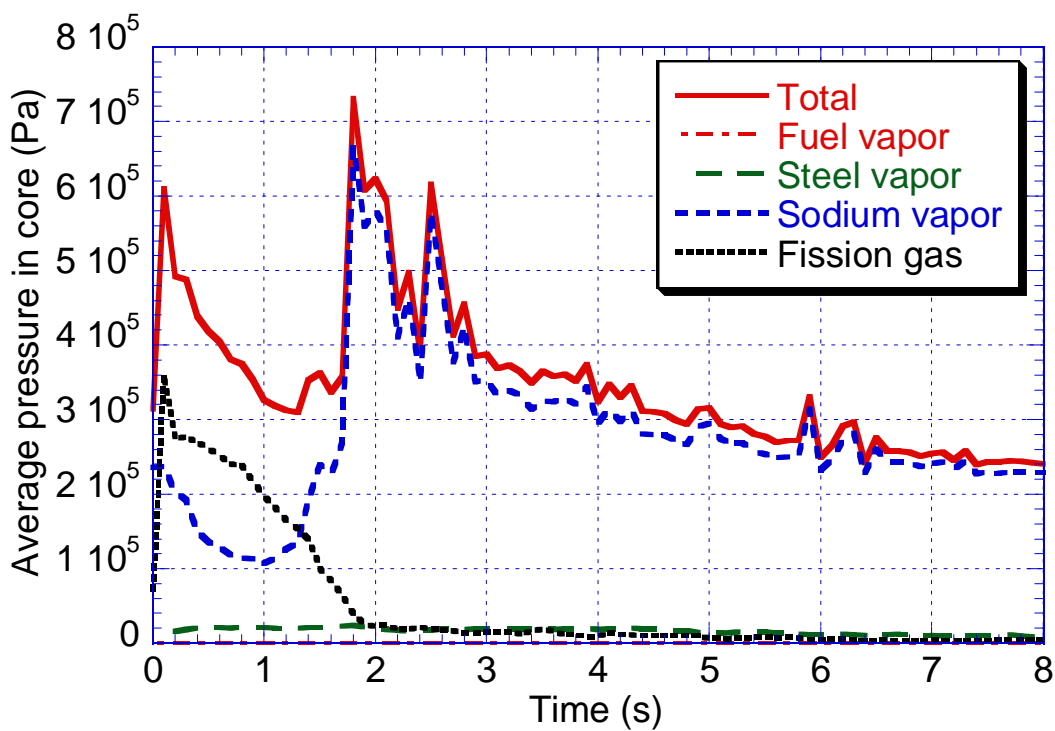


図 29. 炉心内平均圧力 (SIMMER-IV)

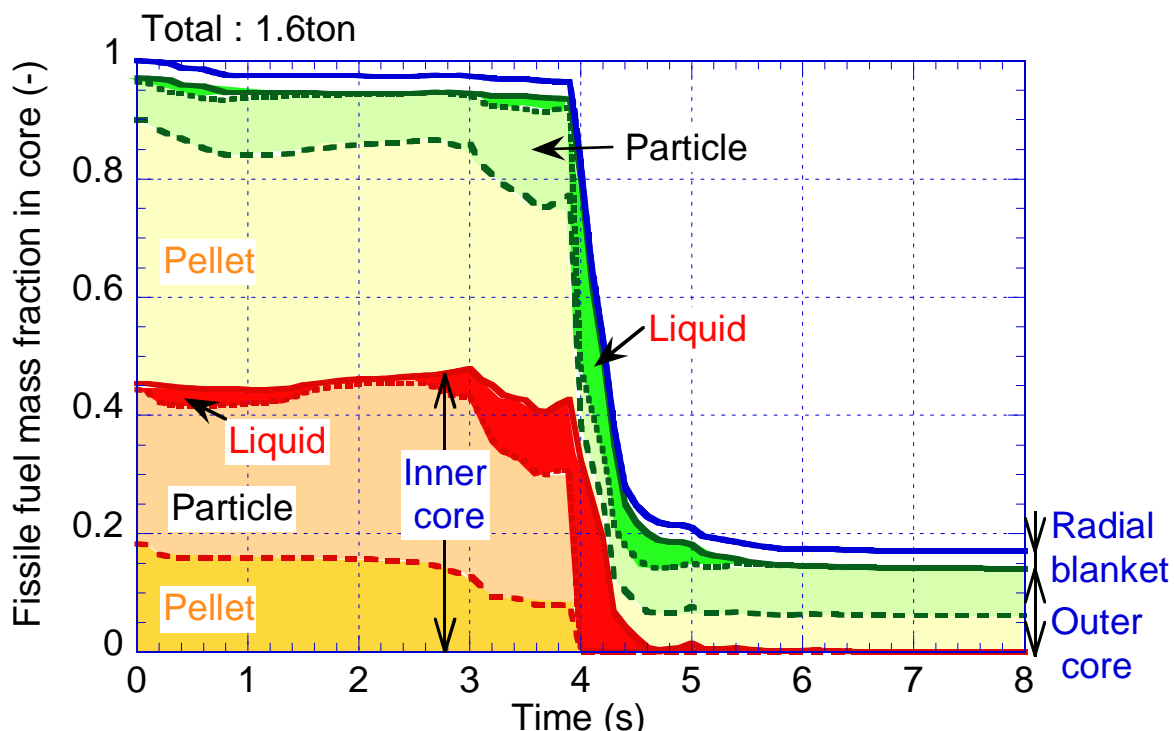


图 30. 炉心内燃料成分分布 (SIMMER-III)

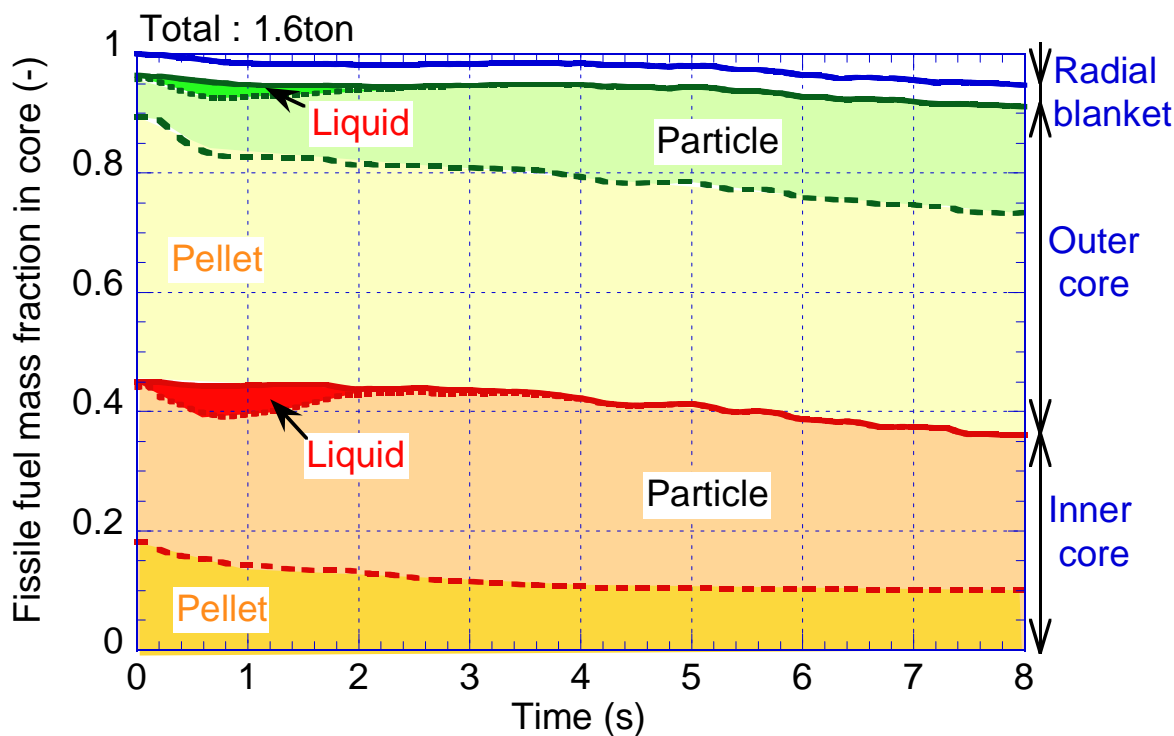


图 31. 炉心内燃料成分分布 (SIMMER-IV)



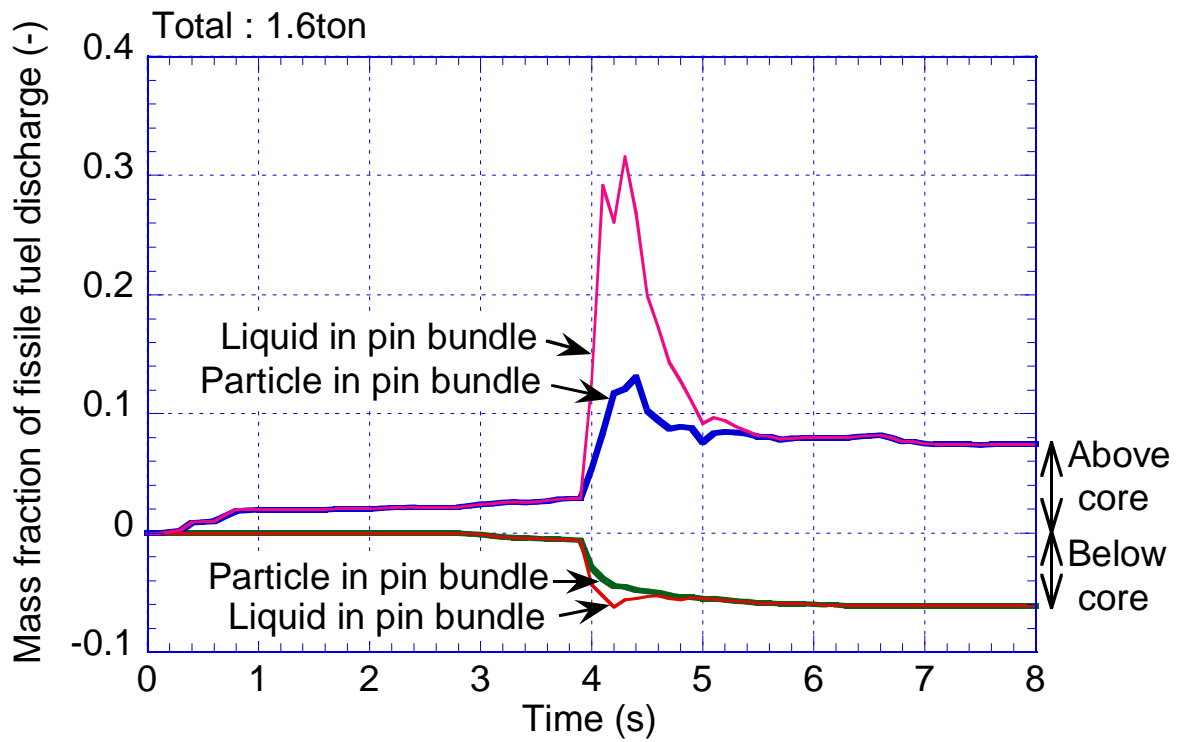


図 32. 燃料の炉心外流出分布 (SIMMER-III)

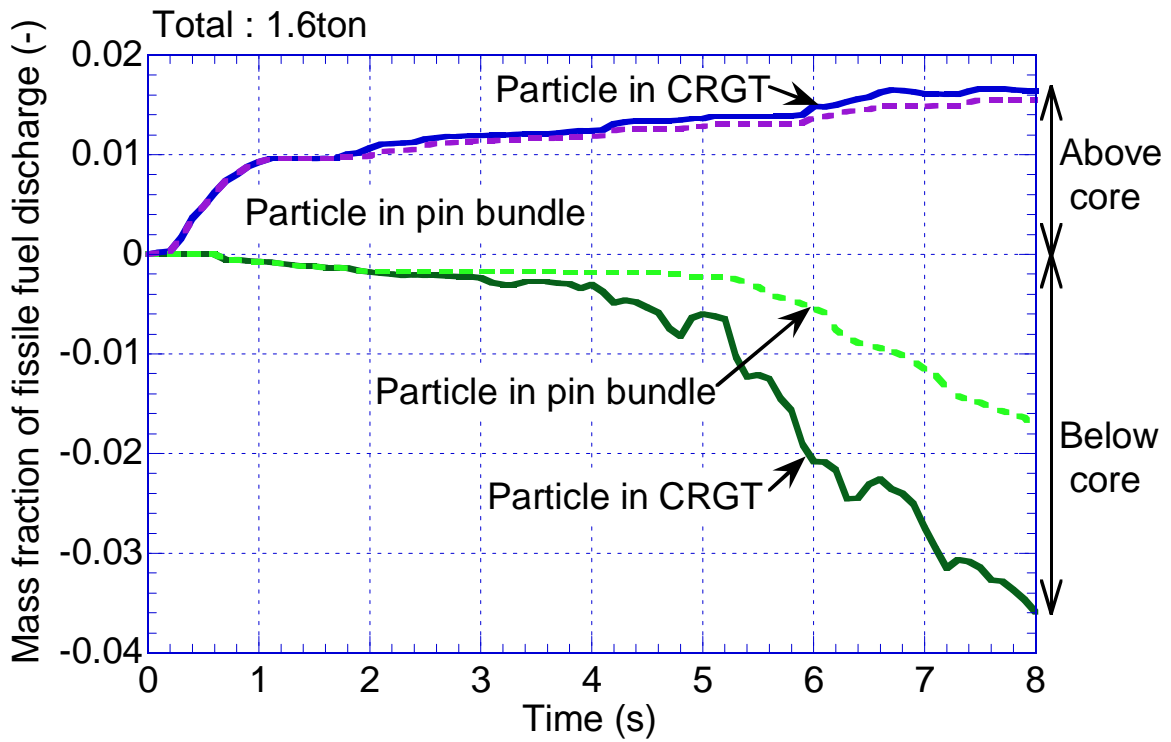


図 33. 燃料の炉心外流出分布 (SIMMER-IV)

## ( 7 ) 金属燃料小型炉の炉心損傷対策に関する検討

金属燃料ナトリウム冷却小型炉の CDA 評価に関する現状知見と再臨界を回避するための検討の方向性、炉心設計の要求事項についてまとめる。

ここで検討対象としているのは、実用化戦略調査研究における出力 120MWt、炉心寿命 30 年とした概念である。

### (i) ボイド反応度制限について

- ・ 従来大型炉を想定してボイド反応度制限を 8 ドルとしている。これは、金属燃料炉心では冷却材沸騰と燃料溶融、被覆管破損のタイミングが近接しており、正のボイド反応度が燃料分散反応度により即発臨界に至る前に打ち消されるためである。
- ・ ULOF 起因過程において即発臨界を回避できるか否かは、特にボイド反応度が 8 ドルに近い場合、ドップラー反応度等の他の炉心仕様に依存すると考えられる。
- ・ これまでに、電中研によって CANIS コードを用いた ULOF 起因過程解析が実施されている。評価対象とした炉心は大型炉と中型炉(表 16、図 34)である。大型炉は電中研設計による従来型の炉心であり、中型炉は炉心出口温度高温化をねらって径方向ピーキングの低減を図った概念である。共にボイド反応度は 8 ドル程度であるが、中型炉では、特に、ピーキングの低減を図った結果、集合体間の出力 / 流量比分布が狭く、冷却材沸騰の同時性が高いことが特徴であり、このことが結果を厳しくする方向に作用する。
- ・ これらの炉心においては、被覆管破損温度を 1200 と想定した場合(保守側の想定、最確値は 1000 ~ 1100 程度と考えられる) 燃料破損開始時点で投入されるボイド反応度は、1.5 ドル以下であり、ドップラー反応度としては、絶対値が 0.5 ドル以上投入される。冷却材沸騰と燃料破損タイミングが近接しており、負の燃料分散反応度が効果的に作用するため、最大正味反応度は 1 ドルに到達することなく出力低下する。  
燃料破損以前の反応度抑制効果としてのドップラー反応度の重要性は明らかであり、許容可能なボイド反応度はドップラー係数に依存するであろう。しかし、電中研の CANIS コードによる大型炉のサーベイによれば、パラメータとしてボイド反応度を最大 12 ドルまで考慮しても、即発臨界に至ることなくマイルドな出力バーストにとどまる傾向が示されている。この結果より、ボイド反応度は 8 ドル以下を保ち、ドップラー係数が小さくなった場合にも、直ちに厳しい結果となるわけではないことを示している。
- ・ JNC 提案の小型炉のドップラー係数は、大型、中型炉の半分程度であり、燃料集合体数が少なく沸騰の同時性が高いことを考慮すれば、ボイド反応度が 8 ドルの場合、より厳しい結果になることが予想される。但し、実際の設計では、ボイド反応度は 4 ドル程度にまで抑制されており、即発臨界が回避できる可能性は十分にある(表 16、図 35)。
- ・ 検討対象としている小型炉には次のような特徴があり、これらが評価結果に影響を与える

可能性があるため今後評価が必要である(表 16)。

- 燃料ピンが太い。 燃料破損と分散挙動に影響を与える可能性がある。
- 比出力密度が低い。 被覆管破損前の燃料の溶融進展範囲がせまくなり、被覆管破損が遅れる可能性がある。また、冷却材沸騰開始時点のドップラー反応度と燃料軸方向膨張反応度投入量が減少する。ただし、冷却材沸騰開始の同時性を緩和する方向にも作用する可能性もある。

## (ii) 炉心高さの制限について

### (a) 起因過程

- ・ ULOF 起因過程評価の上では、金属燃料炉心の場合、溶融燃料との共晶反応による被覆管減肉によって、軸方向の上端付近 ( $z/H=0.8$  前後) で燃料破損すると考えられている。燃料分散時に下方へ移動する燃料は、一瞬であるが反応度が正となる中心領域を通過する。そのため、炉心高さが高くと、その通過時間が延長されるため、負の効果の利きが幾分か遅れると予想される。しかし、全体の推移にはあまり影響がないと考えられる。(MOX 燃料炉心では、先行的に破損する燃料の破損位置は軸方向中心に近く、炉心高さを高くすると燃料分散反応度が効きにくくなる傾向がある)

### (b) 遷移過程

- ・ 遷移過程での再臨界回避達成の上では、炉心高さを高くすることはより再臨界となりやすくなり望ましくない。
- ・ MOX 燃料と同様、保守的に無限平板体系を想定した臨界性評価を行うと、Pu フィッサイル富化度 10%程度では、スチールが体積割合で 30%混入した状態での臨界厚さは約 30cm である。炉心高さ 85cm の大型炉の設計例では、スチール 30%混入した状態でコンパクションさせた場合の炉心高さは 36cm なので、17%程度の燃料が流出すれば再臨界回避可能性がある。炉心高さ 97cm の H16 年度小型炉では、コンパクション高さは 62cm であり、未臨界とするためには 23%の燃料排出が必要である。(図 36)
- ・ しかしながら、金属燃料では、MOX 燃料と異なり、被覆管(ないしはスチール)を溶融物中に取り込むためには、まず液相形成があり、その後、スチールの融点以上になった場合に混合溶融物となる。これまでの CANIS の計算では、早期に破損したチャンネルで一時的にスチール融点(約 1400 )を超えているだけで、後から破損する燃料では、スチール融点を超えていないことも予想される。臨界性評価では、スチールが混入することは燃料の希釈効果があり、再臨界体積を大きくする。そのため、上記の金属燃料のスチール混入のし難さを考慮して、保守的条件としてスチール混入なしでの臨界厚さも評価している。大型炉では、85cm 高さの炉心がコンパクションすると約 51cm となる。電中研による評価 [15] では、未臨界(実効増倍係数目安として 0.98)とするには、図 37 に示すように約 40%の排出が必要となり、なおさら炉心高さが高いことは燃料流出にとって好

ましくない。なお、コンパクション時の燃料密度は、被覆管内でのスウェリング時の値である 0.75TD を用いている。FP ガスが混入する場合、密度は大幅に低減する（FP ガスだけの単独での放出は起きにくい）と考えられるが、現段階では保守的な密度を想定している。

- ・ 現在金属燃料炉心で再臨界回避方策として考えられているのは、下部軸ブランケットを 5cm 程度に短尺化し、下方への燃料流出をねらった概念である。被覆管の破損口から冷却材チャンネル中を上下方向に燃料が分散するが、上方向には比較的長いガスプレナムが設けられるため、これを貫通して流出させることは難しいであろうということから下方への流出に期待している。燃料破損口は軸方向上端付近なので、燃料が下方へ流出するためには、未破損のフィッサイル部分を通す必要がある。このため、炉心高さが高いほど、燃料流出にとって不利になる。また、金属燃料は、熱容量が小さく、熱伝導が良いため、固まりやすい。炉心より下の領域は低温に保たれていることを考えると、インベントリの半分もの燃料が炉心下部へ排出されることは考えにくい。なお、上方へ分散した燃料はガスプレナム部で固化閉塞することになるので、起因過程末期で一時的に炉心を未臨界とすることへの寄与は大きい。その後の遷移過程での溶融落下は現状では否定できない。
- ・ 溶融した金属燃料の挙動についての知見が十分でなく、現在は予備的な試算の段階である。
  - 電中研の CANIS による起因過程解析の結果では、大型炉では約 18%（エントランスノズルより下方に約 13.5%、ハンドリングヘッドよりも上方に約 4.5%）、中型炉では約 40% 程度の燃料がピン束領域外に流出している。
  - 遷移過程については電中研大型炉を対象とした SIMMER-III による計算例がある。計算結果は、炉心溶融が進行し、燃料溶融プールを形成する挙動を示しているが、プール高さは 10～20cm 程度であり、プールの径方向運動が励起されない限りは厳しい再臨界は起きていない。

### (iii) 金属燃料炉心の再臨界回避の方向性

#### (a) ボイド反応度を制限した設計により、起因過程での即発臨界を回避する。

- ボイド反応度 8 ドルで即発臨界が回避できるかどうかは設計依存であり、小型炉で 8 ドルとした場合、燃料集合体数が少なく、沸騰の同時性が高いと考えられることから、相対的に厳しい結果となると予想される。
- しかし、現状の設計では 4 ドル程度であり、「8 ドル」を見直す材料もないことから、目安としての「8 ドル」はそのままとする。

#### (b) 起因過程段階での炉心外への燃料流出の可能性を追求する。

- 起因過程の段階である程度の量の燃料が炉心外へ流出することにより、その後の遷移過程での再臨界の発生可能性が低減されると予想されるため、これを追求する。

- このために、フィッサイル下端をできるだけ切り詰めた燃料ピン構造とすることが望ましい。
- ブランケット燃料を必要としない小型炉においては、この要求に対応しやすいと思われる。小型炉では、ピンピッチが狭いが燃料ピン径が太い。このため、冷却材チャンネルの水力直径は、大型炉と同等である(表 17)。従って、幾何形状の面では、小型炉においても大型炉と同等の燃料排出能力が期待できる。但し、燃料排出能力は起因過程で投入されるエネルギー量に依存すると考えられるので、集合体間の沸騰同時性が高く、ドップラー係数が小さく、ポイド反応度が小さいなどの特徴がどのように発生エネルギーに影響するかを検討する必要がある。
- なお、起因過程での燃料排出は、燃料破損からの連続的な燃料移動挙動に着目したものであり、この間ラッパ管の溶融はほとんど進行しないと考えられることから、ラッパ管厚さへの要求はない。

#### (c) 遷移過程段階での炉心外への燃料流出の可能性を追求する。

- 金属燃料は、MOX 燃料と比べて融点が低く、熱容量が小さいので、出力上昇時にドップラー反応度が効果的に働き、遷移過程においてたとえ再臨界が生じたとしても、発生エネルギーは低減される傾向にある。このため、炉心溶融の拡大を多少許容しても厳しい再臨界とはならず事象終息できる可能性を有している。厳しい再臨界が発生しえない段階のうちに制御棒案内管等の流出パスが開放され効果的な燃料流出が達成される可能性を検討していく必要がある。
- また、事故後の冷却性についても合わせて検討していく必要がある。

#### (d) 排出後燃料挙動の配慮

- 中型、大型炉と異なり、小型炉では炉心入口プレナムが小さくなる(特に径方向)と予測されるため、初期の炉心領域での再臨界性に問題がなくなっても、排出された燃料の凝集により、再臨界が生ずる可能性がある。したがって、排出後燃料挙動についても配慮していく必要がある。

#### (iv) ラッパ管厚みについて

- ・ 起因過程では、低融点の金属燃料は FCI による発生圧力が小さい上に固化しやすいので燃料はさほど分散しないと考えられ、大型炉解析結果で示したように 10%程度しか燃料は下方に流出しない。これは再臨界の可能性を排除するには不十分である。よって、いずれラッパ管は融点到達もしくは共晶によって溶融すると考えられる。他方、たとえラッパ管が溶融して全炉心プールを形成しても FCI はマイルドであるので MOX 燃料炉心で見られたような径方向の急速な運動は起きないし、また、たとえ再臨界が発生したとしても発生エネルギーは MOX 燃料炉心に比べて大きくはなさそうである。このように事象進展していくうちに下部ピン束(MABLE)や制御棒案内管(CRGT)から流出して事象終息すること

が期待される。したがって、ラッパ管に径方向運動を拘束する機能を期待しなくても良さそうである。

- ・ FS の初期の段階では知見不足のため、金属燃料大型炉は MOX 燃料炉心と同じ 5mm 厚みにした。その後も大きな不確定性は依然として残るが、最近の解析評価からの若干の知見を踏まえて再検討した結果、金属燃料炉心のラッパ管厚みに対する安全上の要求はない。

表 16. 評価対象とした金属燃料炉心

		大型	中型	小型(H16 暫定)
熱出力	MWt	3900	1190	120
炉心出口温度		510	550	550
重金属装荷量	ton	49	25	16
炉心高さ	m	0.85	1.0	0.97
Pu 富化度	wt%	13.5 / 17.8	14.3	12
比出力	kW/kg-fuel	70	40	7
燃料ピン径	mm	8.5	9.2/9.7/10.3	15
燃料ピン配列ピッチ	mm	9.95	11.6/11.6/11.6	16
Pitch/diameter	-	1.17	1.26/1.20/1.13	1.067
ドップラー係数	$\times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$	-4.2	-3.9	-2.1
ボイド反応度	$\$$	8	8	約 4

表 17. 評価対象とした金属燃料炉心の冷却材チャンネル等価直径

	ピン径 (mm)	ピンピッチ (mm)	等価直径 (mm)
大型炉	8.5	9.95	3.28
小型炉	15	16	3.39
中型炉	9.2	11.6	4.62
	9.7	11.6	4.07
	10.3	11.6	3.31

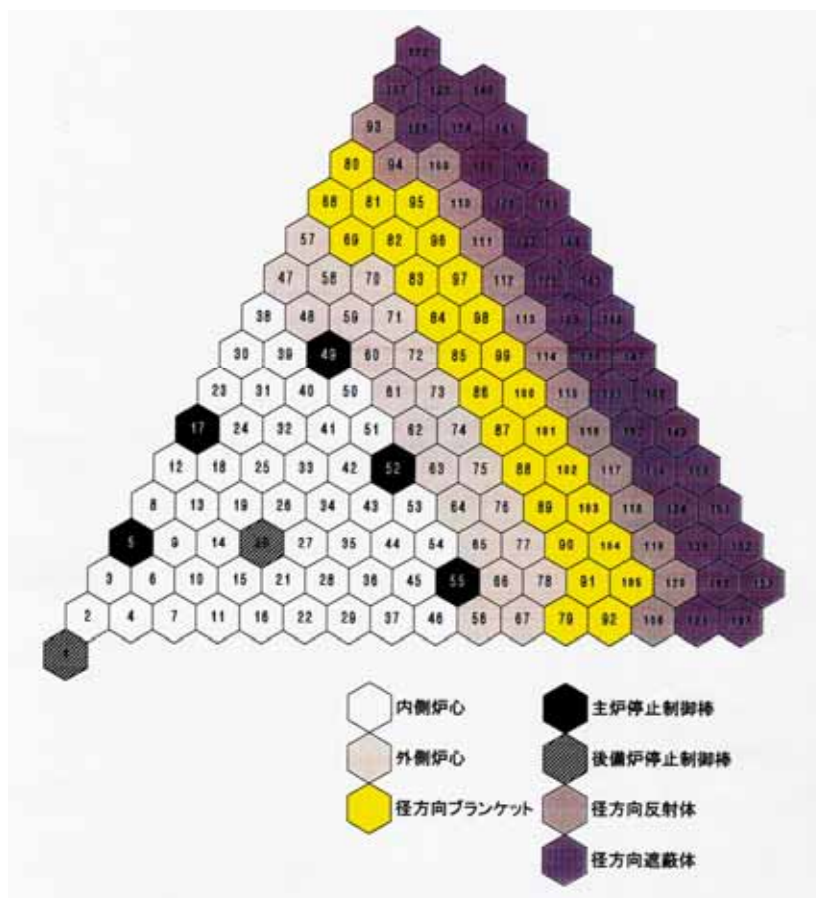


図 34. 電中研大型炉

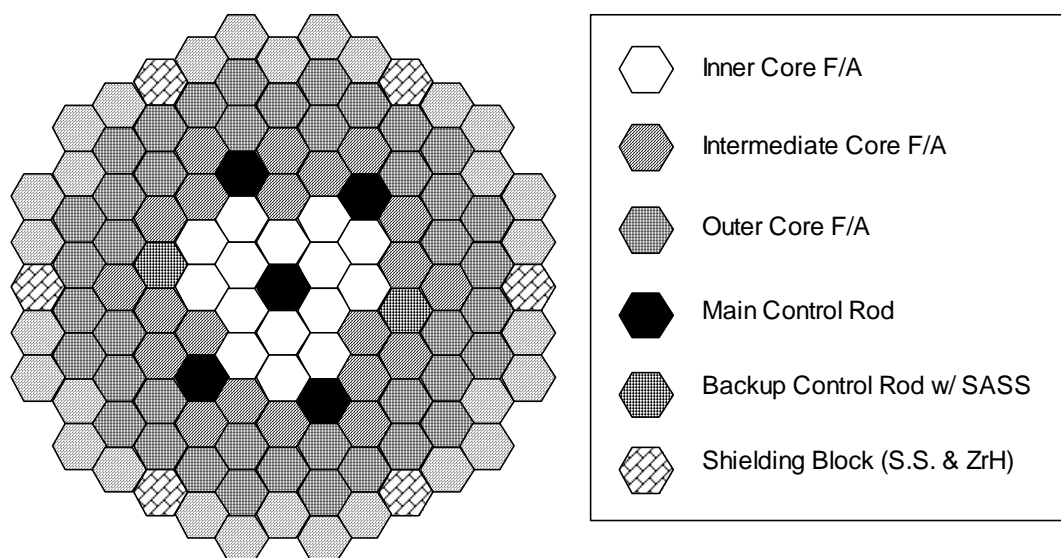


図 35. JNC 小型炉 (H16 暫定)



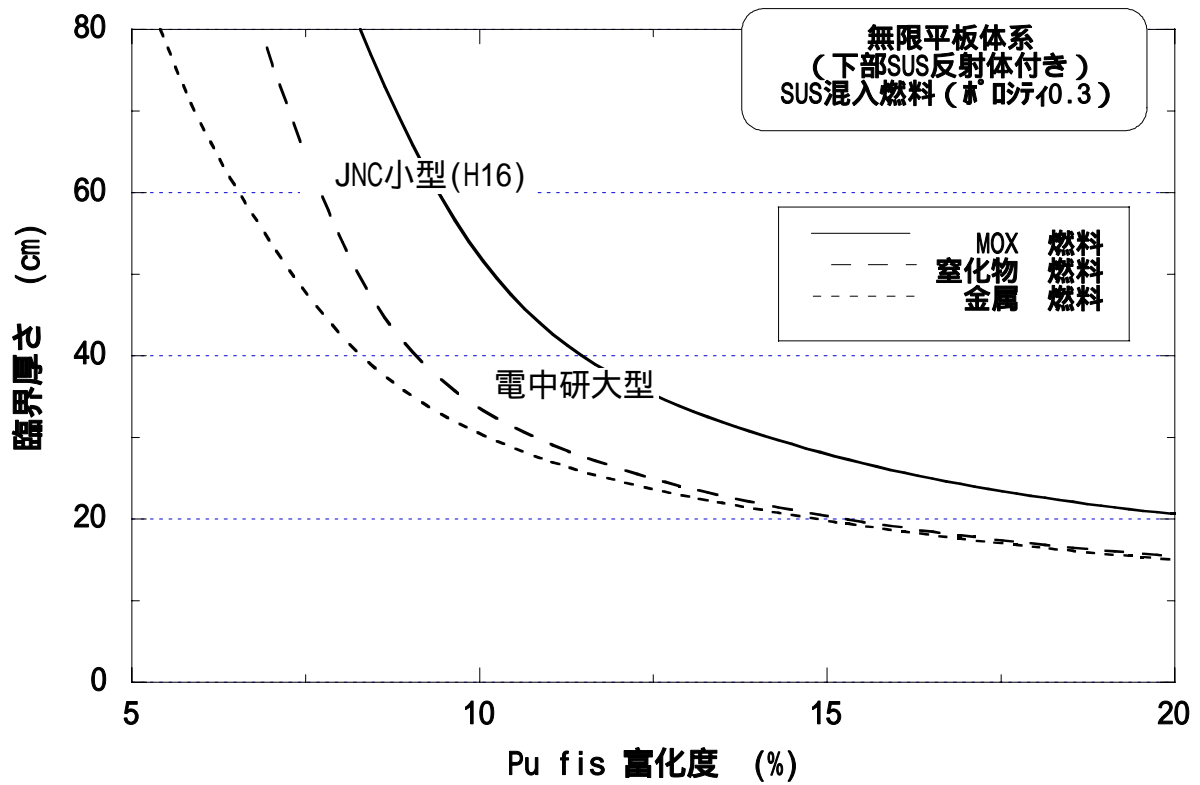


図 36. Pu フィッサイル富化度と臨界厚さの関係

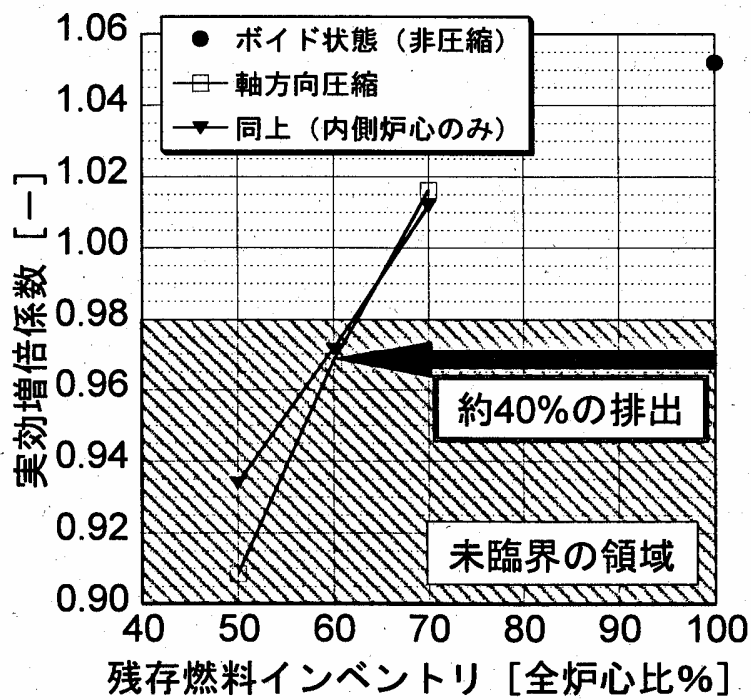


図 37. 残存燃料インベントリと実効増倍係数の関係 [15]

## 2.1.2 鉛ビスマス冷却炉

鉛ビスマスは水、空気との反応性が低く、ナトリウム冷却炉に比べて1次冷却材漏洩対策設備を大幅に簡素化できる可能性を有している。この特長を活かすべく、鉛ビスマス冷却炉では2次主冷却系を設けず、原子炉容器内に蒸気発生器を設置した設計としている。このため、蒸気発生器伝熱管破損時に、1次系内に進入した蒸気泡が炉心に侵入する可能性があり、この対策に関する検討を実施した。

### (1) 蒸気発生器伝熱管破損に対する設計方針

蒸気発生器伝熱管破損については、以下の設計方針により対策をとることとしている。

- ・ 流力振動対策や伝熱管の腐食度を適切に考慮した設計として、その多数本同時破損を想定外とするとともに、高温環境下での検査、補修技術を開発、適用し、破損発生可能性を可能な限り低減する。水漏洩が生じた場合にも、発熱を伴う急激な化学反応が生じることはないので、破損が伝播、拡大する可能性は小さいが、微小漏洩段階より早期検出し、原子炉スクラムや水蒸気系の急速ブロー等の適切なプラント保護動作をとることによって事故影響の局限化を図ることとする。
- ・ 設計基準漏洩率としては、破損伝播が生じがたいことから伝熱管1本破断相当を暫定する。設計基準漏洩時に生じる圧力と1次冷却材流動状況への外乱に対し炉心燃料および原子炉構造の健全性が確保可能な設計とする。
- ・ 炉心中心部での冷却材ボイド反応度は正であることから、蒸気発生器伝熱管破損時に1次系内に流入する蒸気が炉心に流入しがたい設計とする。
- ・ 1次系内への継続的な蒸気流入による昇圧を緩和するため1次系から格納容器内への圧力開放機構を設けるとともに、格納容器内にて放出される蒸気を凝縮させるための設備を設ける。

### (2) 蒸気発生器伝熱管破損時の気泡進入評価

昨年度までの簡易的な1次元非圧縮性流動モデルでの評価によれば、伝熱管1本相当の漏洩を想定した場合にも破断点から下方への蒸気侵入深さは1m未満であり、事故チャンネルではリーク発生後数秒で逆流に転じる結果を示していた。しかし、実際の現象としては、蒸気は冷却材の流れにのって気液2相流として振る舞い、炉心に到達すると予想される。したがって、リーク発生時の鉛-ビスマス中での蒸気泡挙動に関する知見を獲得して、それに基づき蒸気流入量の定量化を図りつつ、対策概念の具体化を図る必要がある。

伝熱管破損時には、伝熱管内の蒸気はジェット状で鉛ビスマス中に進入することが予想されるため、今年度の検討ではジェットの到達距離を簡易な物理モデルに基づいて評価した。

S G 伝熱管束下端での伝熱管破断による下向きジェットを想定する場合、ジェットは膨張後、界面での液滴エントレインメントによって運動エネルギーを失ってブレイクし、蒸気泡に働く浮力によって押し戻されると考えられる。ジェット界面でのエントレインメントを半実験式により考慮するモデルを作成し、ジェットの進入距離を評価したところ、伝熱管の最下端部での下向きジェットを想定すると、ジェットの到達距離は、蒸気発生器下端を越える可能性があることが分った。このため、蒸気発生器下端部に蒸気ジェットをブレイクさせるための構造を設置する等の対策が必要である。

## 2.1.3 ヘリウムガス冷却炉

被覆粒子窒化物燃料ヘリウム冷却ガスタービン炉については、炉心概念として横方向流コンパートメント型と縦方向流ブロック型のオプションがあり、平成 15 年度までの検討においては、主としてコンパートメント型を念頭においた炉心崩壊シナリオの検討を行ってきた。ここでは、平成 15 年度までの検討結果に平成 16 年度に実施された窒化物燃料の高温挙動試験の結果を踏まえ、平成 16 年度の設計概念検討の進捗を踏まえて、炉心崩壊シナリオについての定性的な検討整理を行った。以下にその結果を述べる。

なお、本概念では、炉心損傷防止能力強化を追求しており、ATWS や減圧事故にスクラム失敗を重ねた条件でも炉心損傷回避できる可能性がある。ここでは、炉心損傷を考慮してもその影響緩和を適切に図ることができる方策について検討を行っている。本概念についての炉心損傷事象推移評価はこれまで行われていないため、ここでの検討は、その概要を定性的に把握し、コアキャッチャーに代表される対策設備概念をどのようにすべきかを検討する位置づけである。炉心損傷の起因となる事象としては様々なものが考えられるが、ここでは、それを特定せず、異常状態において核的停止しやすい本概念の特徴を踏まえて、炉停止状態での除熱喪失を想定した崩壊熱による炉心損傷過程を取り上げ検討している。

### ( 1 ) 炉心崩壊シナリオの検討

#### (i) 炉心部

- ・ 簡易的な熱計算によれば、崩壊熱レベルでは、燃料と被覆材、構造材はほぼ同じ温度で上昇し、約 1 時間で炉心の 40% が溶融する。集合体列ごとの溶融時間差は 10 分程度ある。但し、ここでは FP の炉心からの放出による崩壊熱の低下は未考慮。
- ・ 炉心構造材である SiC は 2000 以上では熱分解する。窒化物燃料は、平成 16 年度に実施された Nifti 試験によれば、1900 以上で解離が見られている。また、過熱過程では、ガス放出による燃料のスエリングが生じている。
- ・ 従って、過熱過程では SiC の熱分解と燃料の解離が同時進行する可能性があるが、後者については、雰囲気窒素ガス分圧上昇が抑制効果として作用する可能性がある。
- ・ コンパートメント型については、炉心崩壊過程での再臨界発生は現状知見からは否定できないが、内管が有効な燃料排出経路として期待できることから、厳しい再臨界は回避できる可能性がある。
- ・ ブロック型については、軸方向ブランケットと軸方向遮蔽体が流出の障害となる可能性があり、炉心部において、燃料核が沈降して再臨界となる可能性が高い。この場合、崩壊熱レベルでの緩慢な燃料のコンパクションによりゆっくり臨界に近接していく状況なので、再臨界になったとしてもマイルドな出力バーストであることが予想される。この

マイルドな再臨界により投入されるエネルギーにより燃料の解離が進行し、金属燃料が生成され、これが、軸ブランケット及び遮蔽体を通過することにより炉心が未臨界となるシナリオが考えられる。

## (ii) 炉容器下部

- ・ 除熱手段の確保が困難であり、かつ、多量の燃料が体積した場合、再臨界となるので損傷炉心の原子炉容器内保持は困難。原子炉容器底部破損に伴い溶融燃料が原子炉キャビティ内に落下する。
- ・ 溶融燃料の排出を促進するため、原子炉容器底部に溶融燃料排出ノズルを設ける方策が考えられる。ISI 検査孔が排出経路となりうる。溶融した金属燃料の接触を想定すると、10分～30分でISI 検査孔が溶融貫通する。
- ・ 原子炉容器底部にグラフィト等の耐熱材料を設置し、堆積した燃料層が臨界となりにくいようにすることが考えられるが、溶融した金属燃料(フィッサイル富化度 12.6wt%、重金属 72.0wt%、Ti22.5wt%、FPwt5.5%)が 100%の充填率で溜まることを想定すると、炉心インベントリの 60%を超えると臨界となる。100%でも臨界とならないようにするためには、吸収材入りの多段構造を設置する必要がある。
- ・ 再臨界発生の可能性があるが、作動流体となる液体冷却材が存在しないため、周囲の構造材に作用する機械的エネルギーは問題とならない可能性がある(今後評価が必要)。

## (iii) 格納容器内

- ・ 原子炉キャビティに落下した燃料はコアキャッチャー容器に収納され、保持・冷却される。
  - 必要容積：40m<sup>3</sup> (炉心及び上下ブランケットの燃料+被覆材+構造材)
  - 必要伝熱面積：64m<sup>2</sup> (炉停止後 1 時間の崩壊熱 36MW を加圧水により冷却)
  - 全炉心燃料が堆積した場合に未臨界となる寸法：半径 3.5m、高さ 30cm

## (iv) 窒化物燃料の熱解離の影響

- ・ 全燃料が解離した場合にも、バウンダリの健全性評価上問題となることはない見通し。  
(原子炉容器健全とした場合、原子炉容器内圧上昇は約 0.25MPa(RV 設計圧力約 7MPa)、原子炉容器破損時の格納容器内圧上昇は約 0.02MPa(CV 設計圧力約 0.6MPa))

## (2) 研究課題

上記の炉心崩壊シナリオを定量化するための研究課題は以下のとおり。

- ・ SiC の熱分解、燃料の解離を含む燃料集合体溶融崩壊挙動の実験的解明
- ・ 溶融燃料による原子炉容器溶融貫通と流出に関する実験的知見の獲得
- ・ ソースターム以降挙動に関する知見の獲得

- ・ コアキャッチャー性能確認試験

## 2.2 燃料サイクルシステム

H16年度は、中間とりまとめまでに安全評価が完了していなかった、超臨界直接抽出法再処理システム、およびNEXTプロセスへの採用が考えられている抽出クロマトグラフィを用いたMA回収工程を対象に安全評価を行った。

### 2.2.1 超臨界直接抽出法リサイクルシステム

検討対象は、超臨界直接抽出法 50tHM/y プラントとし、MA回収工程を含めたプラント全体として評価した。

#### (1) 異常事象の抽出

##### (i) 異常事象の抽出要領

各設備、機器ごとに、動的機器の単一故障等およびそれを原因とする擾乱を起因事象として発生する物質の出入り、エネルギーの出入り、位置の変化および外部電源喪失に着目して、表18に示す変動項目の有無を検討することにより、生じうる異常事象を抽出した。このようにして抽出した異常事象は、基本的に安全評価で想定する「運転時の異常な過渡変化」事象(AT事象)の候補となる。

本検討では、代表的な異常事象を抽出することを主眼としたので、生じた変動を放置した場合にその異常事象が「運転時の異常な過渡変化」を超える事象(BAT事象)へ波及・拡大していくかどうかを検討し、各種の制限値を超えて事故状態に至る場合あるいは静的機器の破損による工程溶液の漏洩のように起因事象が直接的に事故状態になる場合にはそれらを代表的な異常事象の候補として残すこととし、反対にBAT事象へ波及・拡大しないことが明らかである異常事象は、本検討では検討対象から除外することとした。

##### (ii) 超臨界直接抽出法プロセスの異常事象候補の抽出

表19に示す全工程を対象に発生が予想される異常事象の抽出を行い、代表性を有する異常事象を表20にまとめた。なお、溶媒洗浄工程は、TBP洗浄工程以外にTRPO洗浄工程とCYANEX洗浄工程があるが、TRPOおよびCYANEXの安全に係わる物性が不明であるので課題として残すものとして、TBP洗浄工程のみを検討した。

表20中の「事象分類」欄は、日本原燃㈱がまとめた「再処理施設の設計基準事象選定」[16]にて整理しているBATの事象である「火災」「爆発」「臨界」「漏洩」「機能喪失」「取り扱いに伴う破損」「短時間の全動力電源喪失」の順にまとめた。まず、火災に該当する異常事象は抽出されなかったが、その理由はnドデカンのような低引火点(73.9)の溶媒を使用して

いない（TBP の引火点は 145.6 である）からである。次に爆発に該当する異常事象としては超臨界直接抽出法特有の事象として TBP 等の錯体の急激な分解反応が抽出された。臨界については、臨界安全形状を基本として設計することから該当する事象が存在しない。漏洩については超臨界直接抽出法プロセスの特徴的な事象として、高圧であることから懸念される弁、配管等からの超臨界流体の漏洩が抽出された。

## （ 2 ）超臨界直接抽出配管破損時におけるセル内圧力の評価

超臨界直接抽出配管破損時におけるセルの負圧維持能力を検討した。

### (i) 異常の想定

超臨界系の機器（ハル洗浄塔，直接抽出塔等）の接続配管の 1 本が破損したと想定する。配管の口径を 15Asch160 とし，その断面積に相当する面積から内部流体が漏洩すると想定すると，破損孔の断面積は  $0.0001\text{m}^2$  となる。

超臨界系の機器は配管で相互に接続されているので，破損孔からは，それら全てに内包される内部流体（初期圧力 20MPa，初期温度 40 の超臨界  $\text{CO}_2$ ）がセルに漏洩するものと想定した。漏洩する流体が内包されている機器の容積は，U/Pu 抽出時には，ハル洗浄塔，直接抽出塔，U-Pu 逆抽出塔，溶媒洗浄塔 3 基の容積合計値の  $0.352\text{m}^3$  である。一方，MA 抽出時には，ハル洗浄塔，直接抽出塔，U-Pu 逆抽出塔，MA 抽出塔，MA 逆抽出塔，溶媒洗浄塔 6 基の容積合計値の  $0.618\text{m}^3$  である。漏洩する流体の量（体積）の多い MA 抽出時の方が負圧維持上厳しい条件であるので，MA 抽出時条件でセル内圧力の過渡変化を評価することとした。なお，破損孔からの流体の流出はノズル流であるので，流出速度はいわゆる臨界流速により制限される。刻々の機器内圧による臨界流速による流出を想定する。

### (ii) 評価モデル

超臨界系機器接続配管からの超臨界流体漏洩時のセルの圧力変化を評価するモデルを図 38 に示す。機器は一つのノードで表わす。セルも一つのノードで表わす。破損孔からの（臨界流速による）流体の流出による機器内圧の低下，流体流出によるセルの圧力上昇，これらの圧力差の変化による流出速度の変化を刻々計算することによって，セルの圧力変化を定量化した。なお，事象発生時には外部電源が喪失することを想定し，通常の給排気は停止しているものと想定するが，排気側のダンパは開いているので，セルの圧力が上昇すると排気側との差圧により静的にセルのガスが排気側に押し出されるものとした。

機器内の流体は超臨界  $\text{CO}_2$  であるので，その状態を Peng-Robinson の状態方程式で表した。セル内に流出した流体は，その温度，圧力がほぼ常温・常圧となるので，気体の二酸化炭素となる。これを，理想気体と見做してセルの圧力を分圧の和で求めた。



機器および再処理セルの容積は各々 $0.618\text{m}^3$ および $9700\text{m}^3$ である。機器内部の超臨界流体の初期圧力、初期温度および初期密度は各々 $20\text{MPa}$ 、 $40$ 、 $829\text{kg}/\text{m}^3$ である。なお、密度は上記 P-R 式で計算した。

### (iii) 検討結果

上記(ii)の評価モデルに基づき、超臨界系機器接続配管の破損時のセル圧力変化を評価した。セルの初期（通常時）圧力を 200tHM/y プラントにおける設計値と同じ $100925\text{Pa}$ （負圧度 $400\text{Pa}$  [約 $40\text{mmAq}$ ])とした時のセル圧力の時間変化を図 39 に示す。同図に示す通り、負圧度 $400\text{Pa}$ では配管破損時にはセルは正圧になることを確認した。次に、通常時における負圧度を $450\text{Pa}$  [約 $45\text{mmAq}$ ]に下げてセルの負圧を管理する場合のセル圧力変化を計算したところ、図 40 に示す通り、負圧を維持できることが確認できた。以上の検討から、通常時に再処理セルを $45\text{mmAq}$ 程度の負圧に保っていれば、配管破損時にもセルの負圧を維持できるといえる。

## (3) 代表的な異常事象の周辺公衆に対する被ばく線量評価

超臨界直接抽出塔周りの配管破損を想定し、超臨界直接抽出ライン 1 系統分が漏洩した場合の被ばく線量を概算した。

### (i) 機器からセルへの漏洩量の評価

ライン 1 系統に内蔵する流体の全てが漏洩するものと想定し、濃度が最も高くなる直接抽出塔出口の濃度に該当核種が分布する範囲の容積を乗じた値を漏洩量とみなした。ただし、超臨界直接抽出運転には U/Pu 抽出運転と MA 抽出運転の 2 つの運転状態が存在し、これらの運転状態が異なるとラインアップおよび漏洩量も異なるので、この 2 モードにつき検討することとした。

#### (a) U/Pu 抽出時

機器に内包する放射性核種は、物質収支から U、Pu、Np であることがわかる。これらの核種の直接抽出塔出口における濃度は容積 1 リットルあたり  $U = 26\text{g}$ 、 $Pu = 4.03\text{g}$ 、 $Np = 0.0159\text{g}$  である。これら 3 核種が分布する範囲は直接抽出塔および U-Pu 逆抽出塔であり、容積の合計は 174 リットルである。これより漏洩核種量は、U が $4524\text{g}$ 、Pu が $701\text{g}$ 、Np が $2.77\text{g}$  である。なお、抽出溶媒の漏洩量を見積もるには、直接抽出塔および U-Pu 逆抽出塔に加えてハル洗浄塔および溶媒洗浄塔 (V10, V11, V12) からの漏洩も考慮に入れねばならず、これらの容積の合計は約 352 リットルである。

#### (b) MA 抽出時

機器に内包する放射性核種は、物質収支から Am、Cm であることがわかる。これらの核

種の直接抽出塔出口における濃度は容積 1 リットルあたり  $A_m = 1.12\text{g}$  ,  $C_m = 0.356\text{g}$  である。これら 2 核種が分布する範囲は直接抽出塔, U-Pu 逆抽出塔, MA 抽出塔および MA 逆抽出塔であり, 容積の合計は 362 リットルである。これより漏出核種量は,  $A_m$  が 405g,  $C_m$  が 129g である。なお, 抽出溶媒の漏洩量を見積もるには, 上記 2 核種が分布する範囲に加えてハル洗浄塔および溶媒洗浄塔 (V210, V211, V212, V410, V411, V412) からの漏洩も考慮に入れねばならず, これらの容積の合計は約 618 リットルである。

放射能を見積もる際に必要な放射性核種の同位体組成比は, 酸化物燃料の取り出し後 4 年の時点における同位体組成と同じと想定した。

### (ii) 施設内での放射性物質の移行挙動の評価

核種の気相への移行率に Walker の研究 [16] で示されている液の沸騰事象の移行率値と同じ 0.001 を想定した。また, セル排気系の HEPA フィルタによる除染効果として, 2 段健全な場合には  $DF=10^5$  を想定し, 1 段損傷時には  $DF=10^3$  を, そして 2 段損傷時には  $DF=1$  を想定した。リスク評価においては, このように HEPA フィルタの状態で分類整理した事象シナリオ別に放射性物質の移行挙動を評価したが, 決定論的安全評価では 2 段とも健全である場合の評価を行った。

### (iii) 環境中での移行および被ばく線量の評価

敷地境界外の地表空気中における放射性物質の濃度は, 六ヶ所再処理工場と同じ排気筒効果があるものとした相対濃度に放射性物質の放出量に乗じて求めた。また, 放射性物質吸入による敷地境界外の内部被ばく線量  $DI(\text{Sv})$  は次式で計算した。

$$DI = Q_{i} \cdot R \cdot \frac{1}{Q} \cdot H_i$$

ここで,

$Q_{i}$  : 事故中の放射性核種  $i$  の大気放出量 (Bq)

$R$  : 人間の呼吸率 ( $\text{m}^3/\text{s}$ )。六ヶ所再処理工場と同じ  $3.33 \times 10^{-4}(\text{m}^3/\text{s})$  を想定した。

$1/Q$  : 排気筒効果を表す。六ヶ所再処理工場と同じ  $1.30 \times 10^{-6}(\text{s}/\text{m}^3)$  を想定した。

$H_i$  : 核種  $i$  の吸入による実効線量係数 (Sv/Bq)。ICRP Pub.30 ベースの吸入による実効線量係数を用いたケースと ICRP Pub.72 ベースの値を用いたケースを計算した。

被ばく線量評価のまとめを表 21 および図 41 に示す。超臨界直接抽出配管破損事故は事故時の判断基準である 5mSv を大きく下回る結果となっている。運転モードでは U/Pu 抽出時よりも MA 抽出時の方が 1 桁以上厳しい結果となっている。これは  $C_m-244$  と  $A_m-241$  の寄与が大きいことによる。設定した評価条件のうち「核種の気相への移行率」については沸騰事象と同じ値を用いたが, 許認可までには実験データを取得するのが望ましい。しかし, 全

量が気相へ移行すると仮定(移行率 = 1)した場合でも MA 抽出時の事故で 0.1mSv 程度であり, 5mSv を十分下回る値である。放射性物質の 1 ラインに内包する量を臨界管理の観点から小さく抑制されていることによって, 配管破損事故を想定しても大きな被ばくには至らない結果となっているものと解釈される。

表 18. 超臨界直接抽出法施設における変動項目の一覧

変動項目の大分類	変動項目の小分類
工程内の液体 および固体に 係る異常な変化	流量の変化 核燃料物質濃度の変動 核分裂生成物濃度の変動 試薬濃度の変動 保有量の変動 移送経路の変化、固体位置の変化
工程内の気体に 係る異常な変化	流量（又は圧力）の変動 組成の変動 流路の変化
工程内の温度の 異常な変化	加熱能力の変動 冷却能力の変動
換気設備での 異常な変化	換気風量の変動 換气流路の変化
外部電源喪失	外部電源喪失

表 19. 超臨界直接抽出法再処理・燃料製造一体化プラントの主要工程の一覧

再処理工程	D10：使用済み燃料一時貯蔵設備
	D14：受入・燃料貯蔵設備
	D21：解体設備
	D25：熱処理設備
	D42：直接抽出設備（U-Pu抽出工程、MA抽出工
	D42：直接抽出設備（U-Pu溶液濃縮工程）
	D42：直接抽出設備（高放射性廃液濃縮工程）
	D54：溶媒洗浄設備
	D46：晶析設備
	D58：Pu濃縮設備
	D59：富化度調整設備
	D44：SOG/DOG処理設備
	D45：VOG処理設備
	D66：ガラス固化設備
	D68：高放射性固体廃棄物処理設備
燃料製造工程	F10：燃料製造工程原液受入設備
	F10：原料受入設備
	F13：U/Pu脱硝・粗砕設備
	F16：焙焼・還元設備
	F31：成型設備
	F32：ペレット粉体貯蔵設備
	F33：焼結設備
	F34：研削設備
	F35：ペレット検査設備
	F36：スタック調整設備
	F41：燃料要素組立設備
	F42：燃料棒貯蔵設備
	F43：燃料要素検査設備
	F44：ワイヤー巻付・総合検査設備
	F51：燃料集合体組立・検査設備
F70：燃料払出設備	
F71：燃料集合体一時貯蔵設備	

表 20. 超臨界直接抽出法施設における代表的な異常事象の抽出結果

事象分類	異常事象	設備	機器	六ヶ所再処理工場の事業指定申請書記載の代表事象
火災	対象事象なし(注1)			プルトニウム精製設備のセル内での有機溶媒火災
爆発	TBP等の錯体の急激な分解反応(超臨界流体)(注2)	直接抽出設備	ハル洗浄塔/直接抽出塔 U-Pu逆抽出塔/溶媒洗浄塔	
	槽内レッドオイル爆発によるオフガス系への過度の放出	直接抽出設備	U-Pu溶液蒸発缶 高放射性廃液蒸発缶	プルトニウム濃縮缶でのTBP等の錯体の急激な分解反応
	セル内漏洩時のレッドオイル爆発(注2)	直接抽出設備	ハル洗浄塔/直接抽出塔 U-Pu逆抽出塔	
臨界	対象事象なし(注3)			溶解槽における臨界
漏洩	配管、弁等からの漏洩(超臨界流体)(注2)	直接抽出設備	ハル洗浄塔/直接抽出塔 U-Pu逆抽出塔/U-Pu溶液受槽 MA抽出塔/MA逆抽出塔 溶媒洗浄塔	
	配管、弁等からの漏洩(低圧流体)	放射性溶液を扱う全設備	放射性溶液を扱う全機器	高レベル廃液貯蔵設備の配管からセルへの漏洩
	熔融ガラスの漏洩	ガラス固化設備	ガラス熔融炉	高レベル廃液ガラス固化設備での熔融ガラスの漏洩
	粉末の逆流(注2)	直接抽出設備	ハル受入装置	
機能喪失	対象事象なし			
取り扱いに伴う破損	転倒、落下等による集合体の機械的破損	使用済燃料一時貯蔵設備	燃料一時貯蔵ピット	使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設での使用済燃料
		受入・燃料貯蔵設備	燃料一時貯蔵ピット	
短時間の全交流動力電源喪失	超臨界CO <sub>2</sub> の流量停止及び冷却水流停止に伴う冷却機能の喪失(注2)	直接抽出設備	ハル洗浄塔 直接抽出塔	
	ガラス熔融炉の閉じ込め機能喪失	ガラス固化設備	ガラス熔融炉	短時間の全交流動力電源の喪失

(注1)超臨界直接抽出法プラントではドデカンを使用しない。

(注2)超臨界直接抽出法特有

(注3)六ヶ所再処理工場の溶解槽は形状管理+濃度管理+質量管理+中性子吸収材管理の組み合わせで複雑な管理を行っている。

表 21. 超臨界直接抽出配管破損事故評価のまとめ

破損時モード	ICRP データ	敷地境界外被 ばく線量[mSv]	備考
U/Pu抽出時	Pub.30	5.82E-06	
	Pub.72	6.25E-06	注1
MA抽出時	Pub.30	1.08E-04	注2
	Pub.72	9.46E-05	注3

注1) Pub.30 に比べ、主に Pu-238 のデータの差で若干増加

注2) Cm-244 の寄与が 80% , Am-241 の寄与が 16% である

注3) Pub.30 に比べ、主に Cm-244 および Am-241 のデータの差で若干減少

参考：六ヶ所再処理工場の事故評価結果<sup>1</sup>

異常事象	ICRP データ	敷地境界外被 ばく線量[mSv]	備考
Pu精製工程での有機溶媒火災	Pub.30	2.20E-02	
Pu濃縮缶でのTBPの急激な分解		3.10E-05	
溶解槽での臨界		5.70E-01	
高レベル廃液の漏えい		6.20E-03	
溶融ガラスの漏えい		4.10E-02	
使用済燃料集合体落下		2.30E-04	
全交流電源喪失		4.90E-01	

- 1 評価結果の出典：日本原燃(株)，“六ヶ所再処理事業所 再処理事業指定申請書”，1997 版(1997) .

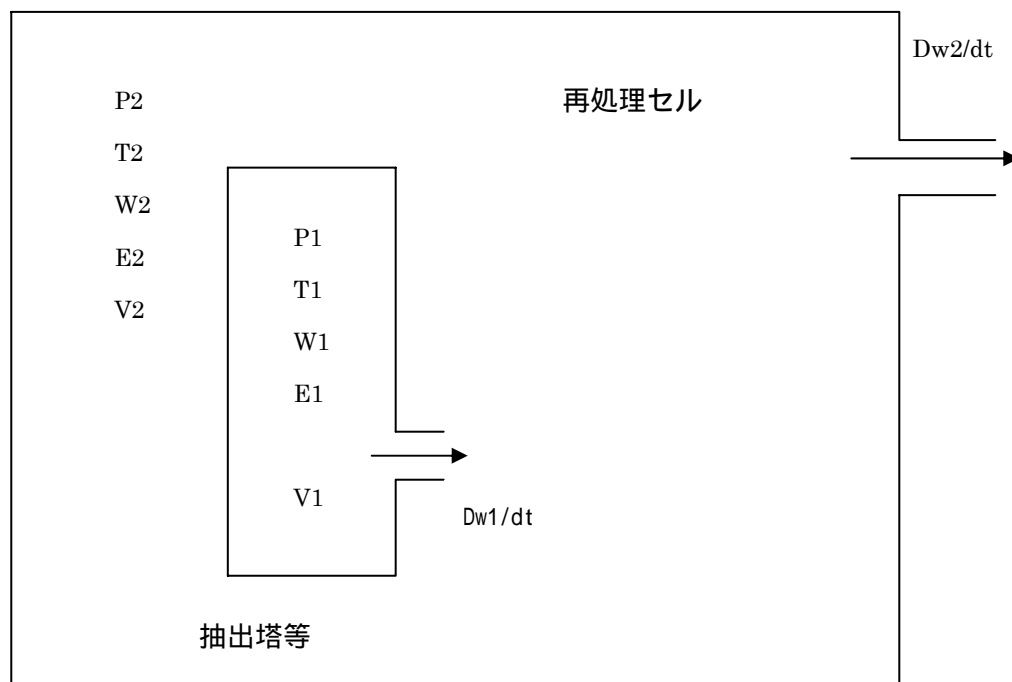


図 38. 抽出塔接続配管破損時セル圧力評価のモデル

セル外との差圧(MA回収時 セル内負圧400Pa)

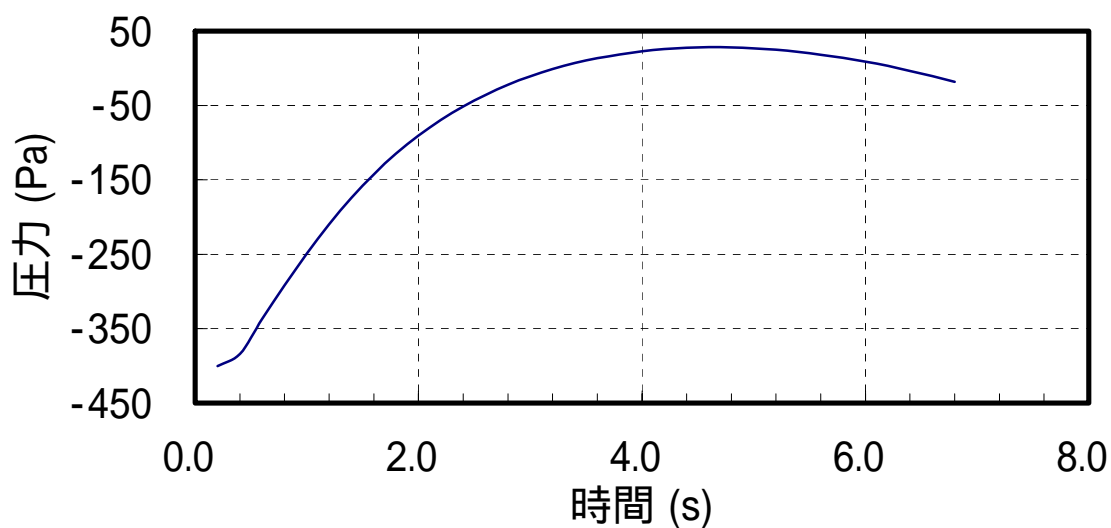


図 39. 超臨界直接抽出配管破損時セル内圧力変化 (初期圧-400Pa)

セル外との差圧(MA回収時 セル内負圧450Pa)

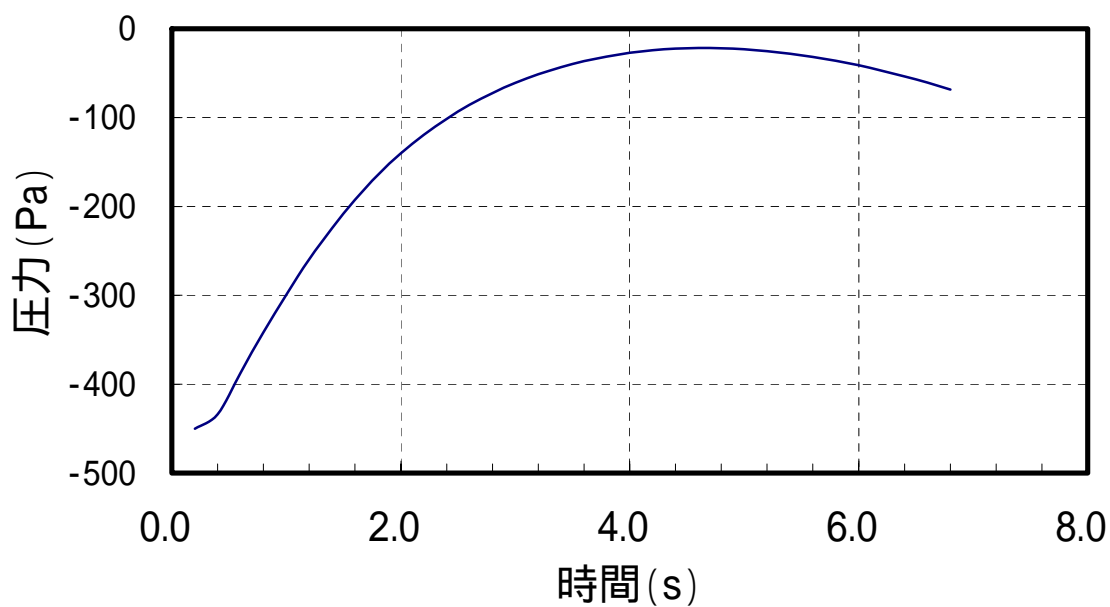
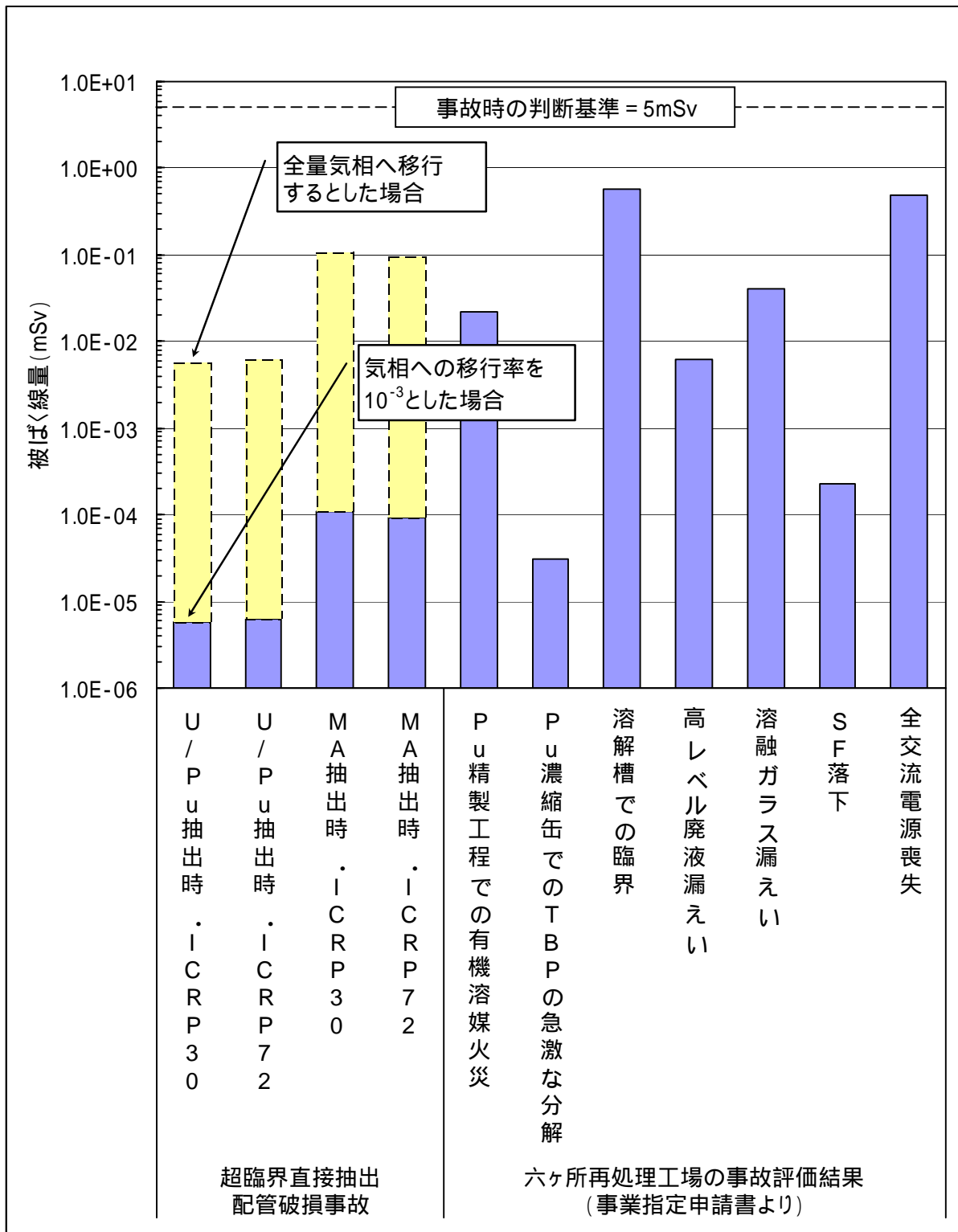


図 40. 超臨界直接抽出配管破損時セル内圧力変化 (初期圧-450Pa)





評価値の出典：日本原燃(株)，“六ヶ所再処理事業所 再処理事業指定申請書”，1997 版(1997)。

図 41. 超臨界直接抽出配管破損事故評価結果

## 2.2.2 NEXT プロセス MA 回収設備

### ( 1 ) 異常事象の抽出

NEXT プロセス 200tHM/y プラントでは、MA 回収設備に抽出クロマトグラフィ法の採用が検討されている。この MA 回収設備の主要な次の 3 つの工程を検討対象として異常事象の抽出を行った。

- ・ CMPO・Cyanex 分離サイクル工程 ( MA 回収 )
- ・ CMPO・Cyanex 分離サイクル工程 ( 電解処理 )
- ・ 吸着剤処理・乾燥処理・高分子被覆分解処理工程

これらの工程について、基本的には、表 22 に示した着目する変動項目について原因となる事象および結果として生じる影響の検討を行い、2.2.1 節で述べた考え方に従って異常事象を抽出した後、安全設計の妥当性を確認する必要があると判断した事象を表 23 にまとめた。なお、電解槽での異常事象を検討する必要があることから、表 22 に示した着目する変動項目の中に「電流等の変動 ( 電極の短絡 )」が加わっている点が表 18 と異なっている。

### ( 2 ) 代表的な事象の周辺公衆に対する被ばく線量概算

#### (i) 代表的な異常事象の選定

MA 回収設備の代表異常事象として、MA 回収設備に特徴的で且つ放出放射性物質が他の塔よりも大きいと考えられる CMPO 分離塔内吸着剤の爆発を選定した。CMPO 分離塔内では、通常の MA 回収の中で MA および希土類が高濃度硝酸の存在下で CMPO 溶媒-高分子被覆材 ( スチレンジビニルベンゼンポリマー ) を含む吸着剤に蓄積する。このとき、分離塔の運転モード切り換え操作ミス等の異常による給液の停止を想定し、除熱機能が失われて吸着剤全体の温度が上昇し、その状態が放置された結果として吸着剤の爆発が生じるものと想定する。さらに、その結果として系内圧力が上昇し、逃し弁等から高温の液がセル内に漏洩する事象を想定した。

関連する異常事象例の調査によると、爆発だけでなく火災も生じえるようである。しかし、硝酸と溶媒または樹脂との化学反応に起因するので、本検討では TBP の急激な分解反応と同様の分解事象が先行して発生するものと仮定し、分解事象 = 爆発と解釈することにより爆発を代表的な異常事象とみなした。なお、爆発を伴わない機器の破損等による漏えい事象は本爆発事象に包絡される。

#### (ii) セル内への漏洩量

まず、内包する核種として、平成 15 年度における MA 回収代替システムの設計評価の物質収支から  $N_p$ ,  $A_m$ ,  $C_m$ ,  $FP$  を選定した。次に、吸着剤の容量を基に分離塔内蓄積量を物質収支での 1 日処理量  $\div 96 \times 2$  倍の量とみなした。この蓄積量の全量が爆発時にセル内へ漏洩するものと想定した。

ここで、吸着剤の容量は次の通りである。通常運転時、抽出側からの高放射性廃液を高放射性廃液受槽に、1 日当たり 2,662 リットル受入れ、調整槽経由供給槽から、CMPO 分離塔へ給液し、頻度 96 サイクル/日で脱着を繰り返す。CMPO 分離塔内吸着剤に MA と 3 価の希土類元素が吸着するものとすれば、1 日当たり 162mol 程度吸着することになるので、1 サイクル当たり、1.69mol 程度 (162mol/96 サイクル) を吸着することになる。必要吸着剤容量を見積もると、吸着剤吸着容量  $1.9 \times 10^{-4}$  mol/g および吸着剤充てん密度 0.6kg/リットルから 14.8 リットルとなるが、実際分離塔の吸着剤容量はこの 14.8 リットルの 2 倍分の約 30 リットルとしている。このため、分離塔の吸着能力分の MA 及び FP (通常運転の切り換え時の 2 倍) が蓄積しているものと想定した。言い換えると、CMPO 分離塔内吸着剤中に蓄積する MA ( $A_m$ ,  $C_m$ ), ランタニド核種 (主に  $^{147}\text{Pm}$ ) 等の量は、1 日処理分 (抽出設備からの 1 日当たりの受入れ量相当) の  $1/48$  程度となる。

放射能を見積もる際に必要な放射性核種の同位体組成比は、酸化物燃料の取り出し後 4 年の時点における同位体組成と同じと想定した。

### (iii) 施設内での放射性物質の移行挙動の評価

核種の気相への移行率に BNFO-81-2 の液の沸騰事象と同じ 0.001 を想定した。また、セル排気系の HEPA フィルタによる除染効果として、2 段健全な場合には  $DF=10^5$  を想定し、1 段損傷時には  $DF=10^3$  を、そして 2 段損傷時には  $DF=1$  を想定した。リスク評価においては、このように HEPA フィルタの状態で分類整理した事象シナリオ別に放射性物質の移行挙動を評価したが、決定論的安全評価では 2 段とも健全である場合の評価を行った。

### (iv) 環境中での移行および被ばく線量の評価

敷地境界外の地表空気中における放射性物質の濃度は、六ヶ所再処理工場と同じ排気筒効果があるものとした相対濃度に放射性物質の放出量を乗じて求めた。また、放射性物質吸入による敷地境界外の内部被ばく線量  $DI(Sv)$  は次式で計算した。

$$DI = \sum_i Q_i \cdot R \cdot \frac{1}{Q} \cdot H_i$$

ここで、

$Q_i$  : 事故中の放射性核種  $i$  の大気放出量 (Bq)

$R$  : 人間の呼吸率 ( $\text{m}^3/\text{s}$ )。六ヶ所再処理工場と同じ  $3.33 \times 10^{-4} (\text{m}^3/\text{s})$  を想定した。

$1/Q$  : 排気筒効果を表す。六ヶ所再処理工場と同じ  $1.30 \times 10^{-6}(\text{s}/\text{m}^3)$  を想定した。

$H_i$  : 核種  $i$  の吸入による実効線量係数 (Sv/Bq)。ICRP Pub.30 ベースの吸入による実効線量係数を用いたケースと ICRP Pub.72 ベースの値を用いたケースを計算した。

被ばく線量評価のまとめを表 24 および図 42 に示す。分離塔内爆発事故は事故時の判断基準である 5mSv を大きく下回る結果となっている。

表 22. NEXT プロセス MA 回収設備における変動項目の一覧

変動項目の大分類	変動項目の小分類
工程内の液体 および固体に 係る異常な変化	流量の変化 核燃料物質濃度の変動 核分裂生成物濃度の変動 試薬濃度の変動 保有量の変動 移送経路の変化、固体位置の変化 電流等の変動（電極の短絡等）
工程内の気体に 係る異常な変化	流量（又は圧力）の変動 組成の変動 流路の変化
工程内の温度の 異常な変化	加熱能力の変動 冷却能力の変動
換気設備での 異常な変化	換気風量の変動 換气流路の変化
外部電源喪失	外部電源喪失

表 23. NEXT プロセス MA 回収設備の異常事象選定結果

事象分類	異常事象	設備	機器	六ヶ所再処理工場の事業指定申請書記載の代表事象
火災	有機溶媒 (CMPO, Cyanex) の火災 (注1)	分離サイクル設備	CMPO分離塔 Cyanex分離塔	プルトニウム精製設備のセル内での有機溶媒火災
爆発	槽内レッドオイル爆発によるオフガス系への過度の放出	抽出設備	U-Pu蒸発缶 高放射性廃液蒸発缶	プルトニウム濃縮缶でのTBP等の錯体の急激な分解反応
	高分子被覆剤の爆発 (注1)	分離サイクル設備	CMPO分離塔 Cyanex分離塔	
臨界	対象事象なし			溶解槽における臨界 (注2)
漏洩	配管、弁等からの漏洩	放射性溶液を扱う全設備	放射性溶液を扱う全機器	高レベル廃液貯蔵設備の配管からセルへの漏洩
	溶融ガラスの漏洩	ガラス固化設備	ガラス溶融炉	高レベル廃液ガラス固化設備での溶融ガラスの漏洩
機能喪失	対象事象なし			
取り扱いに伴う破損	転倒、落下等による集合体の機械的破損	使用済燃料一時貯蔵設備	燃料一時貯蔵ピット	使用済燃料の受入施設及び貯蔵施設での使用済燃料集合体落下
		受入・燃料貯蔵設備	燃料一時貯蔵ピット	
短時間の全交流動力電源喪失	液流量停止に伴う冷却機能喪失 (注1)	分離サイクル設備	CMPO分離塔 Cyanex分離塔 高放射性廃液受槽 Am, Cm中間製品受槽 Am, Cm製品受槽等	
	ガラス溶融炉の閉じ込め機能喪失	ガラス固化設備	ガラス溶融炉	短時間の全交流動力電源の喪失

(注 1)抽出クラマトグラフィ法特有。(抽出剤の有機溶媒 (CMPO 又は Cyanex) を高分子に含浸させ、それを多孔質シリカ粒子に被覆させ吸着剤として使用し、MA 等を回収)

(注 2)六ヶ所再処理工場の溶解槽は形状管理+濃度管理+質量管理+中性子吸収材管理の組合せで、複雑な管理。一方、検討対象設備内に存在する核燃料物質は MA のみであり、概略の臨界評価により臨界に至る可能性は小さい。

表 24. NEXT プロセス MA 回収設備における分離塔内爆発事故評価のまとめ

破損時モード	ICRP データ	敷地境界外被 ばく線量[mSv]	備考
MA分離時	Pub.30	1.66E-05	注1
	Pub.72	1.45E-05	注2

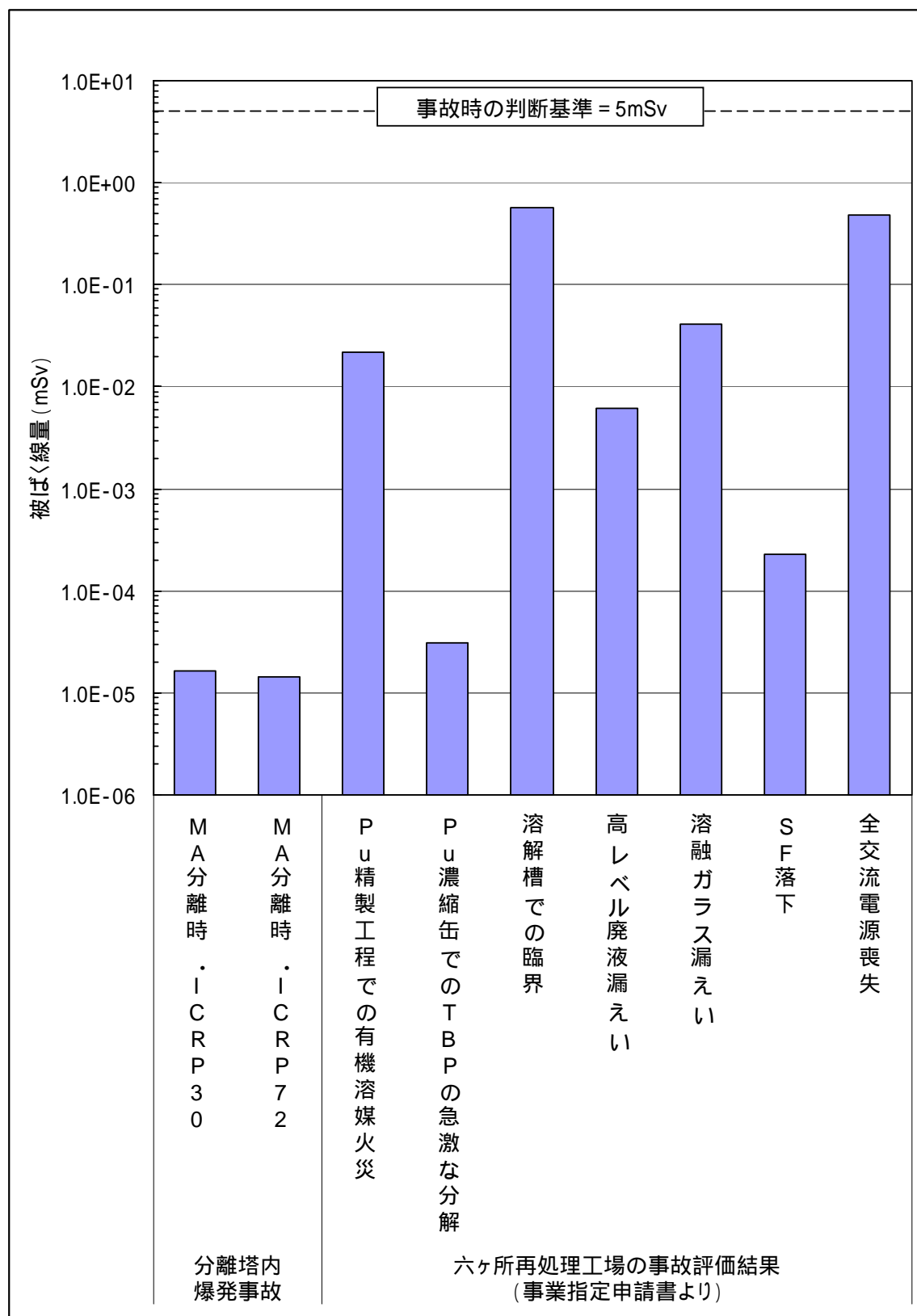
注1) Cm-244の寄与が80%、Am-241の寄与が17%である

注2) Cm-244の寄与が80%、Am-241の寄与が16%である

参考：六ヶ所再処理工場の事故評価結果<sup>1</sup>

異常事象	ICRP データ	敷地境界外被 ばく線量[mSv]	備考
Pu精製工程での有機溶媒火災	Pub.30	2.20E-02	
Pu濃縮缶でのTBPの急激な分解		3.10E-05	
溶解槽での臨界		5.70E-01	
高レベル廃液の漏えい		6.20E-03	
溶融ガラスの漏えい		4.10E-02	
使用済燃料集合体落下		2.30E-04	
全交流電源喪失		4.90E-01	

- 1 評価結果の出典：日本原燃(株)，“六ヶ所再処理事業所 再処理事業指定申請書”，1997版(1997)。



評価値の出典：日本原燃(株)，“六ヶ所再処理事業所 再処理事業指定申請書”，1997版(1997)。

図 42. NEXT プロセス MA 回収設備における分離塔内爆発事故評価結果



## 3 候補概念の概略リスク評価

### 3.1 炉システム

#### 3.1.1 ナトリウム冷却炉

##### (1) 目的

実用化戦略調査研究で有望な候補概念であるナトリウム冷却炉の概念設計に当たっては、炉心損傷発生頻度について設計要求（ $10^{-6}$ /炉年未満）を満足することが必須である。150 万 kWe 級大型炉に対するレベル 1 PSA の予備的評価 [18] では、上記の設計要求を達成できる見通しである。ただし、この原子炉は炉容器や一次系の簡素化によって炉出力あたりの一次系 Na 質量が先行炉と比べて小さく、崩壊熱除去失敗型の炉心損傷事象（PLOHS および LORL）の事象進展が先行炉の場合より早まる可能性がある。また、格納系簡素化によって炉出力に対する格納系容積が先行炉と比べて小さく、炉心損傷後の格納系事象進展が早まる可能性がある。これらの事象は異常な過渡時炉停止失敗事象（ATWS）と比較して事象進展が緩慢であり、フェーズ 1 のアクシデントマネジメント（AM）策による除熱復旧や事象進展の遅延が重要である。ここでは、PLOHS 及び LORL 発生頻度を低減するための AM 策を整備することを目的とする。

##### (2) PLOHS および LORL に対する AM 策の検討

###### (i) 簡易レベル 1 PSA

本作業では、SG 伝熱管（一重管 or 二重管）及び崩壊熱除去系（PRACS or IRACS）の組合せに対して、簡易レベル 1PSA を実施する。評価対象の 150 万 kWe 大型炉の DRACS + PRACS システムおよび DRACS + IRACS システムの概略系統図をそれぞれ図 43 および図 44 に示す。

###### (a) 起回事象の選定

本評価では、簡単のため起回事象の集約を行い、1 次主冷却系漏えい、2 次主冷却系漏えい、外部電源喪失、水蒸気系除熱喪失、SG 伝熱管破損、原子炉トリップを対象にした。また、起回事象頻度については、比較しやすいように可能な限り先行炉で扱われた頻度を踏襲した。

###### (b) 成功基準の設定

###### 1) PLOHS

崩壊熱は、原子炉停止後短時間（24 時間以内）は、3 系統ある崩壊熱除去系のうち 2 系統

の強制循環又は自然循環によって除熱可能である。また、SG を介した給水系及び蒸気系による強制循環によっても除熱可能である。原子炉停止後 24 時間以降 1 ヶ月程度までは、3 系統ある崩壊熱除去系のうち 1 系統の強制循環又は自然循環によって除熱可能であり、SG を介した給水系及び蒸気系による強制循環によっても除熱可能である。

以上より、崩壊熱除去に対する成功基準を次のように設定した。

短期間（24 時間以内）では、2 系統以上の崩壊熱除去系による自然循環除熱又は給水系及び蒸気系による SG を介した強制循環除熱が可能であること。

長期間（24 時間以降 1 ヶ月程度）では、1 系統以上の崩壊熱除去系による自然循環除熱又は給水系及び蒸気系による SG を介した強制循環除熱が可能であること。

## 2) LORL

1 次冷却材漏えい事象にも、崩壊熱除去のための流路を確保できるようにいかなる状況においても原子炉容器内冷却材液位を  $E_{sl}$  以上に維持する必要がある。

以上より、原子炉液位確保に対する成功基準は、以下のように設定した。

原子炉容器破損に対してガードベッセルが健全で無制限なナトリウムの漏えいがなく、原子炉容器液位は  $E_{sl}$  以上に維持できること。

1 次冷却系ループ破損に対して外管が健全で無制限なナトリウムの漏えいがなく、原子炉容器液位は  $E_{sl}$  以上に維持できること。

### (c) 評価の前提条件

PRACS と DRACS の間のダンパ故障については、IHX 容器に設置する PRACS と原子炉容器に設置する DRACS では、制御系も異なり、使用条件も異なるため、両者に共通原因故障を考慮する必要はないとした。本評価では、2 系統ある PRACS 間もしくは IRACS 間での共通原因故障を考慮する。

DRACS の機能喪失要因としては、冷却系回路の機能喪失（配管からの漏えい）、起動信号故障、起動時ダンパ開失敗、電源喪失によるダンパ制御故障が考えられるが、短期の運用では、崩壊熱が高いため、ダンパ開操作後の Na 凍結防止のための開度調整は行わないとし、開度調整中の制御系誤動作や制御失敗によるダンパ誤開閉の想定は不要とした。長期では、冷却系回路の機能喪失（配管からの漏えい）、運転中の制御系誤動作及び本体誤動作によるダンパ誤開による凍結、ダンパ誤作動による運転中の誤閉を想定した。

PRACS(A) と PRACS(B) の機能喪失は、独立故障の同時発生と共通原因故障に分けられる。短期での共通原因故障としては起動時のダンパ開失敗を考える。2 系統の PRACS でダンパが 4 枚あり、そのうち 2 枚が開けば良いので、機能喪失時として 3 重故障を想定する。また、入口と出口の 2 箇所のだんぱを考える。長期での共通原因故障としては、制御系誤動作に関して（制御系誤動作 + 本体誤動作による誤開）×（リカバリー失敗確率：制御系、ダン

パ)を想定する。

#### (d) 事故シーケンスの定量化

##### 1) PLOHS

「1重管 SG + 2PRACS + 1 DRACS」の場合のドミナントシーケンスを表 25 に示す。トータルの PLOHS 発生頻度は  $1.30 \times 10^{-7}/\text{ry}$  となり、そのうち 80%以上は水蒸気系除熱喪失時の PRACS のダンパ共通原因開失敗である。次は外部電源喪失時のダンパ開失敗である。2つを併せて全体の約 95%となる。

この結果を基に「2重管 SG + 2 PRACS + 1 DRACS」の場合を検討する。簡易的に、SG を二重管にしたことで起因事象から SG 伝熱管破損を排除できると考え、その結果を表 26 に示す。SG 伝熱管破損を起因事象とするシーケンスが無くなることで、PLOHS 発生頻度は若干低下し  $1.28 \times 10^{-7}/\text{ry}$  となるが、ほぼ 1 重管 SG の場合と同様の傾向となる。

次に「1重管 SG + 2 IRACS + 1 DRACS」の場合のドミナントシーケンスを表 27 に示す。この場合、PLOHS 発生頻度は  $1.79 \times 10^{-6}/\text{ry}$  となる。約 35%は SG 伝熱管破損時、短時間での健全ループ側 IRACS の機能喪失(主に IRACS 構成機器からの漏えい)であり、続いて 2 次冷却材漏えい時の IRACS 機能喪失、SG 伝熱管破損時の DRACS 機能喪失となる。なお、2 次系での冷却材漏えい時の水系運用として、漏えい時にもブローせずに健全ループでのタービンバイパス除熱が可能であるとすると、PLOHS 発生頻度は  $1.80 \times 10^{-7}/\text{ry}$  程度に下がると考えられる。

この結果を基に「2重管 SG + 2 IRACS + 1 DRACS」の場合を検討する。簡易的に、SG を二重管にしたことで起因事象から SG 伝熱管破損を排除できると考え、その結果を表 28 に示す。SG 伝熱管破損が無くなることで、PLOHS 発生頻度は  $8.52 \times 10^{-7}/\text{ry}$  に低下する。主要シーケンスは 2 次冷却材漏えい時の崩壊熱除去系の機能喪失(健全ループの IRACS、DRACS、健全ループの流路故障)で、全体の 85%を占める。

##### 2) LORL

図 45 に示すように、LORL 発生頻度は約  $2.09 \times 10^{-9}/\text{ry}$  で、このうち約 80%がループからの 1 次冷却材漏えい時に  $\text{N}_2$  ガス隔離と  $\text{Ar}$  ガス隔離の両者に失敗するシーケンスである。

#### (e) 簡易 PSA のまとめ

評価結果から、PRACS と IRACS では冷却回路の破損確率という観点で PRACS の場合の方が PLOHS 発生頻度を 1 桁程度低くすることができる。また、PRACS の場合、水・蒸気系故障時及び外部電源喪失時の PRACS 機能喪失が支配的であり、これらの事象の時に代替できる除熱手段を整備する AM 策が有効であると考えられる。なお、上記シーケンスのうち 99%に PRACS のダンパ共通要因故障が寄与しているが、PLOHS 発生頻度を無視できるく

らいに小さくする場合にはダンパに対する AM 策のみでは十分ではなく、代替除熱手段を整備する必要がある。IRACS の場合には、IRACS の冷却回路の健全性喪失（主に機器からの漏えい）が支配的であるため、起因事象発生頻度低減に関する AM 策の検討が必要である。

LORL に対しては、Ar ガス隔離及び N<sub>2</sub> ガス隔離機能を向上させる AM 策が有効である。

## (ii) PLOHS に対する AM 策候補の抽出

PLOHS 発生頻度が最も低かった「2 重管 SG + 2 PRACS + 1 DRACS」の場合を対象に、有効となる AM 策として崩壊熱除去性能を向上させる AM 策を検討する。

### (a) 除熱性能向上策

現有設備を有効に使い除熱量を向上させることを目的として、考えられる AM 策（下記）について除熱量の概算を行った。

#### 1) 容器外壁を用いた AM 策

##### a) 強制循環除熱

- ・ SG 外胴の強制冷却
- ・ RV のガードベッセル内のガス（窒素ガスなど）強制ブローによる冷却
- ・ IHX 容器とガードベッセル間のガス（窒素ガスなど）強制ブローによる冷却
- ・ 1 次系配管のエンクロージャ内をガスで強制冷却
- ・ DHRS の配管のエンクロージャ内をガスで強制冷却
- ・ DRACS の強制循環化

##### b) 自然循環除熱

- ・ 原子炉容器の自然循環除熱
- ・ SG 外胴の自然循環除熱
- ・ RV と GV 内に熱伝導性の高い流体（たとえば Na）を流し、GV 外側からの放熱により除熱
- ・ RV と GV 内に熱伝導性の高い流体（たとえば Na）を流し、GV 外側に積極的に自然循環を促進する流路を設けた場合
- ・ 配管（保温材あり）外面の自然循環除熱
- ・ 配管（保温材なし）外面の自然循環除熱

#### 2) SG 伝熱管を用いた AM 策

##### a) 強制循環除熱

- ・ SG 伝熱管内ガス冷却
- ・ SG 伝熱管内への水または水蒸気を使ったフィード&ブリード冷却

##### b) 自然循環除熱

- ・ SG 伝熱管内自然循環除熱

PLOHS においてドミナントなシーケンスは崩壊熱除去系の 2 系統が機能を喪失することであり、DRACS の容量 ( 23MW) を補う AM 策として、以下の AM 策が考えられる。

- ・各容器の外壁を強制冷却(20m/s)することで約 25MW の除熱量が確保  
( SG 外胴 \* 2、RV ~ GV 間、IHX 容器 \* 2 )
- ・ SG 伝熱管内を強制ガス冷却(30m/s)することで約 24MW ( 2 基 ) の除熱量が確保
- ・ SG 伝熱管内を蒸気冷却 ( 20m/s) することで約 32MW ( 2 基 ) の除熱量が確保
- ・ SG 伝熱管内への給水 ( 26t/h) で約 23MW の除熱量が確保

### (b) AM 策の比較検討

上述の AM 策について、性能面での有効性、コスト面からの実現性、操作性 ( 手順の構築可能性 ) の観点で比較した結果を表 29 に示す。合理的な AM 策としては、SG を用いた「ガスによる SG 冷却」、SG を用いた「補助蒸気を利用した SG フィード&ブリード」、SG を用いた「補助給水を利用した SG フィード&ブリード」、及び「AM 用ダンパの追加」が選定されたが、このうち、～ については、SG を用いた同様の概念であり、次節では、最も合理的な「補助蒸気を利用した SG フィード&ブリード」についての導入を検討する。

また、簡易 PSA の評価結果から、現設計の崩壊熱除去系のダンパ共通原因開失敗確率を低減させる「AM 策用ダンパの追加」についても検討する。

### (iii) 主要 AM 策候補の有効性評価

#### (a) 補助蒸気による SG 除熱

##### 1) AM 設備の概要

図 46 に示すように、補助ボイラ 2 缶の補助蒸気 ( 60t/h ) を SG 予熱ラインを通して、SG に供給することで、SG 管内に供給された蒸気と 2 次 Na との熱交換により崩壊熱を除去する。補助ボイラ設備は常用電源負荷であり、外部電源喪失事象以外の事象では後述する対応は現設計のままでも可能である。外部電源喪失下では、予備機ガスタービンを作動させ、AM 設備用負荷をここからとることは設計上可能である。

##### 2) AM 操作の概要

DHRS 機能喪失を認知する。

待機中の補助ボイラを立ち上げる。

崩壊熱除去運転に使用可能な SG を特定する。( SG 伝熱管破損や 2 次 Na 漏えいが発生しているループの SG は AM 策では使用できない。)

主給水止め弁及び主蒸気止め弁が閉止していることを確認する。

補助蒸気の一般需要先への供給止め弁を閉止し、AM 策に使用する側の SG 予熱ラ

イン止め弁を開放する。

SG 出口蒸気放出弁を開放し、蒸気をブローすることで崩壊熱除去運転を開始する。必要に応じて、補給水タンク、純水タンクへ水の補給を行い長時間除熱のための水源を確保する。

補助ボイラ燃料についても適宜補給する。

### 3) システム非信頼度

本 AM 策の機能喪失要因としては、a) DHRS 機能喪失の認知失敗、b) 運転員による本 AM 策操作失敗、c) 設備の動作失敗（起動失敗、運転継続失敗）がある。

DHRS 機能喪失の認知失敗については、機能喪失から SG 予熱ラインの開放等の AM 策実施準備まで 1 時間を要すると仮定し、冷却材温度が 650 に到達するまでの余裕時間を 3 時間と見込むと、運転員が DHRS 機能喪失の認知に費やせる時間余裕は 2 時間となる。時間・信頼度曲線（NUREG/CR-1278）に基づけば、この失敗確率は  $6 \times 10^{-5}/d$  と見込む。

運転員による本 AM 策操作失敗については、運転員が行なう弁操作などは全て中央制御室で対応可能と仮定し、それぞれの操作に対して、高ストレス フィードバックあり ( $3 \times 10^{-3}/d$ ) を当てはめると、この失敗確率は  $1.8 \times 10^{-2}/d$  と見込まれる。

設備の動作失敗については、止め弁の検査間隔を 1 年とし、電動ダンパの開閉失敗確率 ( $3.2 \times 10^{-7}/h$ ) を用いると、止め弁動作失敗確率は  $7 \times 10^{-3}/d$  となる。また、非常用ディーゼルシステムの非信頼度については、作動失敗は  $1.2 \times 10^{-3}/d$ 、短期での運転継続失敗は  $5.8 \times 10^{-3}/d$ 、長期での運転継続失敗は  $1.7 \times 10^{-2}/d$  を用いて評価する。

以上から、短期での非信頼度は  $3.2 \times 10^{-2}/d$ 、長期での非信頼度は  $4.3 \times 10^{-2}/d$  が得られる。

### (b) ダンパの多様化

#### 1) AM 設備の概要

図 47 に示すように、DHRS の空気冷却器部分に、従来のダンパとは独立かつ多様性のあるダンパを設置する。すなわち、従来のルーバー型ダンパとは別の 2 リンクフラップダンパを  $50\% \times 2$  枚設置する。また、出口側にはスライド式ダンパを  $50\% \times 2$  枚設置する。ダンパは電動駆動とし、非常用電源負荷とする。また、手動でも操作可能なようにアクセス性を考慮した設計とする。

#### 2) AM 操作の概要

DHRS 機能喪失を認知する。

その原因がダンパ制御不能の場合に、本 AM 策による炉心損傷防止策を行う。

事故後短時間の DHRS 機能喪失の場合、新たに設置した 2 リンクフラップダンパ及びスライド式ダンパを全開とし、除熱を行う。

長期除熱においては、ダンパの制御が必要となるため、1回/1日程度のインチング操作による開度調整を行う。

### 3) システム非信頼度

短期の場合、余裕時間を3時間と想定すると運転員による認知失敗確率は $5.0 \times 10^{-5}/d$ 、高ストレス フィードバックなしのデータを用いると AM 操作失敗確率は $3.0 \times 10^{-2}/d$ 、ダンパの機械的故障による開失敗確率は $1.15 \times 10^{-4}/d$ となり、システム非信頼度は約 $0.03/d$ となる。

長期の場合、短期間に AM ダンパを起動させた場合と、24 時間後に DHRS の機能喪失により AM ダンパを作動させる場合とに分けて考える。既に起動している場合、ダンパ操作は1回/日として30日間の使命を想定すると、ダンパ操作失敗確率は $9.0 \times 10^{-2}/d$ となり、ダンパ故障確率は $1.15 \times 10^{-4}/d$ となる。24 時間以降にダンパ起動する場合、認知失敗確率は $5.0 \times 10^{-5}/d$ 、AM 方策起動時開操作失敗確率は $3.0 \times 10^{-3}/d$ 、ダンパ操作失敗確率は $9.0 \times 10^{-2}/d$ 、ハード故障確率は $1.15 \times 10^{-4}/d$ となる。これら全てを足し合わせたシステム非信頼度は $0.19/d$ となる。

#### (c) AM 策導入の有効性評価

##### 1) ダンパ多様化

PRACS のダンパ共通原因開失敗の発生頻度が低下することにより、全体の PLOHS 発生頻度は表 30 に示すように $4.64 \times 10^{-9}$ となり、AM 導入前の発生頻度 $1.28 \times 10^{-7}$ と比較すると1桁以上小さい値( $3.6 \times 10^{-2}$ 倍)となる。

##### 2) ダンパ多様化 + SG 除熱

さらに、上記 AM 策に対して SG 除熱による炉心損傷防止策についても重ね合わせる。本 AM 策は他のシステムとのインターアクションがないことから、短期で崩壊熱除去に失敗するシーケンスに対しては、本 AM 策の短期での非信頼度： $3.2 \times 10^{-2}$ を、長期のシーケンスに対しては本 AM 策の長期での非信頼度： $4.3 \times 10^{-2}$ を乗じる。また、SG 除熱用の駆動電源は非常用ガスタービン発電機も考慮することができるが、全交流電源喪失時には使用できない。そこで、全てのシーケンスに対して SG 除熱による効果を考慮した場合と、外部電源喪失シーケンスには適用できないとした場合と2ケースについて炉心損傷頻度低減効果を検討した。

上記の非信頼度をそのまま用いると、全シーケンスに SG 除熱が有効であるとした場合には、本プラントの PLOHS の発生頻度は $1.51 \times 10^{-10}$ にまで低減する。また、外部電源喪失時には SG 除熱が期待できないとした場合には、 $7.85 \times 10^{-10}$ となり、仮にこの値を用いるとしても AM 導入前の PLOHS の発生頻度に比べて2桁以上低減する。

### (3) 課題

PRACS の空気冷却器ダンパの共通原因故障は PLOHS 頻度の中で支配的な寄与を示して

いる。さらに、今年度検討した SG フィード&ブリードがこの PLOHS の AM 対策として有効であるためには、50%の除熱を受け持つ DRACS が健全であることが不可欠である。このため、DRACS の空気冷却器ダンパが PRACS のそれと共通原因故障しないように完全に多様化されていることが必須条件であり、多様化策の実現見通しを早期に明らかにすることが今後の課題として重要である。



表 25. PRACS-PLOHS (一重管 SG) ドミナントシケーケンス

/ry	事象	割合 (%)
1	1.07E-07 水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のPRACS(A)、(B)ダンパ共通原因開失敗	82.3
2	1.79E-08 外部電源喪失時、24時間以内のPRACS(A)、(B)ダンパ共通原因開失敗	13.8
3	2.37E-09 SG伝熱管破損時、24時間以内のPRACS(A)、(B)ダンパ共通原因開失敗	1.8
4	1.86E-09 2次冷却材漏えい時、24時間以内のPRACS(A)、(B)ダンパ共通原因開失敗	1.4
5	1.87E-10 水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のDRACS及びPRACS(A)からの漏えい	0.1
5	1.87E-10 水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のDRACS及びPRACS(B)からの漏えい	0.1
7	1.85E-10 水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のPRACS(A)、(B)からの漏えい	0.1
トータル 1.30E-7/ry		

表 26. PRACS-PLOHS (二重管 SG) ドミナントシケーケンス

/ry	事象	割合 (%)
1	1.07E-07 水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のPRACS(A)、(B)ダンパ共通原因開失敗	83.6
2	1.79E-08 外部電源喪失時、24時間以内のPRACS(A)、(B)ダンパ共通原因開失敗	14.0
3	1.86E-09 2次冷却材漏えい時、24時間以内のPRACS(A)、(B)ダンパ共通原因開失敗	1.5
4	1.87E-10 水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のDRACS及びPRACS(A)からの漏えい	0.1
4	1.87E-10 水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のDRACS及びPRACS(B)からの漏えい	0.1
6	1.85E-10 水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のPRACS(A)、(B)からの漏えい	0.1
トータル 1.28E-7/ry		

表 27. IRACS-PLOHS (一重管 SG) ドミナントシケーケンス

/ry	事象	割合 (%)
1	6.30E-07 SG伝熱管破損時、24時間以内の健全ループIRACS機能喪失	34.9
2	4.93E-07 2次冷却材漏洩時、24時間以内の健全ループIRACS機能喪失	27.3
3	1.70E-07 SG伝熱管破損時、24時間以内のDRACS機能喪失	9.4
4	1.33E-07 2次冷却材漏洩時、24時間以内のDRACS機能喪失	7.4
5	1.25E-07 SG伝熱管破損時、24時間以内の健全ループ流路喪失	6.9
6	1.07E-07 水蒸気系除熱喪失時、24時間以内の2ループIRACS共通原因開失敗	5.9
トータル	1.80E-6/ry	

表 28. IRACS-PLOHS (二重管 SG) ドミナントシケーケンス

/ry	事象	割合 (%)
1	4.93E-07 2次冷却材漏洩時、24時間以内の健全ループIRACS機能喪失	56.6
2	1.33E-07 2次冷却材漏洩時、24時間以内のDRACS機能喪失	15.3
3	1.07E-07 水蒸気系除熱喪失時、24時間以内の2ループIRACS共通原因開失敗	12.3
4	9.77E-08 2次冷却材漏洩時、24時間以内の健全ループ流路喪失	11.2
5	1.79E-08 外部電源喪失時、24時間以内の2ループIRACS共通原因開失敗	2.1
トータル	8.70E-7/ry	

表 29 (1/3). 除熱向上のための AM 策の比較表

AM 策	概要	性能面での有効性	設備コスト	操作性 (手順)	総合評価	備考
SG 外胴強制冷却	直管 SG のエンクロージャを開放し外胴を強制的にブローすることによる冷却。	2.5MW (10m/s) 4.7MW(20m/s) < 1 基あたり > △	大 (注記 1、2)	やや難 (注記 3)	×	炉心から SG までの流路健全時のみ
RV~GV 間ガス強制ブロー	RV と GV 間に窒素ガス等を強制ブローすることによる冷却。	4.5MW (10m/s) 8.2MW(20m/s) ○	同上	同上	×	
IHX 容器~GV 間ガス強制ブロー	IHX 容器と GV 間に窒素ガス等を強制ブローすることによる冷却。】	2.0MW (10m/s) 3.7MW(20m/s) < 1 基あたり > △	同上	同上	×	1 次系流路健全時のみ
DHRS 配管エンクロージャ内ガス強制冷却	DHRS の配管のエンクロージャ内をガスで強制ブローすることによる冷却。	1.9MW (10m/s) 3.5MW(20m/s) △	同上	同上	×	PRACS の配管エンクロージャを用いるのは 1 次系流路健全時のみ

(注記 1) 冷却用空気供給、排気ダクトの引廻しによる設備インパクトが大きい。

(注記 2) Na 漏えい対策設備との干渉があり、冷却流路が大きくなり、他設備へのインパクトが大きい。

(注記 3) 冷媒が空気であるため、Na 凍結防止のダンパ開度制御が必要。

表 29 (2/3). 除熱向上のための AM 策の比較表

AM 策	概要	性能面での有効性	設備コスト	操作性 (手順)	総合評価	備考
DRACS 強制循環化	DRACS にもプロワを設置し、強制冷却する。	平均的な除熱量は向上するが、総合的な性能はあまり変化しない可能性がある。(注記4)	プロワと電源	やや難 (注記3)	△	
RVACS	RV と GV 間に熱伝導性の高い流体を流し、GV 外側に自然循環を促進する流路 (煙突効果) を設ける。	4.3MW(7m/s)	大 (注記1、2、5)	やや難 (注記3)	×	
SG 伝熱管内ガス強制冷却	伝熱管内にガスを流して強制冷却。	3.9MW (10m/s) 7.7MW(20m/s) 12MW(30m/s) < 1 基あたり > △	冷媒用ガスタンクの追加必要 (注記6)	やや難 (注記3)	△	炉心から SG までの流路健全時のみ SG の健全性 (コーロドシヨック) 確認必要。(注記7)

(注記4) FC にすることで平均的な除熱量は向上。ただし、FC にしても炉内の冷却は自然循環であるため、流路が確立するまでの除熱能力は現状の INC と大差がない。1FC で短期間(24h)の崩壊熱除去が可能であれば効果大きい。流路確立までの評価は現状の INC 除熱量と同程度と判断。

(注記5) 熱伝導性の高い流体の保管タンク及び供給配管が必要。

(注記6) SG 予熱ラインを利用する。

(注記7) 既往研究 (実証炉設計) で、SG 伝熱管内への給水時にバウンダリ漏えいは回避可能との評価があるが、大型化した SG で成り立つかの確認が必要。ガス、蒸気の方が相変化がないため、給水策に比べ成り立性見込みは格段に大きい。

表 29 (3/3). 除熱向上のための AM 策の比較表

AM 策	概要	性能面での有効性	設備コスト	操作性 (手順)	総合評価	備考
SG 伝熱管内への蒸気冷却 (図 46)	SG 伝熱管を利用したフィード&ブリード除熱 (補助蒸気利用)。	8.2MW (10m/s) 16MW(20m/s) 25MW(30m/s) < 1 基あたり > ○	なし (注記 6、8) ○	容易 ○ (注記 9)	○	炉心から SG までの流路健全時のみ SG の健全性 (コールドシヨック) 確認必要。(注記 7)
SG 伝熱管内への給水	SG 伝熱管を利用したフィード&ブリード除熱 (給水利用)。	23MW (26t/h) < 1 基あたり > ○	補助給水設備一式が必要。(注記 8) △	やや難 (注記 3) △	△	SG の健全性 (コールドシヨック) 確認必要。(注記 7) 炉心から SG までの流路健全時のみ
DRACS 基数の増大	DRACS を 2 基とし、短期の PRACS 機能喪失時にも DRACS のみで対応可能なようにする。	DRACS 除熱量を 2 倍にできる。 ○	原子炉構造廻りの設備インパクト大。 ×	やや難 (注記 3) △	×	
ダンパの多様化 (図 47)	ダンパを多様化することで、DHRS 機能喪失のドミナントとなっっているダンパ故障を極限まで小さくする。	ダンパ故障性能の強化に有効。 ○	現状設備と違う仕様のダンパ設備が必要 △	やや難 (注記 3) △	△	設備仕様をどこまで変えれば多様性があると主張できるかの確認が必要。

(注記 8) 電源は非常用電源負荷とすることが望ましい。

(注記 9) Na 凍結対策不要。

表 30. AM 対策（ダンパ多様性）後の PRACS-PLOHS ドミナントシナリオ

	/rY	事象	割合(%)
1	3.20E-09	水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のPRACS(A)、(B)ダンパ共通原因開失敗、AM1失敗	69.0
2	5.37E-10	外部電源喪失時、24時間以内のPRACS(A),(B)ダンパ共通原因開失敗、AM1失敗	11.6
3	1.87E-10	水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のDRACS及びPRACS(A)からの漏えい	4.0
3	1.87E-10	水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のDRACS及びPRACS(B)からの漏えい	4.0
5	1.85E-10	水蒸気系除熱喪失時、24時間以内のPRACS(A)(B)からの漏えい	4.0
6	1.23E-10	水蒸気系除熱喪失時、24時間以後のDRACS,PRACS(A)(B)からの漏えい	2.7
7	5.57E-11	2次冷却材漏えい時、24時間以内のPRACS(A),(B)ダンパ共通原因開失敗	1.2
	トータル	4.64E-9/rY	

AM1：AM用ダンパの操作

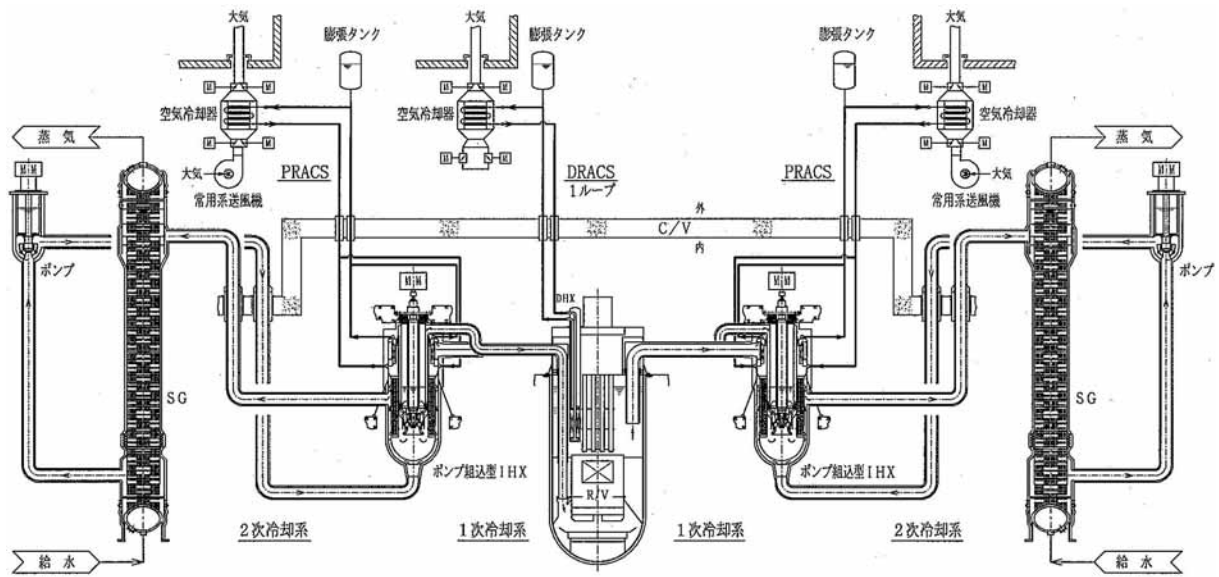


図 43. 大型炉 崩壊熱除去系系統図 (DRACS + PRACS)

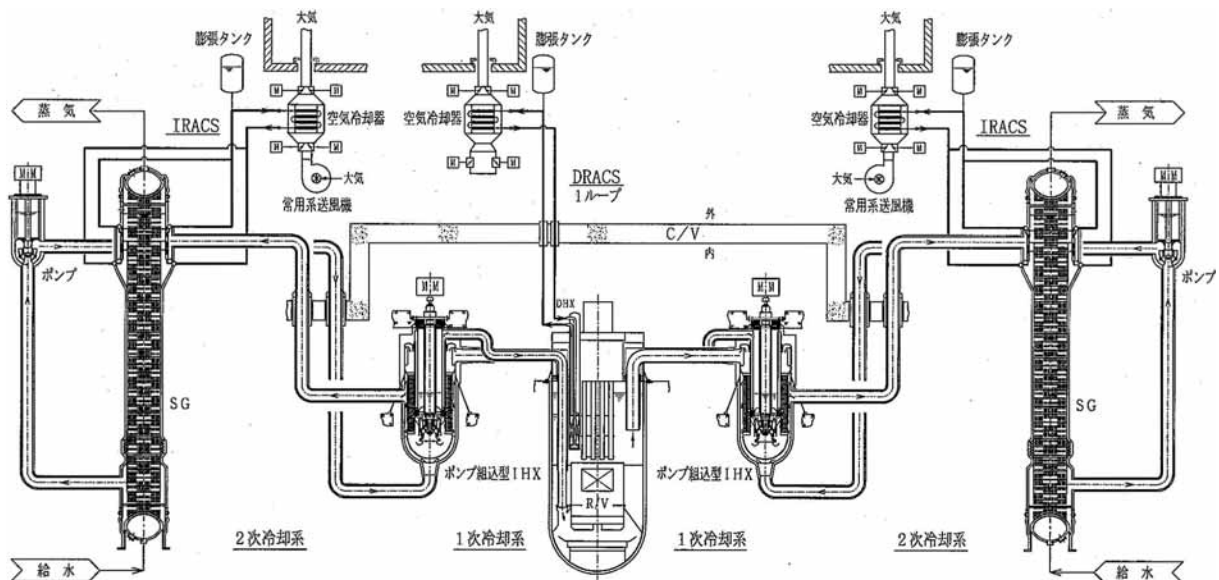


図 44. 大型炉 崩壊熱除去系系統図 (DRACS + IRACS)

起因事象

1次冷却材漏洩 (ループ)	外管健全	1次ポンプ トリップ	N2ガス 隔離	Arガス 隔離
1.64E-03	6.22E-05	2.49E-05	1.00E-02	1.00E-04

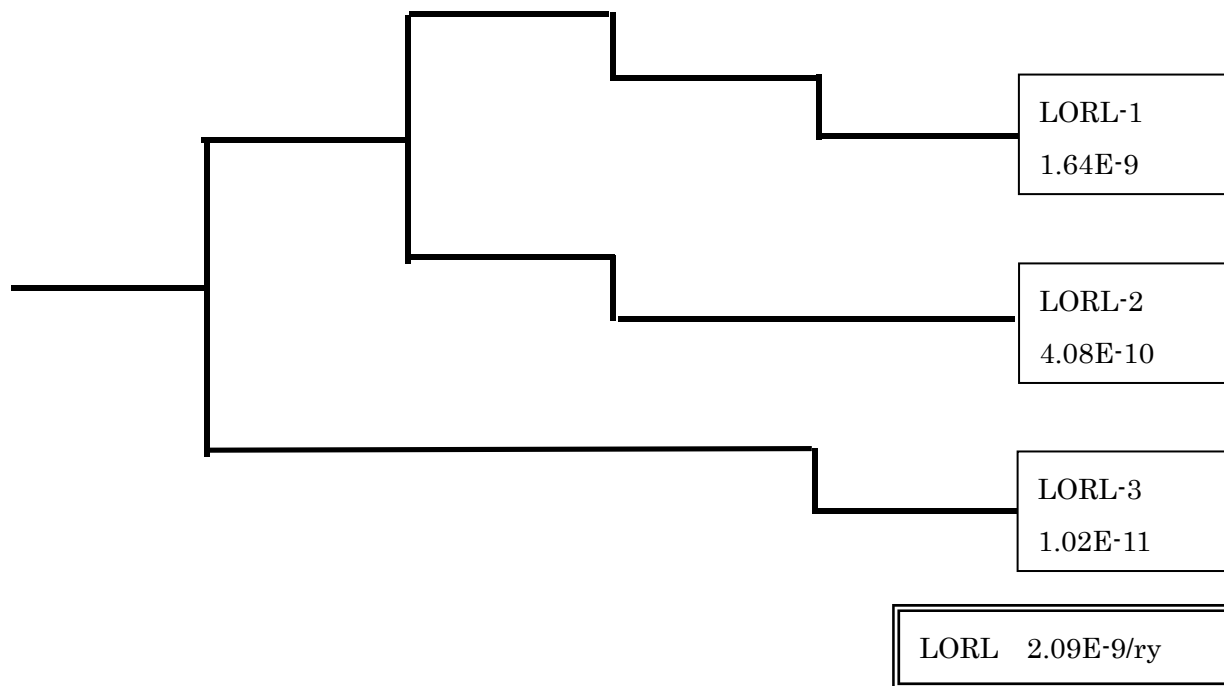


図 45. LORL イベントシーケンス



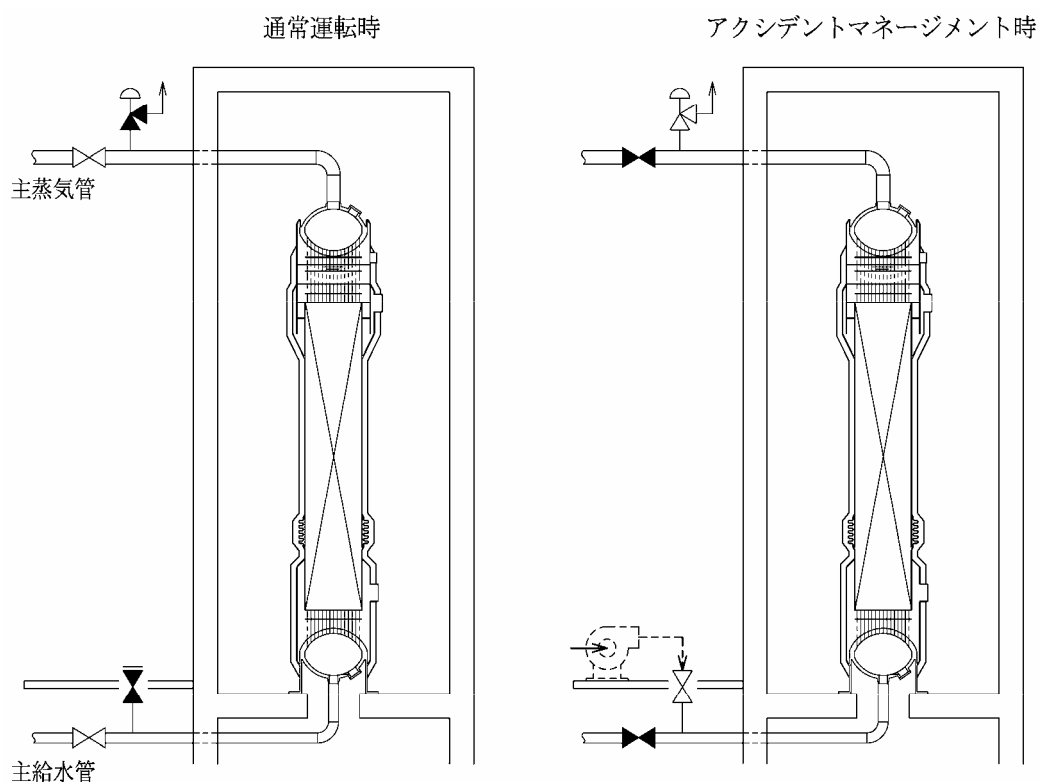


図 46. SG 伝熱管内ガス強制冷却

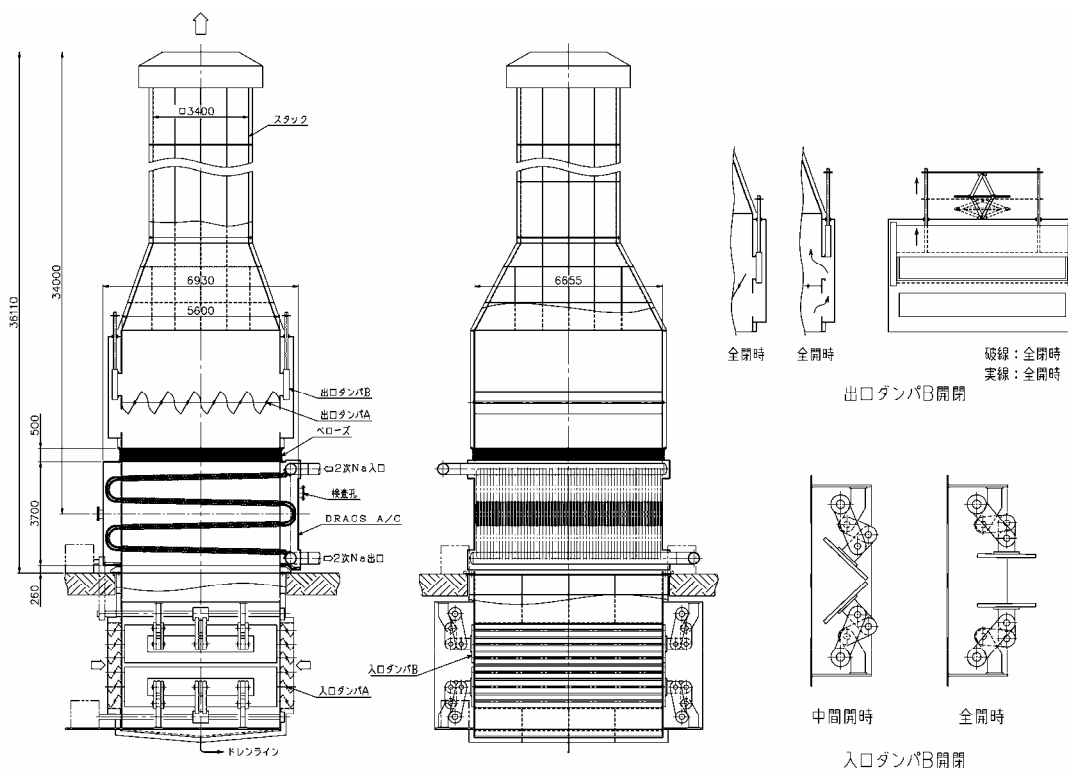


図 47. DHRs 空気冷却器ダンパ多様化

## 3.2 燃料サイクルシステム

H15年度に行った「中間とりまとめ」では、代表概念として 先進湿式再処理システム + 簡素化ペレット法燃料製造システム一体化施設、および 金属燃料の金属電解法再処理システム + 射出鑄造法燃料製造システム一体化施設を対象とした概略リスク評価を行った。H16年度は、放射性物質を同伴する高圧の流体を内包するという安全上の特徴を有する概念として、超臨界直接抽出法再処理システムおよび NEXT プロセスへの採用が考えられている抽出クロマトグラフィを用いた MA 回収工程を検討対象に選定した。

### 3.2.1 超臨界直接抽出法再処理施設

超臨界直接抽出法再処理施設における代表的な異常事象として超臨界直接抽出配管破損を選定した。この事象を起因とする放出イベントツリーを構築することにより、放射性物質の施設外への異常放出シーケンスを同定した。その結果を基に異常放出シーケンスの発生頻度を概算するとともに、施設外へ放出される放射性物質による周辺公衆の被ばく線量ならびに死亡リスクを概算した。

#### (1) 放射性物質のセル内漏洩時における移行経路

超臨界直接抽出配管破損を想定すると、超臨界系内の放射性物質を同伴する流体がセル内に漏洩する。このとき、超臨界直接抽出配管破損に伴い漏出する物質は、減圧されて気体となった  $\text{CO}_2$ 、U/Pu 抽出時には U/Pu/Np を含んだ TBP-硝酸錯体、MA 抽出時には Am/Cm を含んだ TRPO-硝酸錯体あるいは CYANEX-硝酸錯体である。気体の  $\text{CO}_2$  以外は、漏出前は超臨界  $\text{CO}_2$  中に溶解しているものであるが、 $\text{CO}_2$  が減圧されると同時に  $\text{CO}_2$  への溶解度が減少し、セル内に落下する。

セル内へ漏洩した後、ミストとして気相へ留まる一部の放射性物質は、セルの負圧管理で閉じ込めることとなる。すなわち、同放射性物質は漏洩した  $\text{CO}_2$  とともにセル排気系に運ばれ、HEPA フィルタに捕獲される。セル排気系の HEPA フィルタにて浄化された排ガスが排気筒を経て施設外に放出される。

#### (2) 放出イベントツリーの構築

施設外への放射性物質の放出量に影響を及ぼす因子には、気相への移行率、負圧管理を担う排風機の健全性、浄化装置 (HEPA フィルタ) の健全性が挙げられる。このうち、気相への移行率の不確かさについては感度解析の中で考慮することとした。多重化されている排風機の健全性が完全に損なわれた場合には、当該セルの負圧が損なわれるものの隣接する部屋の負圧がセル排気系とは独立な建屋排気系により確保されるため、施設全体としての

放射性物質閉じ込め機能の著しい低下には至らないものと判断できる。このため、排風機の機能喪失を本検討の範囲から除外することとした。HEPA フィルタの健全性が損なわれた場合には放射性物質の閉じ込め能力が著しく低下するので、放出イベントツリー(図 48 参照)の中で明示的に考慮することとした。

### ( 3 ) 起因事象発生頻度および放出イベントツリーの分岐確率

米国原子力発電所の機器故障率データ [19] によれば、配管破損の発生頻度は  $8.0 \times 10^{-8}/h$  である。再処理施設の年間運転時間に 200 日を見込むと、この運転時間中に配管破損が生じる頻度は  $8.0 \times 10^{-8}/h \times 24h/日 \times 200 日/y = 3.8 \times 10^{-4}/y$  となる。

セル排気系の第一段 HEPA フィルタの健全性の分岐確率については、気相へ移行した抽出溶媒および放射性物質の全量がミストとなって HEPA フィルタへ付着すると仮定した場合のミストの付着による従属的な損傷を考慮に入れて設定した。具体的には、HEPA フィルタへのミストの付着量を基に計算した HEPA フィルタの圧力損失の上昇値を基に、高湿度雰囲気での HEPA フィルタの破損圧損の実験測定値のばらつき分布を基に圧力損失値の関数として HEPA フィルタの損傷確率を推定した。その結果、抽出溶媒および放射性物質の気相への移行率が 0.1 以下であれば HEPA フィルタの損傷確率は高々 0.01 であり、移行率が 0.01 以下では同損傷確率は約 0.004 となることがわかった。一方、このようなミストの付着によらない損傷が生じる確率(ランダムな破損確率)は約  $3.7 \times 10^{-3}$  と見積もられる。

第 2 段 HEPA フィルタの損傷要因は、第 1 段 HEPA フィルタの状態に依存して決定される。第 1 段 HEPA フィルタが健全な場合には、排気中のミストは第 1 段 HEPA フィルタによって除去されるので第 2 段 HEPA フィルタの損傷要因としてミストの付着を無視して良く、ランダムな破損のみを考慮すれば良い(シーケンス No.2)。

次に、第 1 段 HEPA フィルタがミストの付着による差圧上昇が原因で損傷した場合には、ミストの大部分は第 1 段 HEPA フィルタに付着しているため、第 2 段 HEPA フィルタの損傷要因としてミストの付着を無視して良く、ランダムな破損のみを考慮すれば良い(シーケンス No.4)。

最後に、第 1 段 HEPA フィルタがランダムな破損を生じた場合には、ミストの大部分は第 1 段 HEPA フィルタに付着していないものとみなし、第 2 段 HEPA フィルタの損傷要因としてミストの付着およびランダムな破損の両者を考慮することとした(シーケンス No.6)。

なお、イベントツリーの右側の欄には、起因事象発生頻度と分岐確率の積で表される各シーケンスの発生頻度を記した。

### ( 4 ) 放射性物質の施設外への放出量および周辺公衆への影響

周辺公衆への影響評価においては、2.2.1 節で検討した周辺公衆に対する被ばく線量評価

結果を適用することとした。イベントツリー上に表した事象シーケンスに対して、施設外へ放出される放射性物質の放射能、六ヶ所再処理工場と同一の立地条件および排気筒効果を想定した場合の周辺公衆の被ばく線量、リスク係数として 0.05 死/Sv を仮定した場合の死亡確率、ならびに事象シーケンスの年間発生頻度の計算値を表 31 および表 32 にまとめた。この計算値に基づくと超臨界直接抽出配管破損に起因する放射線被ばくにより周辺公衆個人（成人）が晩発性死亡に至る年間確率は U/Pu 抽出時の破損事象に対しては ICRP Pub.72 に基づく評価で約  $7.5 \times 10^{-13}$  死/年である。同様に、MA 抽出時に対する評価は約  $1.1 \times 10^{-11}$  死/年となった。超臨界直接抽出法再処理施設は、抽出工程を除いては基本的に先進湿式再処理施設と同様に液体を取り扱うので、先進湿式再処理システム + 簡素化ペレット法燃料製造システム（200tHM/y）一体化プラントに対するリスク評価 [20] を参考にすると、冷却機能喪失に起因する全槽での沸騰および沸騰蒸気の凝縮失敗による周辺公衆個人（成人）の晩発性死亡の年間確率が  $10^{-9}$  のオーダーで支配的な寄与になるものと推定される。

表 31. U/Pu 抽出時における超臨界直接抽出配管破損によるリスク

	セル排気系HEPAフィルタ健全 シーケンスNo.1	セル排気系第2段HEPAフィルタ損傷 シーケンスNo.2	セル排気系第1段HEPAフィルタ損傷 シーケンスNo.3, 5	セル排気系HEPAフィルタ全て損傷 シーケンスNo.4, 6
セルへの漏洩量	U : 4524g (2.06E+8Bq) Pu : 701g (1.47E+13Bq) Np : 2.77g (7.23E+8Bq)			
漏洩流体からセル気相部への移行率(U, Pu, MA)	0.001			
セル排気系第1段HEPAフィルタの除染係数(U, Pu, MA)	1000		1	
セル排気系第2段HEPAフィルタの除染係数(U, Pu, MA)	100	1	1000	1
施設外放出量 U Pu Np	4.524E-5g(2.06 Bq) 7.01E-6g(1.47E+5Bq) 2.77E-8g(7.23E-1Bq)	4.524E-3g(2.06E+2Bq) 7.01E-4g(1.47E+7Bq) 2.77E-6g(7.23E+1Bq)	4.524g(2.06E+5Bq) 7.01E-1g(1.47E+10Bq) 2.77E-3g(7.23E+4q)	
周辺公衆の被ばく線量 ICRP30(mSv) ICRP72(mSv)	5.82E-06 6.25E-06	5.82E-04 6.25E-04	5.82E-01 6.25E-01	
周辺公衆の死亡確率(注1) ICRP30(死/事象) ICRP72(死/事象)	2.91E-10 3.12E-10	2.91E-08 3.12E-08	2.91E-05 3.12E-05	
シーケンス発生頻度(/y)	3.8E-4	1.4E-6	2.9E-6	1.6E-8

(注 1)リスク係数 0.05 死/Sv を仮定

表 32. MA 抽出時における超臨界直接抽出配管破損によるリスク

	セル排気系HEPAフィルタ健全 シーケンスNo.1	セル排気系第2段HEPAフィルタ損傷 シーケンスNo.2	セル排気系第1段HEPAフィルタ損傷 シーケンスNo.3, 5	セル排気系HEPAフィルタ全て損傷 シーケンスNo.4, 6
セルへの漏洩量	Am : 405g (3.92E+13Bq) Cm : 129g (3.23E+14Bq)			
漏洩流体からセル気相部への移行率(U, Pu, MA)	0.001			
セル排気系第1段HEPAフィルタの除染係数(U, Pu, MA)	1000		1	
セル排気系第2段HEPAフィルタの除染係数(U, Pu, MA)	100	1	1000	1
施設外放出量 Am Cm	4.05E-6g (3.92E+5Bq) 1.29E-6g (3.23E+6Bq)	4.05E-4g (3.92E+7Bq) 1.29E-4g (3.23E+8Bq)	4.05E-1g (3.92E+10Bq) 1.29E-1g (3.23E+11Bq)	
周辺公衆の被ばく線量 ICRP30(mSv) ICRP72(mSv)	1.08E-04 9.46E-05	1.08E-02 9.46E-03	1.08E+01 9.46E+00	
周辺公衆の死亡確率(注1) ICRP30(死/事象) ICRP72(死/事象)	5.41E-09 4.73E-09	5.41E-07 4.73E-07	5.41E-04 4.73E-04	
シーケンス発生頻度(/y)	3.8E-4	1.4E-6	2.9E-6	1.6E-8

(注 1)リスク係数 0.05 死/Sv を仮定

超臨界直接抽出配管破損	セル排気系第1段HEPAフィルタの健全性	セル排気系第2段HEPAフィルタの健全性	シーケンスNo.	発生頻度(/y)	
3.8E-04 (/y)	維持	維持	1	3.8E-04	
	9.92E-01	9.96E-01			
	喪失(従属事象 <sup>注1</sup> )	4.00E-03	喪失(ランダム事象)	2	1.4E-06
			3.70E-03		
	喪失(ランダム事象)	3.70E-03	維持	3	1.5E-06
			9.96E-01		
喪失(ランダム事象)			4	5.6E-09	
3.70E-03					
喪失(ランダム事象 + 従属事象 <sup>注1</sup> )	3.70E-03	維持	5	1.4E-06	
		9.92E-01			
		喪失(ランダム事象 + 従属事象 <sup>注1</sup> )	6	1.1E-08	
		7.70E-03			

(注1) ミスト付着を原因とする差圧上昇による破損

図 48. 超臨界直接抽出配管破損を起因とする放出イベントツリー

## 3.2.2 NEXT プロセス MA 回収設備

NEXT プロセス MA 回収設備における代表的な異常事象として CMPO 分離塔での吸着剤の爆発事故を選定した。この事象を起因とする放出イベントツリーを構築することにより、放射性物質の施設外への異常放出シーケンスを同定した。その結果を基に異常放出シーケンスの発生頻度を概算するとともに、施設外へ放出される放射性物質による周辺公衆の被ばく線量ならびに死亡リスクを概算した。

### ( 1 ) 放射性物質の施設外への移行経路

分離塔内における吸着剤の爆発を想定すると、分離塔内の放射性物質すなわち樹脂に吸着されていた MA および FP が樹脂槽内の溶液とともにセル内へ漏洩する。漏洩した放射性物質はセルの負圧管理で閉じ込めることとなる。このとき、セル内へ漏洩した放射性物質の一部は蒸発してミストとなり、セル排気系に運ばれた後、セル排気系の HEPA フィルタにて浄化され、浄化された排ガスは排気筒を経て施設外に放出される。

### ( 2 ) 放出イベントツリーの構築

施設外への放射性物質の放出量に影響を及ぼす因子には、気相への移行率、負圧管理を担う排風機の健全性、浄化装置 (HEPA フィルタ) の健全性が挙げられる。このうち、気相への移行率の不確かさについては感度解析の中で考慮することとした。多重化されている排風機の健全性が完全に損なわれた場合には、当該セルの負圧が損なわれるものの隣接する部屋の負圧がセル排気系とは独立な建屋排気系により確保されるため、施設全体としての放射性物質閉じ込め機能の著しい低下には至らないものと判断できる。このため、排風機の機能喪失を本検討の範囲から除外することとした。HEPA フィルタの健全性が損なわれた場合には放射性物質の閉じ込め能力が著しく低下するので、放出イベントツリー(図 49 参照)の中で明示的に考慮することとした。

### ( 3 ) 起因事象発生頻度

分離塔内の吸着剤爆発の原因としては、吸着剤の温度上昇による吸着溶媒の急激な分解反応および吸着剤と濃硝酸の長期接触によるニトロ化反応が考えられる。この 2 つの反応につき、工程系統図から推測した発生要因を図 50 に示すフォールトツリーに展開した。

#### (i) 吸着剤の温度上昇原因

吸着剤の温度上昇は、CMPO 分離塔への溶離液が長期停止することにより MA が蓄積した場合に唯一発生すると考えられる。なお、長期間の時間数は今後検討して定めなければならない。さらに、通常は、工程の自動運転を監視している運転員によって、溶離液の供給停

止が検知され長期間放置されることなく是正措置が取られることに十分期待できる。このため、供給停止が生じたことに加えて、運転員が異常を看過したまま運転を継続する場合に限り、爆発を生じさせるほどの温度上昇に至るものと仮定した。

フォールトツリー中に「A」と記した「CMPO 分離塔への溶離液の供給停止」の原因には溶離液供給元のポンプ故障、同じく溶離液供給ライン上の弁の開失敗、弁の開閉制御を行っているシーケンスの故障の3種類が考えられる。

#### (ii) 吸着剤のニトロ化原因

吸着剤のニトロ化は、CMPO 分離塔へ 4mol/リットル硝酸の洗浄液のみが供給され、溶離液および再生液が供給されない場合に進行するとみなした。また、ここでも運転員が異常を看過したまま運転を継続する場合に限り爆発へ進展すると仮定した。

フォールトツリー中に「B」と記した「吸着剤と濃硝酸の長期間接触」は、溶離液と再生液の両者とも供給されない場合に限り生じる。このため、その原因は、溶離液供給ライン故障と再生液供給ライン故障の AND 条件として展開される。なお、制御回路については共通であると想定し、単一の事象のみで、「吸着剤と濃硝酸の長期間接触」に至るものとみなした。

ツリーの解析において使用した機器の故障率を表 33 に示す。なお、弁の故障率については注意が必要なので検討した内容を述べる。このプロセスでは 1 日に 96 サイクルの運転状態の切り換え操作があるので、その切り換えは弁により行われるものと仮定した。米国の軽水炉施設用の空気作動弁の故障確率値（恐らく、1 ヶ月に 1 回程度の作動要求を前提とした故障確率値と思われる）を切り換え弁にそのまま適用して弁の故障頻度を算定したところ、6 日に 1 回の頻度で開失敗が起きる計算結果が得られた。この計算が正しければ、プロセスの稼働率の観点から成立しないので、設計としては不適當である。このため、安定な運転が行われる程度の稼働率が達成されるように弁の信頼度も確保されるものとみなして弁の故障頻度を 200 日の運転あたり 0.01 回程度である設定した。その結果、フォールトツリーの頂上事象の発生頻度は  $2.3 \times 10^{-4}/y$  となった。

#### (4) 放出イベントツリーの分岐確率

吸着剤爆発に伴い、樹脂に吸着されていた MA および FP が樹脂槽内の溶液とともにセル内に漏洩する。このとき、一部は蒸発してミストとしてセル排気系に運ばれ、HEPA フィルタに捕獲される。

セル排気系の第一段 HEPA フィルタの健全性の分岐確率については、気相へ移行した抽出溶媒および放射性物質の全量がミストとなって HEPA フィルタへ付着すると仮定した場合のミストの付着による従属的な損傷を考慮に入れて設定した。具体的には、HEPA フィルタへのミストの付着量を基に計算した HEPA フィルタの圧力損失の上昇値を基に、高湿度雰囲気



での HEPA フィルタの破損圧損の実験測定値のばらつき分布を基に圧力損失値の関数として HEPA フィルタの損傷確率を推定した。その結果、抽出溶媒および放射性物質の気相への移行率が 0.1 以下であれば HEPA フィルタの損傷確率は高々 0.01 であり、移行率が 0.01 以下では同損傷確率は約 0.004 となることがわかった。一方、このようなミストの付着によらない損傷が生じる確率（ランダムな破損確率）は約  $3.7 \times 10^{-3}$  と見積もられる。

第 2 段 HEPA フィルタの損傷要因は、第 1 段 HEPA フィルタの状態に依存して決定される。第 1 段 HEPA フィルタが健全な場合には、排気中のミストは第 1 段 HEPA フィルタによって除去されるので第 2 段 HEPA フィルタの損傷要因としてミストの付着を無視して良く、ランダムな破損のみを考慮すれば良い（シーケンス No.2）。

次に、第 1 段 HEPA フィルタがミストの付着による差圧上昇が原因で損傷した場合には、ミストの大部分は第 1 段 HEPA フィルタに付着しているため、第 2 段 HEPA フィルタの損傷要因としてミストの付着を無視して良く、ランダムな破損のみを考慮すれば良い（シーケンス No.4）。

最後に、第 1 段 HEPA フィルタがランダムな破損を生じた場合には、ミストの大部分は第 1 段 HEPA フィルタに付着していないものとみなし、第 2 段 HEPA フィルタの損傷要因としてミストの付着およびランダムな破損の両者を考慮することとした（シーケンス No.6）。

なお、イベントツリーの右側の欄には、起因事象発生頻度と分岐確率の積で表される各シーケンスの発生頻度を記した。

## （ 5 ）放射性物質の施設外への放出量および周辺公衆への影響

周辺公衆への影響評価においては、2.2.2 節で検討した周辺公衆に対する被ばく線量評価結果を適用することとした。イベントツリー上に表した事象シーケンスに対して、施設外への放出される放射性物質の放射能、六ヶ所再処理工場と同一の立地条件および排気筒効果を想定した場合の周辺公衆の被ばく線量、リスク係数として 0.05 死/Sv を仮定した場合の死亡確率、ならびに事象シーケンスの年間発生頻度の計算値を表 34 にまとめた。この計算値に基づくと CMPO 分離塔内での爆発に起因する放射線被ばくにより周辺公衆個人（成人）が晩発性死亡に至る年間確率は ICRP Pub.72 に基づく評価で約  $1.1 \times 10^{-12}$  死/年である。MA 回収設備は NEXT プロセスの一部を構成するものなので、先進湿式再処理システム + 簡素化ペレット法燃料製造システム（200tHM/y）一体化プラントに対するリスク評価 [20] を参考に NEXT プロセス全体のリスクを考えると、MA 回収設備のリスクは無視できる程度と結論づけられ、冷却機能喪失に起因する全槽での沸騰および沸騰蒸気の凝縮失敗による周辺公衆個人（成人）の晩発性死亡の年間確率が  $10^{-9}$  のオーダーで支配的な寄与になるものと推定される。

表 33. 機器故障率等の設定根拠

試薬供給ライン弁開失敗	系統構成の詳細は不明であるが、溶離液供給ラインに空気作動弁が1個あると仮定する。空気作動弁1個の開動作失敗のデマンド故障率は $1.7E-3/d$ 1である。1日96サイクルの脱着操作から、 $1.7E-3/d \times 96d/日 \times 200日 = 32.64/y$ となる。これは6日に1回の失敗となり、設計上不適当である。このため、ここでは設計検討が行われる(空気作動弁を用いない設計など)ものとして下記と同オーダーの $0.01/y$ 程度を仮設定する。
シーケンス故障	計算機がエラーを起こす頻度を工学的に $0.01/y$ と設定する。
溶離液用ポンプ 又は再生液用ポンプ故障	電動ポンプの運転継続失敗率 $5.0E-6/h$ 2より、 $5.0E-6 \times 24h \times 200d = 2.4E-2/y$ とする。
シーケンス等異常の看過	黒田勲の著書「信じられないミスはなぜ起こる」 3に記載の「誤った理解」の過誤率 $4.2E-3$ から、 $4.2E-3/y$ と設定する。

- 1 データの出典：B. G. Gilbert, W. J. Reece, et. al., "Nuclear Computerized Library for Assessing Reactor Reliability (NUCLARR) Data Manual, Part 3: Hardware Component Failure Data (HCFD)", NUREG/CR-4639 Vol.5 Rev.3 (1990) .
- 2 データの出典："Data Summaries of Licensee Event Reports of Pumps at U.S. Commercial Nuclear Power Plants", NUREG/CR-1205 Rev.1(1980) .
- 3 データの出典：黒田勲、「信じられないミス」はなぜ起こる、中災防新書

表 34. NEXT プロセス MA 回収設備における分離塔内爆発事故によるリスク

	セル排気系HEPAフィルタ健全 シーケンスNo.1	セル排気系第2段HEPAフィルタ損傷 シーケンスNo.2	セル排気系第1段HEPAフィルタ損傷 シーケンスNo.3, 5	セル排気系HEPAフィルタ全て損傷 シーケンスNo.4, 6
セルへの漏洩量	$N_p : 0.685g (1.79E+7Bq)$ $A_m : 65.85g (6.37E+12Bq)$ $C_m : 19.39g (4.85E+13Bq)$ $F_P : 781.0g (3.43E+14Bq)$			
漏洩流体からセル気相部への移行率( $N_p, A_m, C_m, F_P$ )	0.001			
セル排気系第1段HEPAフィルタの除染係数( $N_p, A_m, C_m, F_P$ )	1000			1
セル排気系第2段HEPAフィルタの除染係数( $N_p, A_m, C_m, F_P$ )	100	1	1000	1
施設外放出量				
$N_p$	$6.85E-9g (1.79E-1Bq)$	$6.85E-7g (1.79E+1Bq)$		$6.85E-4g (1.79E+4Bq)$
$A_m$	$6.585E-7g (6.37E+4Bq)$	$6.585E-5g (6.37E+6Bq)$		$6.585E-2g (6.37E+9Bq)$
$C_m$	$1.939E-7g (4.85E+5Bq)$	$1.939E-5g (4.85E+7Bq)$		$1.939E-2g (4.85E+10Bq)$
$F_P$	$7.81E-6g (3.43E+6Bq)$	$7.81E-4g (3.43E+8Bq)$		$7.81E-1g (3.43E+11Bq)$
周辺公衆の被ばく線量				
ICRP30(mSv)	$1.66E-05$	$1.66E-03$		$1.66E+00$
ICRP72(mSv)	$1.45E-05$	$1.45E-03$		$1.45E+00$
周辺公衆の死亡確率(注1)				
ICRP30(死/事象)	$8.29E-10$	$8.29E-08$		$8.29E-05$
ICRP72(死/事象)	$7.23E-10$	$7.23E-08$		$7.23E-05$
シーケンス発生頻度(/y)	$2.3E-4$	$8.4E-7$	$1.8E-6$	$1.0E-8$

(注1)リスク係数 $0.05死/Sv$ を仮定

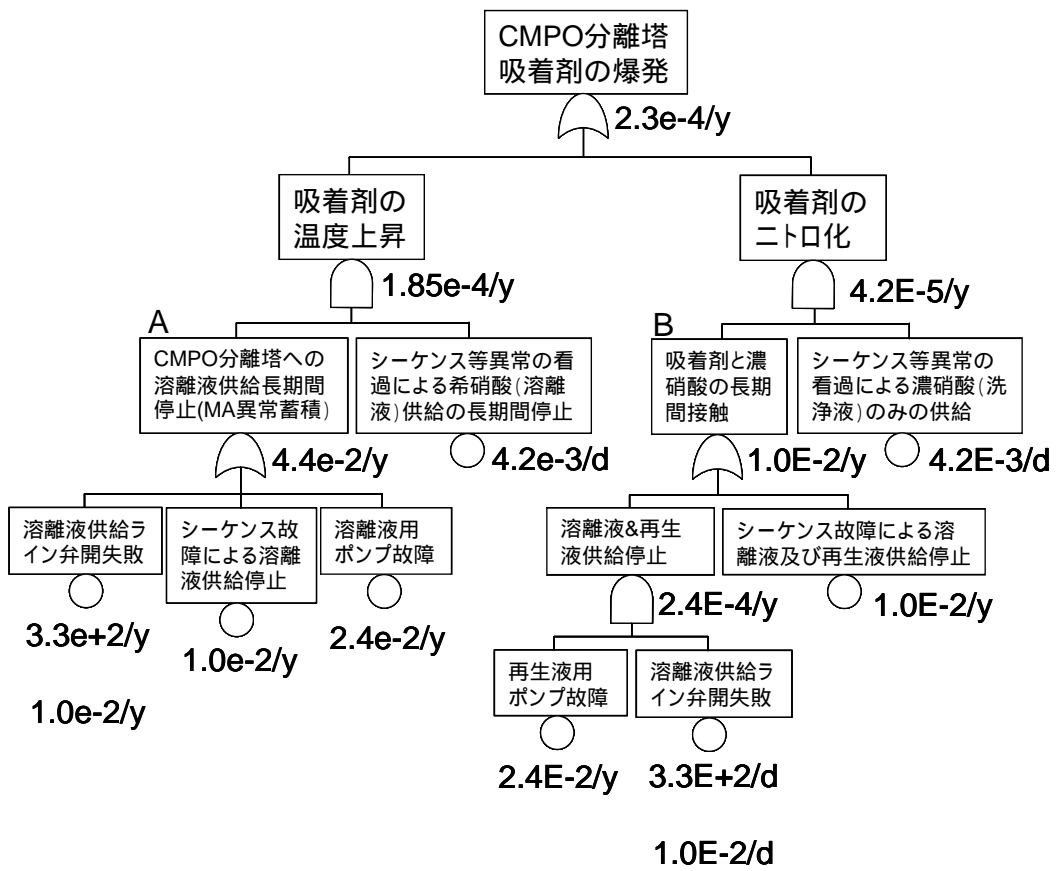


図 49. 分離塔内爆発事故の概略フォールトツリー

分離塔内爆発	セル排気系第1段 HEPAフィルタの健全性	セル排気系第2段 HEPAフィルタの健全性	シーケンス No.	発生頻度 (/y)
2.3E-04 (/y)	維持 9.92E-01	維持 9.96E-01	1	2.27E-4
		喪失(ランダム事象) 3.70E-03	2	8.44E-7
	喪失(従属事象 <sup>注1</sup> ) 4.00E-03	維持 9.96E-01	3	9.17E-7
		喪失(ランダム事象) 3.70E-03	4	3.40E-9
	喪失(ランダム事象) 3.70E-03	維持 9.92E-01	5	8.44E-7
		喪失(ランダム事象 + 従属事象 <sup>注1</sup> ) 7.70E-03	6	6.55E-9

(注1) ミスト付着を原因とする差圧上昇による破損

図 50. NEXT プロセス MA 回収設備における分離塔内爆発事故を起因とする放出イベントツリー

## 4 おわりに

実用化戦略調査研究において検討対象としている炉およびサイクルシステム概念について、合理的な安全設計概念構築に資するための検討を実施し、以下の成果を得た。

### (1) 安全性の目標設定及び安全設計・評価方針策定に関する検討

#### (i) 炉システム

##### (a) ナトリウム冷却炉

- ・ ナトリウム炉について、安全設計・評価方針の基本的な考え方を整理するとともに、軽水炉と同等の安全性の示し方、避難不要概念の考え方、格納容器の性能要求について検討し、格納容器設計に関する課題の明確化を図った。
- ・ 合理的な再臨界回避方策として提案している熔融燃料排出ダクト付き概念の有効性見通しを予備解析結果によって示した。また、損傷炉心挙動の3次元効果について分析し、制御棒案内管の存在による熔融燃料の冷却効果などの事象進展緩和効果を抽出し、評価に反映した。
- ・ 金属燃料ナトリウム冷却小型炉のCDA評価に関する現状知見と再臨界を回避するための検討の方向性、炉心設計の要求事項についてまとめた。

##### (b) 鉛ビスマス冷却炉

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損による1次系への蒸気の大規模流入可能性について検討した結果、その可能性が否定できないことから蒸気発生器下端部での蒸気泡流出防止対策をとることを検討し、設計に採り入れた。

##### (c) ヘリウム冷却炉

- ・ 炉心崩壊事故シナリオを定性的に把握し、コアキャッチャーに代表される対策設備概念の検討に反映した。

#### (ii) 燃料サイクルシステム

- ・ 超臨界直接抽出法リサイクルシステムおよびNEXTプロセスのMA回収設備（抽出クロマトグラフィ法）を対象として異常事象の抽出を行い、代表事象を選定して周辺公衆の被ばく評価を行い判断基準の5mSv以下を満足する見通しを得た。また、超臨界直接抽出法の代表事象である配管破損については事故時におけるセル内負圧を維持するための条件として通常時における負圧度を約450Pa以上にすれば良いことを明らかにした。

### (2) 候補概念の概略リスク評価

#### (i) 炉システム

- ・ ナトリウム炉の炉心損傷頻度の合理的な低減のため、除熱源喪失型の炉心損傷事象に支配的なシグナスの抽出を行い、蒸気発生器への蒸気補給、空気冷却器ダンパの多様化などの対策を考案した。また、これらの対策により除熱源喪失型の炉心損傷頻度に対して1桁以上の低減が見込まれることを簡易評価により確認した。

#### (ii) 燃料サイクルシステム

- ・ 中間評価までに実施済みの先進湿式施設および乾式金属電解法施設に加えてH16年度は、高圧の流体を内蔵する超臨界直接抽出法の施設および湿式リファレンス施設における抽出用マトリクス法のMA回収工程を対象に代表事象に焦点を絞ったリスク評価を実施し、リスクが十分に低いことを確認した。以上によりいずれの概念も安全性の目標を達成可能なことを確認した。

## 参考文献

- [1] (財)原子力安全研究協会(高速炉安全性調査専門委員会), “高速炉の安全性の考え方に関する報告書,” (1994).
- [2] (財)原子力安全研究協会, “高速増殖炉の安全基準に関する調査、平成8年度科学技術調査資料作成委託研究,” (1997).
- [3] 原子力安全委員会, “原子力施設等の防災対策について,” (2003).  
[http://www.nsc.go.jp/sonota/bousai\\_f.htm](http://www.nsc.go.jp/sonota/bousai_f.htm)
- [4] 大洗町 生活環境課原子力防災係, “大洗町の原子力施設 原子力防災 Q&A”.  
<http://www.town.oarai.ibaraki.jp/~koushitsu/genshi/kouhou/qa5.htm>
- [5] 都合泰正, “TMI 原発事故 その実態と分析,” 電力新報社 (1979).
- [6] 原子力安全委員会, “昭和 61 年 原子力安全年報,” (1986).  
<http://www.nsc.go.jp/hakusyo/S61/1-2-1.htm>
- [7] 松岡信夫, “ドキュメント チェルノブイリ,” 緑風出版 (1988).
- [8] S. M. Kim, et al., “Estimating of evacuation time for emergency planning zone of Uljin nuclear power plants,” Proceedings of the KNS spring meeting, Gyeongju, Korea, May 27-28, 2004, p. 17 (2004).
- [9] Thomas Urbanik II, “Evacuation time estimates for nuclear power plants,” Journal of Hazardous Materials, Vol. 75, Issues 2-3, pp. 165-180 (2000).
- [10] M. K. Lindell, et al., “Estimating Evacuation Time Components: Lessons from Nuclear Power Plants, Hurricanes, and the First World Trade Center Bombing,” Hazard Reduction & Recovery Center, Texas A&M University.  
[http://fire.nist.gov/CDPUBS/NISTSP\\_1032/Papers/Lindell\\_Paper.pdf](http://fire.nist.gov/CDPUBS/NISTSP_1032/Papers/Lindell_Paper.pdf)
- [11] H. Yamano, et al., “SIMMER-III: A Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis, Version 3.A Model Summary and Program Description,” JNC TN9400 2003-071 (2003).
- [12] H. Yamano, et al., “SIMMER-IV: A Three-Dimensional Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis, Version 2.A Model Summary and Program Description,” JNC TN9400 2003-070 (2003).
- [13] 飛田吉春, 他, “高速増殖原型炉 ULOF 事象の評価研究 - 最新の知見を反映した炉心損傷評価 - ,” PNC TN9410 97-079 (1997).

- [14] Y. Tobita, et al., "Evaluation of CDA Energetics in the Prototype LMFBR with Latest Knowledge and Tools," 7th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-7), Tokyo, Japan, April 19-23, 1999, ICONE-7145 (1999).
- [15] 植田伸幸, "金属燃料炉心の炉心損傷時再臨界性評価 - 起因過程解析による大型炉心の評価 - ," 電力中央研究所報告 T03060 (2004).
- [16] 日本原燃(株), 三菱重工業(株), "再処理施設の設計基準事象選定," J/M-1004 改 2 (1996).
- [17] E. Walker, "A Summary of Parameters Affecting the Release and Transport of Radioactive Material from an Unplanned Incident," BNFO-81-2 (1981).
- [18] 此村 守, 他, "高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズ II 中間報告 - 原子炉プラントシステム技術検討書 - ," JNC TN9400 2004-035, (2004).
- [19] B. G. Gilbert, et. al., "Nuclear Computerized Library for Assessing Reactor Reliability (NUCLARR) Data Manual, Part 3: Hardware Component Failure Data (HCFD)", NUREG/CR-4639 Vol.5 Rev.3 (1990).
- [20] 佐藤浩司, 他, "高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズ 中間報告 - 燃料サイクルシステム技術検討書 - ," JNC TN9400 2004-036, pp.510-511 (2004).



# 付録 A: 次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドラインの抜粋

(1999年4月 (財)原子力安全研究協会 格納容器設計基準調査専門委員会)

## 1. 安全裕度の評価

### 1.1 評価すべき事象

PSAの知見及びシビアアクシデントに関する実験から、シビアアクシデントに際して格納容器の機能に脅威を与える恐れのある荷重を発生しうる事象としては以下の事象がある。

- ・ 格納容器加圧及び加熱
- ・ 水素燃焼
- ・ 溶融炉心 - コンクリート相互作用 (MCCI)
- ・ 格納容器直接加熱 (DCH)
- ・ 溶融燃料 - 冷却材相互作用 (FCI)
- ・ 再臨界
- ・ 格納容器直接接触 (シェル・アタック)

### 1.2 評価における考え方

(1) 上記の事象に伴い発生する荷重が当該格納容器に対して実際の脅威となるか否かは、その格納容器の設計に依存する。設計の裕度を評価するとともに設計及びアクシデントマネジメントにおけるより効果的な手段を考案する上では、

- ・ 発生すれば急激に大きな機械的エネルギーを発生し、格納容器に動的な荷重を加える事象については、その発生を防止することが合理的である
- ・ 炉心損傷時に当該事象が発生する可能性が高いが、発生しても格納容器に加わる荷重の増加が比較的ゆっくりしている場合は、その発生を仮定しても格納容器が耐性に収まる裕度を確保し適切なアクシデントマネジメントが採られるようにすることが合理的である

といえることから、設計に際しては荷重の特性に応じた対処方針を考えることが適切である。

この考え方に従い、上記の事象に対し、当該荷重の発生確率(絶対値、炉心損傷時の条件付確率)及び不確かさ、格納容器耐性への影響の大きさ等を考慮して事象を以下のように分類し、各々に適した考え方で安全裕度の確認を行う。

- 1) 事象発生防止の評価のみを行い、格納容器に加わる荷重の評価を行わない事象
- 2) 事象発生防止の評価を行い、格納容器に加わる荷重の評価は参考評価として行う事象
- 3) 格納容器に加わる荷重の発生を仮定し、評価を行う事象

事象の発生が防止されていることのめやすとしては、炉心損傷時に当該事象が発生する可能性が低く（条件付確率で 0.1 未満をめやすとする）かつ事象発生頻度も低いもの（10 - 7 / 炉年未満をめやすとする）とする。

(2) 裕度評価に当たっては、本評価が設計基準事象を超えた極めて頻度の低い事象に対する評価であることから、設計基準事象評価で用いられている保守的な仮定条件を導入する必要はない。解析コードは目的に応じて適切なものを用いること。ここで、使用する評価モデルはその時点の知見に基づいて当該事象の挙動を適切に模擬するものとし、過度の保守性を含む必要はない。

(3) 溶融炉心を原子炉圧力容器内に保持し、原子炉圧力容器の破損を回避する対策を IVR (In-Vessel Retention) という。この対策が有効な場合、原子炉圧力容器外で生じる不確かさの多い現象を排除することが可能となる。したがって、原子炉圧力容器の外部あるいは内部からの冷却により原子炉圧力容器破損の確率が十分小さいことを示すとともに、原子炉圧力容器内の溶融炉心に対する冷却有効性を証明し、格納容器健全性が脅かされることがないことを確認することができれば、それをもって、原子炉圧力容器外で発生する事象への対策に代えるという設計も可能となる。

## 2. 各事象に対する安全裕度の評価

### 2.1 格納容器加圧及び加熱

- ・ 加熱源：崩壊熱や水素燃焼、金属 - 水反応等の化学反応による熱発生
- ・ 加圧源：格納容器内部における原子炉冷却材の放出や崩壊熱等による水蒸気の発生、金属 - 水反応による水素の発生、溶融炉心 - コンクリート相互作用 (MCCI) による非凝縮性気体の発生等
- ・ 格納容器にかかる荷重の増加が比較的ゆっくりしている事象を対象として格納容器の圧力・温度を評価する。
- ・ 発生すれば急激に大きな機械的エネルギーを発生し、格納容器に動的な荷重を加える事象（水素燃焼、格納容器直接加熱 (DCH) 及び溶融燃料 - 冷却材相互作用 (FCI)）については、その発生を防止する。
- ・ 原子炉スクラム失敗事象 (ATWS) 時の加圧に関しては、発生の確率が十分低い (10 - 7 / 炉年以下をめやすとする) 場合には、事象の発生が防止されていると判断されるため、格納容器加圧に関して ATWS を考慮する必要はない。

### 2.2 水素燃焼

- ・ 水素発生源：金属 - 水反応や溶融炉心 - コンクリート相互作用 (MCCI) 及び水の放射線

#### 分解

- ・ PSA に基づく主要な炉心損傷シーケンスの中から水素発生の観点から厳しい事象を選定し（炉心損傷シーケンスの 95%を包絡するレベル）局所的にも水素爆轟が生じないようにする。

### 2.3 溶融炉心 - コンクリート相互作用 (MCCI)

- ・ 評価対象：溶融炉心が原子炉压力容器から格納容器床面のコンクリート上に落下した場合のコンクリート床侵食による格納容器の閉じ込め機能の劣化に対する設計裕度の妥当性
- ・ 注水手段を用意し、燃料を冷却して侵食を抑制する。
- ・ 落下する溶融炉心の量は、部分的に原子炉压力容器内にとどまることが示されない限りは全炉心に相当する量とする。溶融炉心の落下のタイミングは事象進展を適切に考慮して定めること。

### 2.4 格納容器直接加熱 (DCH)

原子炉冷却材が高圧状態で原子炉压力容器破損が生じた場合、微粒子化した溶融炉心が格納容器空間部に飛散し、格納容器雰囲気加熱されて急速に格納容器が加圧される。

- (a) DCH 発生防止のため、信頼性の高い原子炉冷却系の減圧設備（信頼度めやす 10 - 3/demand）を設けること。
- (b) DCH 発生による格納容器内圧力・温度の急上昇防止のため、格納容器内の配置上の工夫を行うことが望ましい。（参考評価として影響評価を実施）

### 2.5 溶融燃料 - 冷却材相互作用 (FCI)

- ・ 溶融炉心と冷却材（水）の接触に伴い、溶融炉心の持つ熱エネルギーが爆発的な機械エネルギーに変換（急速な FCI）されて、格納容器への荷重を生じる恐れがある。
- ・ 原子炉压力容器内の急速な FCI による格納容器への荷重は、既存の軽水炉と同様の原子炉設計であれば生じないと考えられるため、対象とする原子炉の設計が既存のものと同じく変わらないことが確認できれば、原子炉压力容器内の急速な FCI による格納容器への荷重を評価する必要はない。
- ・ 大量の水に溶融炉心が落下する形態において急速な FCI が発生する可能性の不確かさに鑑み、原子炉压力容器外 FCI による格納容器の閉じ込め機能への影響を評価する。

### 2.6 再臨界

- ・ 原子炉压力容器内注水に完全に失敗し、制御棒溶融発生から燃料溶融に至る間に注水系が復旧して原子炉压力容器内に注水されることにより、あるいは、原子炉压力容器から原子炉压力容器下部の格納容器床面に溶融炉心が落下し、水と混合することにより再臨界状態

となった場合、燃料発熱量の増加により、原子炉压力容器内及び格納容器内の圧力・温度が上昇する恐れがある。

- ・ ほう酸水を注入する系統等により炉心内のほう酸濃度を適切に制御する手段の確保により再臨界の可能性を実質排除できること、あるいは原子炉压力容器外での溶融炉心の挙動等を適切に考慮することにより、すなわち、仮に不均一混合状態において再臨界が発生した場合でも、臨界状態が安定的に継続することはないと考えられ、再臨界の可能性を実質排除できることから、格納容器の健全性を脅かす荷重として考慮する必要はないと判断できる。

## 2.7 格納容器直接接触（シェル・アタック）

- ・ 原子炉压力容器下部における格納容器の構造によっては、原子炉压力容器から落下した溶融炉心が格納容器床面で拡がり格納容器バウンダリと直接接触し、格納容器が破損する恐れがある。これを防止するためには、溶融炉心が拡がっても、格納容器バウンダリに直接接触しない構造とするか、適切なアクシデントマネジメントにより溶融炉心の拡がりを抑えることが有効である。
- ・ 落下した溶融炉心と格納容器バウンダリが直接接触しない構造とする。

## 2.8 格納容器バイパス

格納容器外へ通じている配管等が適切に隔離されないため、構造物としての格納容器の健全性は確保されているにもかかわらず、放射性物質が格納容器をバイパスして環境へ放出される事象（インターフェース LOCA、蒸気発生器伝熱管破損時における長期にわたる破損蒸気発生器からの漏洩継続、シビアアクシデントが生じた後に蒸気発生器伝熱管破損（Induced SGTR）が生じる可能性）

- (a) 格納容器バイパス発生防止のために適切な隔離設計がなされていること。
- (b) 格納容器バイパス発生防止のために適切な耐圧設計がなされていること。
- (c) 漏洩停止のための適切な運転操作が可能な設計となっていること。